

UNIVERSIDADE DE LISBOA
FACULDADE DE CIÊNCIAS
DEPARTAMENTO DE FÍSICA



**Estudo Comparativo de Detectores de HPGe, NaI(Tl),
CdZnTe para aplicações em segurança e para resposta
a ameaças Nucleares e Radiológicas**

Luís Miguel Cabeça Marques

MESTRADO EM ENGENHARIA FÍSICA

2011

UNIVERSIDADE DE LISBOA
FACULDADE DE CIÊNCIAS
DEPARTAMENTO DE FÍSICA



**Estudo Comparativo de Detectores de HPGe, NaI(Tl),
CdZnTe para aplicações em segurança e para resposta
a ameaças Nucleares e Radiológicas**

Luís Miguel Cabeça Marques

MESTRADO EM ENGENHARIA FÍSICA

Dissertação orientada por:

Prof. Pedro Vaz, Instituto Tecnológico e Nuclear

Prof. José Marques, Instituto Tecnológico e Nuclear e Faculdade de Ciências da
Universidade de Lisboa

2011

Agradecimentos

A concretização desta dissertação de mestrado só foi possível com o apoio de muitas pessoas que me acompanharam neste longo percurso, sendo difícil mencionar todas elas neste espaço. Em particular, gostaria de agradecer:

Do Instituto Tecnológico e Nuclear, ao professor Pedro Vaz e ao professor José Marques pela orientação e apoio, ao Luís Portugal e à Sílvia Barros pela disponibilidade e ajuda no desenvolvimento deste trabalho.

À Força Aérea Portuguesa, por me ter permitido desenvolver este trabalho, nomeadamente ao Centro de Treino e Sobrevivência da Força Aérea e à Academia da Força Aérea, pela disponibilização de tempo e recursos.

Aos meus amigos que desde sempre se mantiveram fiéis a si mesmos, e que vivem a vida de uma forma intensa e persistente.

À minha mãe pela partilha nos momentos difíceis, dos quais muitos memoráveis.

Aos meus avós pela formação de carácter e pela confiança que sempre depositaram em mim.

À Carla Rodrigues pela sua amizade e compreensão.

À Regina e ao nosso pequeno Tomás, pela inspiração que desde cedo me transmitiram.

Resumo

Após ataques terroristas recentes, aumentou a preocupação internacional sobre as ameaças de índole nuclear e radiológica (NR), associadas ao tráfico ilícito não apenas de materiais nucleares e à sua possível aplicação em engenhos nucleares improvisados, mas também de outros materiais radioactivos (utilizados em aplicações na indústria, medicina e investigação) de possível aplicação em dispositivos de dispersão radiológica. Neste contexto, vários instrumentos, tratados e convenções e planos de acção internacionais foram estabelecidos e assinados na última década para reforçar a segurança e controlo de materiais nucleares e de matérias radioactivas.

O presente trabalho teve como principais objectivos analisar as características dos detectores de Germânio Hiper-Puro (HPGe), de Telureto de Cádmio e Zinco (CdZnTe) e de Iodeto de Sódio activado com Tálcio (NaI(Tl)) para a detecção, identificação e quantificação de radionuclídeos em cenários de ameaças NR e formular, baseado na caracterização dosimétrica da exposição dos membros das equipas de intervenção, recomendações operacionais relevantes para a resposta em situações decorrentes de ameaças ou de emergências NR.

Para alcançar estes objectivos foi utilizado o programa de simulação por métodos Monte Carlo MCNP, representativo do estado da arte computacional na simulação do transporte de radiação, para o cálculo das eficiências dos detectores e para a estimativa, utilizando um fantoma de *voxel*, de débitos de doses de radiações ionizantes a que estão expostos os membros das equipas de intervenção. Os resultados obtidos através das simulações Monte Carlo sugerem que os detectores CdZnTe apresentam um decréscimo acentuado da eficiência de fotopico acima dos 200 keV, o que os tornam adequados à identificação de radionuclídeos em campos de radiação de baixa energia. A excelente resolução em energia dos detectores HPGe torna-os na escolha ideal para a identificação de radionuclídeos em espectros complexos, apesar de exibirem eficiências de detecção inferiores às dos detectores NaI(Tl).

Palavras-chave: Dispositivo de dispersão radiológica, terrorismo nuclear, tráfico ilícito, ameaças Nucleares e Radiológicas, espectrometria gama, simulações Monte Carlo, MCNP.

Abstract

After recent terrorist attacks, an increased international concern has emerged about the radiological and nuclear (RN) threats associated with the illicit trafficking not only of nuclear materials due to their possible application in improvised nuclear devices, but also of other radioactive materials (used in industry, medicine and research applications) of possible applications in radiological dispersal devices (RDDs). In this context, various instruments, treaties and conventions and international action plans have been established and signed in the last decade with the objective to enhance security and control of nuclear materials and radioactive materials.

This work had as main objective the analysis of the characteristics of Hyper-Pure Germanium (HPGe), of Cadmium and Zinc Telluride (CdZnTe) and Sodium Iodide activated with Thallium (NaI(Tl)) detectors for the identification and quantification of radionuclides in RN threat scenarios and to formulate, based on the dosimetric characterization of the exposure of the intervention teams and of first responders, operational recommendations relevant to management of RN threats and emergencies.

To achieve these goals, we used the Monte Carlo simulation code MCNP, representing the state of the art in Monte Carlo simulation of radiation transport, for the calculation of detector's efficiencies and to assess, using a voxel phantom, the dose rates of ionizing radiation to which the members of the intervention teams are exposed. The results obtained from the Monte Carlo simulations suggest that the CdZnTe detectors have a sharp decrease in the photopeak efficiency above 200 keV, which makes them suitable for the detection and identification in low-energy radiation fields. Despite their lower detection efficiencies compared to those of NaI(Tl) detectors, the excellent energy resolution of HPGe detectors makes them the ideal choice for the identification of radionuclides in complex spectra.

Keywords: Radiological Dispersal Device, nuclear terrorism, illicit trafficking, radiological and nuclear threats, gamma-ray spectroscopy, Monte Carlo simulation, MCNP.

Acrónimos

AIEA – Agência Internacional de Energia Atómica

AMD – Actividade Mínima Detectável

ANPC – Autoridade Nacional de Protecção Civil

ANSI – American National Standards Institute

ASP – Advanced Spectroscopic Portal

BGO – Bismuth Germanate

Bq – Becquerel (1 desintegração por segundo)

BSS – Basic Safety Standards

CdTe – Telureto de Cádmio

CdZnTe / CZT – Telureto de Cádmio e Zinco

CEMGFA – Chefe do Estado-Maior General das Forças Armadas

Ci – Curie ($3,7 \times 10^{10}$ Bq)

COS – Comandante das Operações de Socorro

CPG – Coplanar-Grid

DECOJET – Unidade Móvel de Descontaminação

DL – Decreto-Lei

EMC – Electromechanical Cooling

ERAS – Equipas de Reconhecimento e Avaliação da Situação

FMCT - Fissile Material Cut-off Treaty

FWHM – Full Width at Half Maximum

GM – Geiger Muller

Gy – Gray (1 J/kg)

HEU – Highly Enriched Uranium

HPGe – High Purity Germanium (Germânio Hiper-Puro)

ICRP – International Commission on Radiological Protection

ICRU – International Commission on Radiation Units and Measurements

IND – Improvised Nuclear Device

ITDB – Illicit Trafficking Database

ITN – Instituto Tecnológico e Nuclear

KGB – Komitet Gosudarstvennoi Bezopasnosti

LANL – Los Alamos National Laboratory

LET – Linear Energy Transfer

LN₂ – Liquid Nitrogen Cooling

MCNP – Monte Carlo N-Particle Transport Code System

MDA – Minimum Detectable Activity (ver AMD)

NaI(Tl) – Iodeto de Sódio activado com Tálho

NBQ – Nucleares, Radiológicos e Químicos

NR – Nuclear e Radiológica

NORM – Naturally Occurring Radioactive Material

NRBQ – Nucleares, Radiológicos, Biológicos e/ou Químicos

PMMA – Polimetil-metacrilato

PMT – Photomultiplier Tube

PSD – Pulse Shape Discrimination

PVT – Polyvinyl Toluene

RBE – Relative Biological Effectiveness

RDD – Radiological Dispersal Device

RED – Radiological Exposure Device

RID – Radionuclide Identifier

RIID – Radio-Isotope Identification Device

RPM – Radiation Portal Monitor

RTG – Radiothermal Generator

SI – Sistema Internacional

SNM – Special Nuclear Material

SNPC – Serviço Nacional de Protecção Civil

Sv – Sievert

TC – Tomografia computadorizada

TNP – Tratado de Não Proliferação

Índice

Agradecimentos.....	i
Resumo	iii
Abstract.....	v
Acrónimos.....	vii
Índice de Figuras	5
Índice de Tabelas.....	6
Índice de Gráficos	8
CAPÍTULO I : Introdução.....	11
CAPÍTULO II : Protecção Radiológica e Dosimetria.....	15
II.1 Actividade.....	15
II.2 Grandezas dosimétricas.....	16
II.3 Efeitos estocásticos e determinísticos	19
II.4 Sistema de protecção radiológica.....	20
II.5 Restrições de dose e Limites de dose.....	23
II.6 Níveis de acção e níveis de referência.....	27
II.7 Grandezas operacionais.....	29
II.8 Recomendações do ICRP, regulamentos internacionais (BSS), Directivas europeias e legislação nacional	31
CAPÍTULO III : Segurança e Ameaças Nucleares e Radiológicas	33
III.1 Catalogação de fontes radioactivas.....	36
III.2 Segurança e protecção de fontes radioactivas	39
III.3 Tráfico ilícito de fontes radioactivas e de material nuclear	42
III.4 Cenários potenciais	43

III.5 <i>Radiological Dispersal Device (RDD) e Radiological Exposure Device (RED)</i>	46
III.6 Planeamento	49
III.6.1 Abordagem a todos os perigos	49
III.6.2 Características especiais	50
III.7 Período Pós-Ataque NR	52
III.7.1 Fases de resposta	52
III.7.2 Acções protectivas.....	54
III.8 Actuação das autoridades nacionais.....	54
III.8.1 Organização da intervenção	55
III.8.2 Avaliação inicial e estabelecimento de zonas e instalações de resposta	57
III.8.3 Normas de avaliação do perigo e estabelecimento do perímetro de segurança	60
III.8.4 Monitorização e Descontaminação.....	62
CAPÍTULO IV : Aplicação de métodos de Monte Carlo em Dosimetria Computacional	65
IV.1 Métodos de Monte Carlo.....	65
IV.3 Fantasmas de <i>voxel</i> para estimativa de doses	68
IV.4 Descrição do Fantoma de <i>voxel</i> “LAURA”	69
IV.5 Cenário de ameaça NR.....	70
IV.6 Cálculo de doses e débitos de dose.....	71
CAPÍTULO V : Detectores.....	79
V.1 Generalidades	79
V.2 Interacção da radiação gama com a matéria.....	81
V.3 Técnicas de detecção e espectrometria de fotões	82
V.4 Resolução e eficiência de detecção.....	83

V.5 Detectores de cintilação	85
V.6 Detectores semicondutores.....	88
V.6.1 Detectores de Germânio Hiper-Puro (HPGe)	88
V.6.2 Detectores de Telureto de Cádmio e Zinco (CZT).....	91
CAPÍTULO VI : Detectores NaI(Tl), CZT e HPGe para aplicações em segurança e para resposta a ameaças NR.....	93
VI.1 Equipamentos de detecção e identificação de radionuclídeos <i>in situ</i>	93
VI.2 Comparação das características dos detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe	97
VI.2.1 Sistema de arrefecimento.....	98
VI.2.2 Eficiência de detecção	99
VI.2.3 Resolução em energia.....	100
VI.2.4 Outras considerações.....	101
VI.3 Simulações Monte Carlo do cálculo das eficiências totais e de fotopico	103
VI.4 Fonte pontual vs distribuição linear.....	109
CAPÍTULO VII : Medições e identificações de radionuclídeos utilizando o detector InSpector 1000	113
VII.1 Detectores disponíveis.....	113
VII.2 Requisitos técnicos para detectores com aplicação em segurança.....	115
VII.3 Condições de teste padrão.....	117
VII.4 Calibração em energia	117
VII.5 Teste de identificação de um radionuclídeo.....	119
VII.6 Teste de identificação de um radionuclídeo variando o ângulo de incidência	120
VII.7 Teste de identificação múltipla de radionuclídeos	120
VII.8 Teste de identificações falsas.....	121
VII.9 Teste de interferência de materiais vizinhos	121

VII.10 Resultados dos testes	122
VII.11 Identificação de vários radionuclídeos utilizando o InSpector 1000 e um detector de HPGe.....	124
Conclusões	129
Bibliografia	135
Anexo A: Lista de todos os órgãos e respectivas densidades definidos no Fantoma de voxel “Laura”.....	147
Anexo B: Lista dos principais radionuclídeos de interesse em segurança interna e respectivas energias da radiação gama emitida.....	151
Anexo C: Comparação de dois detectores gama/neutrões portáteis da Canberra (InSpector 1000 vs Falcon 5000).	152
Anexo D: Valores das eficiências totais e de fotopico calculados com o código MCNP para os detectores NaI(Tl), HPGe e CdZnTe.....	155
Anexo E: Certificado de calibração de uma amostra radioactiva.	157

Índice de Figuras

Figura 1: Factores de protecção radiológica: distância, tempo e barreira.	21
Figura 2: Representação do conceito de restrição de dose (esquerda) e dos limites de dose (direita) (ICRP, 2007).....	23
Figura 3: Grandezas dosimétricas utilizadas na avaliação dos efeitos das radiações na saúde (ICRP, 2005).	28
Figura 4: Equipamentos radiológicos de aplicação em áreas como a indústria, medicina e investigação.....	40
Figura 5: Rótulos de embalagens com fontes potencialmente perigosas (ANPC, 2009).	44
Figura 6: Organização da resposta inicial (ANPC, 2009).	55
Figura 7: Organização da resposta nas primeiras horas (ANPC, 2009).....	56
Figura 8: Esquema das instalações e dos locais de resposta a uma emergência radiológica (ANPC, 2009).....	59
Figura 9: Imagens de equipamentos relativos a ambientes NRBQ - Equipamento de Protecção Individual, Unidade móvel de descontaminação – DECOJET, Viatura de descontaminação, Tenda de descontaminação, DS-10 (Simões, 2009).	62
Figura 10: Fantoma “Laura” representado no MCNP.....	70
Figura 11: Esquema dos níveis de energia para os radionuclídeos ^{137}Cs e ^{60}Co (Table of isotopes).....	72
Figura 12: Esquema de um detector de cintilação (Bailey et al., 2005).....	86
Figura 13: Configuração de um detector HPGe planar (Knoll, 2000).	90
Figura 14: Esquema de um detector CZT (Kim, 2008) e imagem de um cristal único (20 × 20 × 10 mm) (LECKIE, 2009).....	92
Figura 15: Pórtico secundário de HPGe instalado em Anthony, New Mexico (velocidade dos veículos limitada a 3,5 km/h) (Keyser e Twomey, 2010).	96

Figura 16: Calibração em energia do detector InSpector 1000, utilizando três fontes (^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{60}Co).	118
Figura 17: Teste de identificação de fonte única com e sem blindagem de 5 mm de Fe.	120
Figura 18: Teste de interferência de material vizinho (radiação retrodispersa).	122

Índice de Tabelas

Tabela 1: Factores de ponderação para diferentes tipos de radiação (ICRP, 2007).....	17
Tabela 2: Factores de ponderação tecidual (ICRP, 2007).....	18
Tabela 3: Sumário dos efeitos da radiação na saúde (ICRP, 2005).	20
Tabela 4: Restrições de dose considerando três intervalos de dose planeados (ICRP, 2007).....	24
Tabela 5: Limites de dose recomendados pela ICRP (ICRP, 2007).	26
Tabela 6: Níveis de acção de dose absorvida projectada para os órgãos ou tecidos em menos de 2 dias (ICRP, 2005).	28
Tabela 7: Níveis de referência para exposições externas de curta duração (inferiores a 100 h), para início dos efeitos determinísticos severos (ICRP, 2005).	29
Tabela 8: Quantidades operacionais em protecção radiológica (ICRP, 2007).	30
Tabela 9: Equipamentos radiológicos com aplicação na medicina, indústria e investigação (ROJAS-PALMA, 2010).....	40
Tabela 10: Acidentes e emergências ocorridas em consequência de roubo ou perda de fontes (AIEA, 2006a).	41
Tabela 11: Exemplos de radionuclídeos utilizados nas diversas aplicações (Argonne National Laboratory EVS, 2005).	47
Tabela 12: Propriedades Radiológicas básicas dos nove radionuclídeos chave para RDDs (Argonne National Laboratory EVS, 2005).	48

Tabela 13: Perímetros de segurança para uma emergência radiológica. (ANPC, 2009).	58
Tabela 14: Valores de dose para os trabalhadores de emergência que permitem realizar uma tarefa e regressar sem exceder os níveis referidos internacionalmente (ANPC, 2009).	61
Tabela 15: Dimensões da matriz de <i>voxels</i> e de cada <i>voxel</i> para o fantoma “Laura”.	70
Tabela 16: Valores de débito de dose efectiva, por actividade da fonte, obtidos nas simulações Monte Carlo para o fantoma “Laura”.	72
Tabela 17: Actividades iniciais típicas de fontes radioactivas com aplicação na medicina e na indústria, que se encontram não blindadas.	73
Tabela 18: Débitos de Dose Efectiva no fantoma “Laura” devido a fontes pontuais e isotrópicas de ^{137}Cs e de ^{60}Co , colocadas à distância de 1 m e de 30 m do fantoma.	75
Tabela 19: Tempos de exposição necessários para atingir níveis de acção no órgão ou tecido irradiado e nível de referência (corpo inteiro), considerando a exposição a fontes de ^{137}Cs com 1; 10; 100 e 1000 Ci.	76
Tabela 20: Tempos de exposição necessários para atingir níveis de acção no órgão ou tecido irradiado e nível de referência (corpo inteiro), considerando a exposição a fontes de ^{60}Co com 1; 10; 100 e 1000 Ci.	77
Tabela 21: Características de alguns detectores utilizados na espectrometria de fótons (Russo e Vo, s.d.).	98
Tabela 22: Limiares de débito de dose para as sondas NaI(Tl) (InSpector Manual, 2004).	102
Tabela 23: Características dos cristais utilizados nos detectores portáteis NaI(Tl), HPGe e CdZnTe.	104
Tabela 24: Exemplos de detectores portáteis: InSpector 1000, CPG CdZnTe, Falcon5000 e protótipo GN-5 (LANL).	114
Tabela 25: Lista de radionuclídeos de maior interesse e mais prováveis de serem encontrados em ameaças à segurança interna (<i>homeland security</i>) (ANSI, 2007a).	115
Tabela 26: Condições de teste padrão para detectores de radiação gama e neutrónica	117

Tabela 27: Resultado dos testes efectuados ao detector InSpector 1000, efectuados de acordo com a publicação (ANSI, 2007a).	123
---	-----

Índice de Gráficos

Gráfico 1: Incidentes de tráfico ilícito e outras actividades não autorizadas de material nuclear e radioactivo, confirmados à ITDB no período de 1993-2006 (AIEA, 2007a)..	42
Gráfico 2: Incidentes confirmados à ITDB envolvendo fontes radioactivas (esquerda) e materiais nucleares (direita) no período de 1993-2005 (AIEA, 2006c).....	43
Gráfico 3: Valores do débito de dose efectiva, considerando o fantoma “Laura” a 25 cm e a 1 m das fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co para diferentes actividades iniciais.....	73
Gráfico 4: Comportamento da resolução em função da energia para o detector NaI(Tl) (Knoll, 2000).....	86
Gráfico 5: Comportamento do FWHM em função da energia para o detector HPGe (Knoll, 2000).....	88
Gráfico 6: Espectros gama de ^{239}Pu medidos utilizando detectores de NaI(Tl), CdTe, CZT e HPGe (Russo e Vo, s.d.).....	101
Gráfico 7: Dependência da saída de luz com a temperatura para cristais inorgânicos (Stapnes, 2005).	102
Gráfico 8: Variação da eficiência total com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 5%).....	105
Gráfico 9: Variação da eficiência de fotopico com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 8%).....	106
Gráfico 10: Variação com a energia da radiação gama incidente da eficiência de fotopico do detector CZT ($1 \times 1 \times 1$ cm).	107
Gráfico 11: Variação da razão da eficiência de fotopico – eficiência total com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 8,5%).....	108

Gráfico 12: Razão das eficiências totais considerando uma fonte pontual e uma fonte linear com 1332 keV, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe. As incertezas representadas (“barras de erro”) são puramente estatísticas, obtidas das simulações Monte Carlo.....	109
Gráfico 13: Razão das eficiências de fotopico considerando uma fonte pontual e uma fonte linear com 1332 keV, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe. As incertezas representadas (“barras de erro”) são puramente estatísticas, obtidas das simulações Monte Carlo.....	110
Gráfico 14: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com o InSpector 1000 durante uma aquisição de 6000s.....	124
Gráfico 15: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo subtraído, obtido com o InSpector 1000 durante uma aquisição de 6000s.....	125
Gráfico 16: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.....	125
Gráfico 17: Ampliação da região da baixa energia do espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.....	126
Gráfico 18: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo subtraído, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.....	126

CAPÍTULO I: Introdução

A segurança nuclear e radiológica não é uma preocupação recente. Tudo começou com a consciência de que o material nuclear - Plutónio e Urânio altamente enriquecido (HEU na sigla Inglesa) - estando nas mãos erradas, poderia ser utilizado no fabrico de engenhos explosivos nucleares, o que levou a medidas de controlo desse material e à sua protecção física.

Após o ataque terrorista de 11 de Setembro de 2001, a preocupação sobre o controlo e a protecção de fontes e matérias radioactivas e materiais nucleares foi reforçada internacionalmente, com especial incidência na prevenção e mitigação dos riscos e consequências da utilização maliciosa e para fins terroristas de fontes radioactivas não protegidas.

Uma ameaça nuclear ou radiológica (NR) caracteriza-se essencialmente pela sua imprevisibilidade e potenciais efeitos devastadores e, para além do seu efeito adverso para a saúde pública, também pelo seu impacto psicológico e económico na sociedade.

Ao longo das últimas décadas verificou-se uma crescente utilização de fontes e materiais radioactivos em sectores como a medicina, indústria ou investigação. Por sua vez, também se registou um número considerável de acidentes radiológicos documentados envolvendo fontes radioactivas órfãs¹.

Um exemplo de um acidente radiológico com consequências graves, foi o ocorrido na cidade de Goiânia (Brasil), em 18 de Setembro de 1987², no qual uma fonte de ¹³⁷Cs com 1400 Ci (93g de CsCl em pó) foi encontrada por membros do público. Inicialmente a fonte foi encontrada num centro de tratamento de radioterapia abandonado, tendo sido recolhida e aberta a blindagem de chumbo por um homem que

¹ Fonte órfã (*Orphan source*): São fontes que não estão sob controlo regulamentar, pelas seguintes razões: ou porque nunca o estiveram; ou porque foram abandonadas, perdidas, extraviadas, roubadas ou transferidas sem a devida autorização (ANSTO, 2007).

² Ocorreu pouco depois do acidente nuclear de Chernobyl (Abril de 1986).

recolhia a sucata. Devido ao brilho azul que emitia, a fonte foi dividida e entregue a amigos e familiares, dispersando deste modo a contaminação. No final, após a manifestação de sintomas próprios dos efeitos agudos da radiação, foram registadas 4 mortes, 244 pessoas foram encontradas contaminadas tendo 54 sido hospitalizadas para a posterior realização de testes e tratamentos. O impacto psicológico na população foi de tal ordem (ansiedade e medo), que 100.000 pessoas foram sujeitas à verificação de possível contaminação com contadores de Geiger. Ao nível social e económico também se verificaram impactos significativos tanto ao nível dos transportes e comunicações como na venda de produtos agrícolas para o exterior. O esforço de descontaminação de habitações e instalações demorou cerca de 3 meses (CHIN, 2007).

Consequentemente, é possível retirarem-se ilações sobre o que poderia acontecer se material radioactivo fosse intencionalmente colocado (ou dispersado) em áreas públicas, com a subsequente exposição e contaminação de membros do público e do ambiente.

Outra forma de ameaça terrorista de índole radiológica é a possível utilização de dispositivos de dispersão de material radioactivo (*Radiological Dispersal Device - RDD*), como por exemplo as denominadas bombas sujas (*dirty bombs*) que consistem na deflagração de um engenho explosivo convencional ao qual são associados fisicamente fontes ou materiais radioactivos cujos fragmentos se dispersam sob a forma de aerossóis e que podem contaminar radiologicamente áreas consideráveis.

Em virtude da necessidade de uma resposta rápida perante uma ameaça radiológica, as equipas de intervenção e avaliação radiológica que chegam ao local, devem, para além da detecção e quantificação das doses de radiação, tentar identificar com uma exactidão e fiabilidade aceitável o(s) radionuclídeo(s) presente(s). A sua identificação permitirá determinar por exemplo quais as medidas de protecção, de mitigação, o tipo de intervenção e eventuais decisões do foro clínico para os indivíduos que possam ter sido contaminados.

Neste contexto, a utilização de equipamento apropriado de detecção de radiações ionizantes e de quantificação de radionuclídeos é de primordial importância. Pretendem-se sistemas de detecção portáteis, de resposta rápida, cobrindo uma gama de energias correspondente aos radionuclídeos mais frequentemente considerados, capazes de detectar radiação fotónica e neutrónica e permitindo a identificação com exactidão dos

radionuclídeos presentes. Para tal será necessário dotar os detectores com as seguintes características genéricas: portabilidade, elevada sensibilidade a neutrões e fótons, intervalo de temperaturas alargado de operação, boa resolução em energia e boa eficiência de detecção numa vasta gama de energias.

Quando um núcleo instável (radionuclídeo) decai por emissão de partículas carregadas ou neutras, na maior parte das vezes esse núcleo fica num estado excitado, sendo a passagem a níveis de energia inferiores (ou ao estado fundamental) acompanhada geralmente pela emissão de radiação gama correspondente à diferença entre esses níveis. É assim possível, através da energia específica da radiação gama emitida pelos núcleos excitados, determinar qual o radionuclídeo presente.

Tendo em conta que a espectrometria gama é geralmente efectuada num laboratório, em condições atmosféricas e de fundo controladas, torna-se essencial encontrar a melhor solução para a espectrometria *in situ*.

No desenvolvimento desta investigação foram traçados os seguintes objectivos:

- Caracterizar do ponto de vista dosimétrico diversas situações e teatros operacionais associados a ameaças NR, e calcular os correspondentes débitos de dose de radiação ionizante;
- Efectuar um estudo comparativo das características de diferentes sistemas de detecção de radiação gama, utilizando detectores de Germânio Hiper-Puro (*High Purity Germanium* - HPGe), Iodeto de Sódio (NaI(Tl)) e de Telureto de Cádmio e Zinco (CdZnTe, vulgarmente referidos por CZT) utilizados pelos membros das equipas de intervenção, para permitir uma rápida intervenção e eventualmente minimizar as doses de radiação ionizante a que estão expostos;
- Formular recomendações sobre aspectos operacionais relevantes para os membros das equipas de intervenção em situações de ameaças ou de emergências NR.

No Capítulo II abordam-se as grandezas dosimétricas que permitem quantificar os efeitos biológicos da radiação num indivíduo, que se manifestam sob a forma de efeitos estocásticos ou na forma das reacções dos tecidos à exposição aguda (normalmente associadas a emergências NR). São definidas as restrições e limites de

dose, para a protecção radiológica de membros do público e dos trabalhadores profissionalmente expostos.

No Capítulo III, referem-se alguns dos pontos principais da segurança nuclear e radiológica e das eventuais ameaças, nomeadamente no que diz respeito à evolução do panorama da segurança internacional, no tráfico ilícito de material e nos cenários potenciais. Será também mencionada sucintamente a forma de actuação das autoridades nacionais bem como a legislação existente para o efeito.

No Capítulo IV é descrita a metodologia e ferramentas computacionais utilizadas, sendo: i) efectuada uma sucinta introdução às simulações do transporte de partículas utilizando métodos de Monte Carlo; ii) apresentadas as principais características do programa de simulação de transporte de partículas *Monte Carlo N-Particle Transport Code System* (MCNP); iii) descritos os fantomas de *voxel* utilizados em Dosimetria Computacional, em particular o fantoma de *voxel* “Laura”; iv) calculadas as doses e débitos de dose típicos de situações resultantes de emergências radiológicas.

No Capítulo V começa-se por descrever a interacção da radiação gama com a matéria, para depois introduzir os sistemas de detecção, o cintilador NaI(Tl) e os semicondutores CdZnTe e HPGe.

No Capítulo VI é realizado um estudo comparativo dos detectores analisados neste trabalho, com vista à sua aplicação em segurança e para a resposta a ameaças NR.

No capítulo VII, são apresentados os resultados dos diversos testes radiológicos efectuados ao detector InSpector 1000, tendo como base a publicação ANSI 42.34 (ANSI, 2007a) que estabelece os requisitos dos detectores portáteis para aplicações em segurança interna (*homeland security*).

Em síntese, pretende-se que este estudo contribua para uma melhor e mais exacta:

- Caracterização radiológica e dosimétrica de cenários de ameaças e emergências NR; formulação de “guidelines” e recomendações às forças de intervenção em situações decorrentes de ameaças e emergências NR;
- Análise dos aspectos operacionais associados ao planeamento, intervenção, protecção, gestão e mitigação em situações de emergência NR, decorrentes de um atentado ou ameaça terrorista.

CAPÍTULO II: Protecção Radiológica e Dosimetria

A protecção radiológica tem como objectivos o controlo das exposições à radiação ionizante, de modo a limitar a níveis aceitáveis o risco de incidência de cancro e de doenças hereditárias e a prevenção de reacções dos tecidos/órgãos. Para avaliar as doses devido à exposição a radiações ionizantes foram desenvolvidas algumas quantidades dosimétricas. A determinação destas quantidades baseia-se na medição da energia depositada nos órgãos/tecidos do corpo humano (exemplo: dose absorvida), considerando as variações na resposta dos órgãos/tecidos aos diferentes tipos de radiação bem como as suas diferentes radiosensibilidades para um dado tipo de radiação.

II.1 Actividade

Antes de abordar as grandezas dosimétricas é conveniente definir a actividade, A_S , que representa o número de desintegrações de uma amostra radioactiva por unidade de tempo, podendo ser obtida pela lei exponencial do declínio radioactivo:

$$A_S(t) = A_0 e^{-\lambda t}$$

em que $A_S(t)$ é a actividade da amostra num instante t , A_0 é a actividade da amostra num instante $t=0$ s, e λ é a constante de desintegração.

$$\lambda = \frac{0,693}{t_{1/2}}$$

em que $t_{1/2}$ é o período de semi-desintegração, isto é, o período de tempo necessário para metade dos núcleos radioactivos iniciais decaírem.

A unidade do Sistema Internacional (SI) é o Becquerel (Bq), sendo $1 \text{ Bq} = 1$ desintegração. s^{-1} . Outra unidade bastante utilizada (por razões históricas) é o Curie (Ci), sendo $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$.

A actividade específica é a actividade por unidade de massa.

II.2 Grandezas dosimétricas

Uma das primeiras grandezas a ser definida, como medida da intensidade de um campo de radiação X ou γ , foi a exposição. É definida como o quociente do número total de cargas de um determinado sinal, produzidas num determinado volume de ar, pela massa contida nesse volume. A unidade de exposição (C/kg) é definida como a quantidade de radiação X ou γ que produz, em 1 kg de ar, iões correspondentes a 1 C de carga eléctrica. Ainda se utiliza a unidade antiga de exposição, o Roentgen (R), sendo $1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$.

A grandeza fundamental da dosimetria é a dose absorvida, D, dada pela seguinte expressão:

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm} = \frac{\text{energia média depositada no elemento de volume}}{\text{massa do elemento de volume}}$$

A unidade de dose absorvida é o Gray (Gy), sendo $1 \text{ Gy} = 1\text{J/kg}$.

Os efeitos das radiações nos tecidos/órgãos vão depender não só da energia média depositada, mas também da forma como esta é depositada. A energia média depositada no percurso da partícula é designada por transferência linear de energia (*Linear Energy Transfer* - LET). Os danos provocados por radiação com elevado LET, por exemplo as partículas alfa, são superiores relativamente à radiação de baixo LET (partículas beta e fotões gama).³

³ A maior eficiência no dano celular da radiação de elevado LET é expressa em termos da *Relative Biological Effectiveness* (RBE). O RBE de uma dada radiação é a razão entre a dose absorvida de raios X de 250 keV necessária para produzir um certo efeito biológico e a dose necessária da radiação considerada para produzir o mesmo efeito.

Consequentemente, idênticas doses absorvidas não têm necessariamente os mesmos efeitos biológicos. Torna-se assim necessário introduzir um factor de ponderação, que depende da radiação, à dose absorvida num dado tecido/órgão, obtendo-se assim a dose equivalente, $H_{T,R}$, dada por:

$$H_{T,R} = w_R D_{T,R}$$

onde w_R é o factor de ponderação da radiação (tabela 1) e $D_{T,R}$ a dose absorvida média no tecido ou órgão T, pela radiação R. A dose equivalente é expressa em Sievert (Sv).

Quando o campo de radiação é composto por radiações de diferentes tipos ou com energias diferentes, a dose equivalente total (H_{Total}) é igual a:

$$H_{Total} = \sum_R w_R D_{T,R}$$

Tipo de radiação	Factor de ponderação da radiação, w_R
Fotões	1
Electrões e muões	1
Protões e piões carregados	2
Partículas alfa, fragmentos de cisão, núcleos pesados	20
Neutrões	Função contínua, entre 5 e 20, dependente da energia dos neutrões

Tabela 1: Factores de ponderação para diferentes tipos de radiação⁴ (ICRP, 2007).

⁴ Todos os valores estão relacionados com a radiação incidente no corpo ou, para fontes de radiação interna, emitida a partir da fonte.

A dose equivalente é assim uma medida do dano provocado pela radiação num dado tecido ou órgão. No entanto, nem todos os tecidos/órgãos têm a mesma sensibilidade às radiações. Adicionalmente, alguns radionuclídeos concentram-se em determinados órgãos, como é o caso do iodo que se concentra preferencialmente e é absorvido pela tiróide. Para se ter em conta todos estes aspectos, torna-se necessário a introdução de factores de ponderação tecidular para os diferentes tecidos ou órgãos.

A dose efectiva E , é a soma das doses equivalentes resultantes nos tecidos e órgãos do corpo, sendo dada por:

$$E = \sum_T w_T H_{Total} = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

onde w_T é o factor de ponderação tecidular (tabela 2) e H_T a dose equivalente no tecido/órgão T.

Tecido ou órgão	Factores de ponderação tecidular, w_T	Σw_T
Medula óssea (vermelha), Cólon, Pulmão, Estômago, Mama, Restantes tecidos/orgãos*	0,12	0,72
Gónadas	0,08	0,08
Bexiga, Esófago, Fígado, Tiróide	0,04	0,16
Superfície óssea, Cérebro, glândulas salivares, Pele	0,01	0,04
Total	-	1,00

Tabela 2: Factores de ponderação tecidular⁵ (ICRP, 2007).

⁵ Restantes tecidos/órgãos: Glândulas supra-renais, Região extra-torácica, Vesícula biliar, Coração, Rins, Nódulos linfáticos, Músculos, Mucosa oral, Pâncreas, Próstata, Intestino delgado, Baço, Timos, Útero/cérvix.

Os factores de ponderação utilizados no cálculo das doses equivalentes e das doses efectivas representam valores médios para indivíduos de ambos os sexos, pelo que não tomam em consideração as características particulares de cada indivíduo.

II.3 Efeitos estocásticos e determinísticos

A exposição a radiações ionizantes de tecidos ou órgãos do corpo humano pode resultar em efeitos adversos para a saúde tanto a curto como a longo prazo, podendo ser divididos em duas categorias:

- Efeitos determinísticos (Reacções dos tecidos):
 - São caracterizados por um limiar de dose, abaixo do qual não ocorrem;
 - Surgem essencialmente sob a forma de morte celular;
 - A gravidade depende da dose;
 - Efeitos observados: esterilidade (temporária ou permanente); cataratas; eritema (pele vermelha); efeitos agudos (dose elevada num intervalo pequeno) no sistema hematopoético, no sistema gastro-intestinal e no sistema nervoso central.
- Efeitos estocásticos:
 - Poderão ocorrer a doses mais baixas do que as que dão origem a efeitos determinísticos;
 - A probabilidade de ocorrerem os efeitos aumenta linearmente com a dose, no entanto não existe um limiar;
 - Envolvem o desenvolvimento de cancro ou de doenças hereditárias, devido à mutação de determinadas células;
 - Efeitos observados: leucemia, tumores malignos (mais frequentes: sistema hematopoético, tiróide, ossos e pele), alterações no desenvolvimento mental e alterações genéticas.

Na tabela seguinte apresenta-se um sumário dos efeitos adversos das radiações na saúde, considerando 4 níveis de exposição (doses efectivas):

Dose efectiva	Efeitos nos indivíduos	Consequências para uma população exposta
Dose muito baixa: cerca de 10 mSv ou menos	Nenhuns efeitos agudos; risco adicional de cancro extremamente pequeno.	Nenhum aumento perceptível na incidência do cancro, até mesmo num grupo grande de pessoas expostas.
Dose baixa: até 100 mSv	Sem efeitos agudos, risco adicional de cancro inferior a 1%	Possível aumento observável na incidência de cancro, se o grupo exposto for grande (talvez maior que cerca de 100000 pessoas.)
Dose moderada: de 100 mSv a 1000 mSv (aguda ⁶)	Náuseas, possíveis vómitos, ligeira depressão na medula óssea, risco adicional de cancro de cerca de 10%.	Provável aumento observável na incidência de cancro, se o grupo exposto for maior do que algumas centenas de pessoas.
Dose elevada: acima de 1000 mSv (aguda)	Náuseas, provável síndrome da medula óssea, risco elevado de morte a partir dos 4000 mSv de dose aguda de corpo inteiro sem tratamento médico.	Aumento observável na incidência de cancro.

Tabela 3: Sumário dos efeitos da radiação na saúde (ICRP, 2005).

II.4 Sistema de protecção radiológica

O papel fundamental da protecção radiológica consiste em evitar a exposição indevida do homem e do meio ambiente à radiação ionizante (ICRP, 1991). Para

⁶ Dose recebida num curto período de tempo.

alcançar esses objectivos deverão ser observados os seguintes princípios fundamentais na protecção radiológica:

- Princípio da justificação: não deverá ser adoptada nenhuma prática que envolva a exposição a radiações ionizantes, se dela não resultar um claro benefício para o homem ou para a sociedade;
- Princípio da optimização: todas as exposições às radiações bem como o número de indivíduos expostos deverão ser mantidos a um nível tão baixo quanto razoavelmente possível, tendo em atenção os diversos factores de natureza económica e social;
- Princípio da limitação das doses: em situações planeadas, a exposição de indivíduos deverá estar sujeita aos limites de dose recomendados.

De uma forma geral, a implementação do princípio da optimização e do princípio da limitação de doses pode ser conseguida através dos seguintes factores:

- Diminuição do tempo de exposição;
- Aumento da distância entre a fonte e o indivíduo;
- Interposição de barreira/blindagem entre a fonte e o indivíduo.

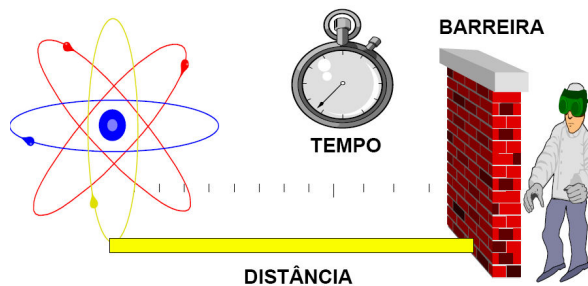


Figura 1: Factores de protecção radiológica: distância, tempo e barreira.

Diminuindo o tempo de exposição do indivíduo à fonte radioactiva, diminui-se proporcionalmente a dose. Por outro lado, com o aumento da distância à fonte, é possível reduzir-se significativamente a dose (varia proporcionalmente com o inverso do quadrado da distância, considerando uma fonte pontual e isotrópica).

A barreira ou blindagem permite atenuar os campos de radiação, sendo a sua eficácia dependente do tipo de material e espessura que se escolhe para o tipo e energias da radiação em causa. Como mera indicação, as partículas alfa poderão ser absorvidas por uma folha de papel, as partículas beta por uma folha de alumínio e a radiação X e gama atenuadas por um bloco de chumbo. Por sua vez, os neutrões são inicialmente moderados⁷ em materiais com baixo número atómico Z (exemplo: parafina), sendo depois absorvidos (captura neutrónica) por esse material ou outro.

Na definição do sistema de Protecção radiológica, a *International Commission on Radiological Protection* (ICRP) entendeu dividir as situações de exposição a radiação em três tipos principais (ICRP, 2007):

- Situações planeadas: são situações diárias que envolvem a operação planeada de fontes⁸;
- Situações de emergência: são situações inesperadas que ocorrem durante a operação de uma prática e que requerem uma acção urgente;
- Situações de exposição existentes: são situações que já existiam quando uma decisão de controlo tem de ser tomada. Inclui a radiação do fundo natural (exemplo: exposição ao radão) e os resíduos resultantes de práticas passadas (operação anterior às recomendações da ICRP).

Por outro lado, são definidas três categorias de exposição de acordo com as características dos indivíduos expostos, que por sua vez deverão ser tratadas de forma separada, são elas (ICRP, 2007):

- Exposição ocupacional, correspondente a trabalhadores que são profissionalmente expostos;

⁷ Processo de perda de energia cinética devido às sucessivas interacções com a matéria (exemplo: dispersões elásticas nos núcleos atómicos).

⁸ Genericamente, uma fonte radioactiva, ou fonte, pode apresentar-se das seguintes formas: equipamentos geradores de radiação (exemplo: raios X); amostras de radionuclídeos (seladas ou não); materiais radioactivos libertados por uma instalação para o ambiente; no caso do material radioactivo estar disperso na atmosfera, a fracção desse material à qual as pessoas estão expostas, etc (ICRP, 2007).

- Exposição médica de pacientes, no contexto de exames médicos de diagnóstico ou procedimentos terapêuticos utilizando radiações ionizantes;
- Exposição de membros do público: inclui a exposição dos elementos da população com excepção dos referidos nas anteriores categorias.

II.5 Restrições de dose e Limites de dose

Nas recomendações da ICRP foram estabelecidos os níveis de protecção à exposição, as designadas restrições de dose e os limites de dose (figura 2).

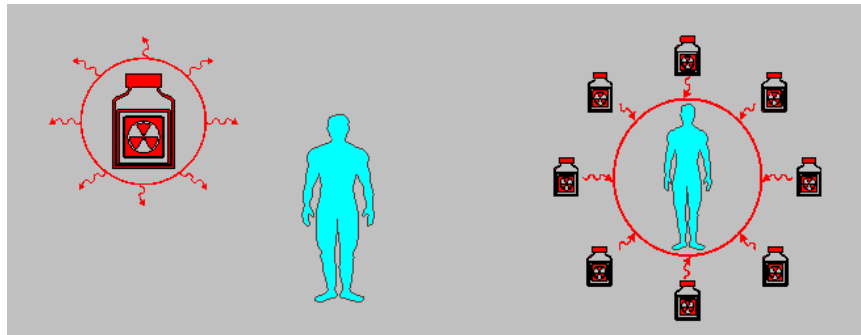


Figura 2: Representação do conceito de restrição de dose (esquerda) e dos limites de dose (direita) (ICRP, 2007).

Quando um indivíduo ou um grupo de indivíduos está sujeito à exposição de radiações provenientes de uma única fonte, é possível estabelecer uma acção para assegurar a protecção desse indivíduo. A protecção radiológica desse indivíduo (relativamente à fonte) e para todas as situações de exposição é assim conseguida através da utilização de restrições de dose durante o procedimento de optimização.

Na tabela 4 estão definidos os intervalos de dose efectiva, correspondentes às restrições de dose, para as três situações planeadas durante o processo de optimização.

Intervalos de Dose efectiva planeados (mSv)	Características da situação	Requisitos de protecção radiológica	Exemplos
20 a 100	<p>Aplica-se em situações raras e extremas, onde acções tomadas para reduzir exposições seriam disruptivas ou onde a fonte não pode ser controlada.</p> <p>Exposições são geralmente controladas por acções no meio de propagação (<i>exposure pathways</i>).</p> <p>Os indivíduos podem receber ou não benefício das situações de exposição.</p>	<p>Tomar em consideração a redução de doses, sendo que à medida que estas se aproximam dos 100 mSv esforços adicionais deverão ser realizados na sua redução.</p> <p>Os indivíduos deverão receber informação relativamente aos riscos da radiação e sobre as acções para reduzir doses.</p> <p>Necessária a avaliação das doses individuais.</p>	<p>Restrição para evacuação numa emergência radiológica.</p> <p>Restrições poderão ser estabelecidas neste intervalo em circunstâncias onde os benefícios da situação de exposição são proporcionalmente elevados.</p>
1 a 20	<p>Indivíduos recebem geralmente benefício directo da situação de exposição, mas não necessariamente da própria exposição.</p> <p>Exposições podem ser controladas ao nível da fonte ou, alternativamente, por acção no meio de propagação.</p>	<p>Informação geral deverá estar disponível de forma a permitir os indivíduos reduzirem as suas doses.</p> <p>Para situações planeadas, deverão ser realizados treinos e monitorização individual.</p>	<p>Restrições estabelecidas para exposições ocupacionais em situações planeadas.</p> <p>Restrição de dose, para o radão, em habitações.</p>
Inferior a 1	<p>Situações onde os indivíduos sujeitos a exposição, geralmente planeada, não são directamente beneficiados mas sim a sociedade.</p> <p>Exposições são geralmente controladas por acção directa na fonte, para a qual os requisitos de Protecção radiológica foram planeados.</p>	<p>Informação geral (sem treino) do nível de exposição deverá estar disponível.</p> <p>Verificações periódicas deverão ser efectuadas nos meios de propagação relativamente ao nível de exposição.</p>	<p>Restrições estabelecidas para exposições de membros do público em situações planeadas.</p>

Tabela 4: Restrições de dose considerando três intervalos de dose planeados (ICRP, 2007).

O valor máximo de restrição de dose (100 mSv para uma dose efectiva anual ou aguda) recomendado pela ICRP tem como base estudos epidemiológicos que

demonstraram um aumento estatístico significativo de mortes por cancro em populações expostas a doses superiores a aproximadamente 100 mSv (ICRP, 2007).

Os intervalos de dose definidos na tabela 4, não se aplicam por exemplo, quando o indivíduo está envolvido em acções de salvamento de vida humana ou está a tentar evitar uma situação catastrófica, bem como em situações de tratamento e suporte de pacientes (exposição médica).

A ICRP recomenda assim que a exposição ocupacional de trabalhadores envolvidos em situações de emergência seja sujeita a condições especiais, dependendo de uma avaliação custo-benefício da sua intervenção⁹.

Desta forma, a orientação da ICRP relativamente à exposição ocupacional para emergências são as seguintes (ICRP, 2007):

- Para as equipas de primeira intervenção (*first responders*) que realizam operações de salvamento (*rescue operations*) que envolve o salvamento de vidas humanas, nenhuma restrição de dose são recomendadas em princípio se, e só se, os benefícios para outros claramente superam os riscos para o recuperador (salvador). De outra forma, para operações de salvamento que envolvem a prevenção de danos sérios ou o desenvolvimento de condições catastróficas, todos os esforços deverão ser tomados para evitar danos severos nos tecidos mantendo os valores de dose abaixo dos 1000 mSv e, idealmente, para evitar outros danos nos tecidos mantendo os valores de dose abaixo dos 100 mSv, o valor máximo recomendado para uma restrição de dose;
- Para as equipas de primeira intervenção que realizam outras acções de salvamento imediatas e urgentes para prevenir danos ou valores altos de dose para muitas pessoas, todos os esforços razoáveis deverão ser tomados para manter valores de dose abaixo de 100 mSv;
- Para acções realizadas por trabalhadores envolvidos em operações de recuperação (*recovery operations*), as doses recebidas deverão ser tratadas

⁹ A probabilidade da ocorrência de exposições de emergência é muito baixa (imprevisibilidade do acontecimento) e normalmente as doses são mais elevadas comparativamente com as exposições em situações planeadas.

como parte da exposição ocupacional, sendo os limites de dose para os trabalhadores expostos aplicáveis neste caso.

No caso de ser estabelecido um outro nível de protecção, para um indivíduo ou grupo de indivíduos, de todas as fontes reguladas e para uma dada categoria de exposição em situações planeadas, tem-se os limites de dose.

Na tabela 5 estão definidos os limites de dose para os membros do público e para os trabalhadores profissionalmente expostos, considerando a dose efectiva (exposição de corpo inteiro) e a dose equivalente para o cristalino do olho, pele e extremidades (mãos e pés).

Tipo de limite	Trabalhadores profissionalmente expostos	Membros do público
Dose efectiva	20 mSv por ano , em média em períodos de 5 anos, não excedendo 50 mSv num dado ano	1 mSv num ano , ou excepcionalmente mais num dado ano desde que a média em 5 anos não exceda 1 mSv por ano.
Dose equivalente anual:		
- cristalino do olho	150 mSv ¹⁰	15 mSv
- Pele	500 mSv	50 mSv
- Mãos e Pés	500 mSv	-

Tabela 5: Limites de dose recomendados pela ICRP¹¹ (ICRP, 2007).

¹⁰ Em 21 de Abril de 2011, a ICRP realizou uma declaração com base em recentes evidências epidemiológicas, na qual recomenda um novo limite de dose equivalente para o cristalino do olho de 20 mSv por ano, média ao longo de um período de 5 anos, não excedendo os 50 mSv num dado ano.

¹¹ Os limites de dose efectiva aplicam-se à soma da exposição externa à radiação e da exposição interna devido à ingestão/inalação de radionuclídeos.

II.6 Níveis de acção e níveis de referência

A protecção radiológica para as doses mais baixas está focada essencialmente com a protecção contra os efeitos das radiações na indução de cancro e de doenças hereditárias. Para os efeitos estocásticos qualquer exposição é capaz de causar um efeito, sem a existência de um limiar. Como consequência não é possível prevenir a sua ocorrência, sendo a utilização dos limites e restrições de dose estabelecidos para limitar a sua ocorrência a uma frequência aceitável e desta forma prevenir níveis de risco inaceitáveis. Tanto a grandeza dose equivalente como a dose efectiva poderão apenas ser empregues com o fim da protecção radiológica em situações que causem doses relativamente baixas, isto é, que poderão causar efeitos estocásticos de baixa probabilidade de ocorrência. Em rigor, nem a dose equivalente nem a dose efectiva deverão ser utilizados para quantificar a exposição à radiação para as doses altas, capazes de provocar efeitos patológicos graves e precoces nos tecidos (ICRP, 2005).

Por exemplo, para a radiação de alto LET (exemplo: radiação alfa), a Eficiência Biológica Relativa (RBE) varia de acordo com o tipo de ferimento que se considera, o órgão irradiado, o tempo de irradiação, levando à consideração desses factores separadamente. Para doses absorvidas superiores a cerca de 0,5 – 1 Gy (radiação de baixo LET), associadas essencialmente a situações de emergência, podem ocorrer reacções dos tecidos se forem ultrapassados os respectivos limiares de dose. Esses limiares de dose variam com o débito de dose, com o tipo de radiação e com o tempo de irradiação, existindo um aumento da gravidade desses efeitos com o aumento da dose ou débito de dose (ICRP, 2005).

As reacções dos tecidos à radiação (efeitos determinísticos) devem assim ser consideradas de uma forma separada dos efeitos estocásticos, não podendo ser enquadradas na perspectiva das grandezas da dose efectiva ou dose equivalente. Nestas circunstâncias deverá ser utilizada a grandeza de dose absorvida considerando os RBE da radiação em causa (figura 3), sendo no caso dos fotões igual a 1.

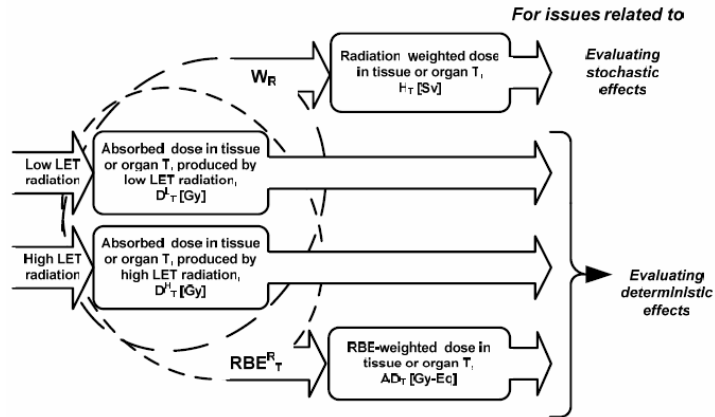


Figura 3: Grandezas dosimétricas utilizadas na avaliação dos efeitos das radiações na saúde (ICRP, 2005).

Foram definidos inicialmente níveis de acção (tabela 6) para a dose absorvida projectada para o órgão ou tecido em menos de 2 dias (48 horas), para os quais deveriam ser tomadas acções urgentes de protecção em qualquer circunstância, de forma a evitar os efeitos determinísticos¹² (ICRP, 2005).

Órgão ou tecido irradiado	Nível de acção (Gy)
Medula óssea (corpo inteiro)	1
Pulmão	6
Pele	3
Tiróide	5
Cristalino do olho	2
Gónadas	3

Tabela 6: Níveis de acção de dose absorvida projectada para os órgãos ou tecidos em menos de 2 dias (ICRP, 2005).

¹² Apenas são consideradas as exposições externas.

Mais tarde foi considerada uma outra abordagem, a qual considera níveis de referência para a dose absorvida (ICRP, 2005). Os níveis de referência (tabela 7) diferem essencialmente dos níveis de acção, já que consideram os seguintes aspectos: os efeitos determinísticos severos¹³ na pele e tecidos moles; e o desenvolvimento dos efeitos determinísticos severos devido à exposição prolongada.

Via de exposição	Efeito	Órgão/Tecido crítico	Nível de referência (Gy)
Exposição de tecido mole por fonte próxima	Necrose do tecido mole	Tecido mole	25
Exposição devido a contaminação superficial (contacto)	Descamação	Membrana basal da pele	25
Exposição de corpo inteiro para uma fonte distante	¹⁴	Torso	1

Tabela 7: Níveis de referência para exposições externas de curta duração (inferiores a 100 h), para início dos efeitos determinísticos severos (ICRP, 2005).

O tempo de exposição mais prolongado de 100 horas foi utilizado (em vez das 48h) porque dá os débitos de dose mais baixos que são ainda considerados ameaças à vida.

II.7 Grandezas operacionais

Como foi referido anteriormente, as restrições e os limites de dose recomendados pelo ICRP são dados em termos da dose equivalente e dose efectiva. No

¹³ Efeitos determinísticos severos: São os efeitos das radiações que poderão ser fatais, ou que constituem uma ameaça à vida ou que resultem em ferimentos permanentes que reduzam a qualidade de vida.

¹⁴ O limiar de dose 1 Gy, para exposições de corpo inteiro, foi seleccionado por ser o valor limitativo de dose para a medula. Portanto, todos os outros órgãos também são considerados.

entanto, estas quantidades não podem ser medidas directamente, pelo que na prática são inferidas utilizando outras quantidades mensuráveis, modelos e cálculos computacionais.

Para efectuar a monitorização da exposição externa a radiações são geralmente utilizadas as grandezas operacionais referidas na tabela 8, sendo estas obtidas através do auxílio de dosímetros pessoais ou ambientais.

Na monitorização da área tem-se o:

- Equivalente de dose ambiente $H^*(d)$, corresponde à dose equivalente num ponto de um campo de radiação, nas condições definidas pela *International Commission on Radiation Units and Measurement (ICRU)*, a uma profundidade d ;
- Equivalente de dose direccionada $H'(d, \Omega)$, que corresponde à dose equivalente num ponto de um campo de radiação, nas condições definidas pela ICRU, a uma profundidade d numa direcção específica Ω .

Na monitorização individual utiliza-se o equivalente de dose individual $H_p(d)$ que corresponde ao equivalente de dose em tecidos moles, a uma profundidade d , abaixo de um ponto específico do corpo.

Função	Quantidades operacionais (Sv)	
	Monitorização da área	Monitorização individual
Controlo da dose efectiva	Equivalente de dose ambiente $H^*(10)$	Equivalente de dose individual $H_p(10)$
Controlo da dose na pele	Equivalente de dose direccionada $H'(0,07,\Omega)$	Equivalente de dose individual $H_p(0,07)$

Tabela 8: Quantidades operacionais em protecção radiológica (ICRP, 2007).

Para a estimativa de doses devido a radiação penetrante (radiação gama e X e neutrónica) recomenda-se uma distância $d=10$ mm, e para a radiação menos penetrante (radiação beta e alfa) é geralmente escolhida uma distância $d=0,07$ mm.

II.8 Recomendações do ICRP, regulamentos internacionais (BSS), Directivas europeias e legislação nacional

Em termos da protecção e segurança radiológica, tanto as directivas europeias como a legislação nacional baseiam-se nas recomendações de organismos internacionais, como é o caso do ICRP, da Agência Internacional de Energia Atómica (AIEA) e dos regulamentos e padrões básicos de segurança¹⁵.

Por exemplo, a directiva europeia 96/29/EURATOM¹⁶ de 13 de Maio, que fixa as normas de segurança de base relativas à protecção sanitária da população e dos trabalhadores contra os perigos resultantes das radiações ionizantes, baseia-se essencialmente nas recomendações da ICRP de 1991 (publicação 60). Esta directiva tem sido transposta parcialmente para o ordenamento jurídico nacional através de diversos Decretos- Lei (DL), nomeadamente o:

- DL nº 165/2002, de 17 de Julho, que estabelece as competências dos organismos intervenientes na área da protecção contra as radiações ionizantes, bem como os princípios gerais de protecção;
- DL nº 167/2002, de 18 de Julho, que define as regras relativas ao licenciamento e funcionamento de entidades que desenvolvem actividades de protecção radiológica;
- DL nº 174/2002, de 25 de Julho, que estabelece as regras de intervenção em caso de emergências radiológicas;
- DL nº 140/2005, de 17 de Agosto, que estabelece os valores de dispensa de declaração de práticas que envolvam radiações ionizantes;
- DL nº 222/2008, 17 de Novembro, que estabelece os limites de dose para a exposição às radiações ionizantes de membros do público, bem como dos trabalhadores profissionalmente expostos e aprendizes, sendo estabelecidos uma série de critérios específicos para a protecção dos mesmos.

¹⁵ Basic Safety Standards (BSS).

¹⁶ <<O Tratado que institui a Comunidade Europeia de Energia Atómica (EURATOM) prevê o estabelecimento de normas básicas de segurança relativas à protecção da saúde dos trabalhadores e da população em geral, contra o perigos resultantes das radiações ionizantes>> (DL nº 222/2008).

Neste trabalho optou-se por utilizar as recomendações da ICRP de 2007 (publicação 103), na qual são consideradas as informações mais recentes ao nível biológico e físico e onde são consolidadas algumas das orientações fornecidas pela anterior publicação da ICRP 60. De salientar que apesar de ambas as publicações apresentarem a mesma recomendação em termos dos limites de dose (referidos na tabela 5), existem algumas diferenças nos valores dos factores de ponderação da radiação¹⁷ bem como nos factores de ponderação tecidulares¹⁸ (referidos nas tabelas 1 e 2) considerados no cálculo da dose efectiva.

¹⁷ As principais alterações correspondem à redução do factor de ponderação w_R dos protões de 5 para 2; As introdução das partículas piões com uma valor de w_R de 2.; os valores de w_R para os neutrões passa a ser uma função contínua da sua energia (e não uma função em escada).

¹⁸ Existem alterações nos factores de ponderação w_T para as gónadas (passou de 0,20 para 0,05) e para a mama (passou de 0,05 para 0,12). O cérebro e as glândulas salivares foram incluídos nos tecidos com um w_T de 0,01.

CAPÍTULO III: Segurança e Ameaças Nucleares e Radiológicas

No final da II Guerra Mundial (1945), com o lançamento e detonação das bombas nucleares em Hiroshima e Nagasaki foi possível observar pela primeira vez os efeitos das radiações sobre uma grande população. Após estes eventos, foram elaborados ao longo de décadas estudos epidemiológicos relativos aos efeitos biológicos da radiação baseados em dados empíricos resultantes/recolhidos das vítimas desses ataques. Por outro lado, devido ao funcionamento dos reactores para produção de armas nucleares, foram acumulados milhões de Ci de radionuclídeos (actínídeos e produtos de cisão nuclear), tendo a maior parte desse material sido considerado como resíduo de alta actividade¹⁹. Alguns desses radionuclídeos foram separados e encapsulados em fontes radioactivas seladas. Na forma de fontes radioactivas seladas, as suas propriedades radiológicas puderam ser exploradas em diversas aplicações como a indústria, a medicina e a investigação. Paralelamente, com o aprofundamento das técnicas de produção de radioisótopos por activação neutrónica foi possível produzir materiais com propriedades radiológicas específicas.

Seguiu-se um período denominado por Guerra Fria, compreendido entre 1947 e 1991, no qual as duas superpotências EUA e URSS disputavam a corrida ao armamento nuclear. A designação de Guerra Fria deveu-se ao facto de não ter existido um confronto bélico directo entre estas duas nações, no entanto ambas possuíam capacidade de dissuasão nuclear, isto é, no caso de uma destas superpotências sofrer um ataque nuclear tinha ainda a hipótese de retaliar. Durante este período as ameaças estavam bem localizadas geograficamente, conhecendo-se com algum rigor as ideologias e políticas associadas com os diferentes intervenientes estatais. De destacar alguns acontecimentos importantes que marcaram também este período, a saber:

- Fins pacíficos da tecnologia nuclear, através do programa Átomos para a Paz (1953), no qual decorreu a transferência de tecnologia, material e

¹⁹ Os resíduos radioactivos podem ser organizados em três classes: baixa, média e alta actividade. Os resíduos de alta actividade correspondem aos produtos de cisão e elementos transurânicos, que resultam das reacções nucleares que ocorrem no combustível irradiado de um reactor.

informação relativa à utilização da energia nuclear para fins pacíficos, como por exemplo a construção de diversos reactores nucleares de investigação, entre os quais o Reactor Português de Investigação, no actual Instituto Tecnológico e Nuclear (ITN);

- Crise dos mísseis de Cuba (1962);
- Tratado de Não Proliferação (TNP) de Armas Nucleares, assinado em 1968 e com entrada em vigor a partir de 1970, tendo como objectivos impedir a proliferação da tecnologia usada na produção de armas nucleares, por parte dos países “nuclearmente armados” (Estados Unidos, Rússia, China, Reino Unido e França), de limitar o seu armamento nuclear, bem como garantir o uso pacífico da energia nuclear produzida. Este tratado divide os signatários em dois grupos: os, por terem fabricado ou explodido qualquer dispositivo nuclear antes de 1 de Janeiro de 1967, e os “não-nuclearmente armados” que se comprometeram a desenvolver a tecnologia nuclear somente para fins pacíficos²⁰;
- Acidente nuclear de Chernobil (1986);
- Preocupação acrescida com o tráfico ilícito de material nuclear, com início nos anos 90. Em 1991, a Agência Internacional de Energia Atómica (AIEA) publicou um documento técnico que considerava a situação global da gestão de fontes radioactivas fora de uso²¹ como insatisfatória, em grande parte devido à dissolução da antiga URSS (1991), que de repente deixou de exercer a gestão e regulação central de todas as fontes radiológicas que estavam na sua esfera de controlo tradicional;
- Em St. Petersburg, Rússia, um indivíduo foi preso na posse de ~3 kg de HEU (1995) (Doyle, 2008).

²⁰ A inspecção é realizada pela Agência Internacional de Energia Atómica (AIEA). Se algum país desrespeitar o tratado, o caso é reencaminhado para o Conselho de Segurança da ONU. Actualmente já ratificaram o documento 189 países (não são signatários do tratado a Índia, o Paquistão, Israel e a Coreia do Norte que se retirou do pacto em 2003). Os Estados não signatários com Armas Nucleares são a Índia, o Paquistão, a Coreia do Norte e Israel (não confirmado oficialmente).

²¹ Tal como definido no DL n.º 38/2007, de 19 de Fevereiro, que transpõe para o ordenamento jurídico nacional a Directiva 2003/122/EURATOM.

Com o ataque às Torres gémeas (EUA), em 11 de Setembro de 2001, assistiu-se a um novo crescendo de preocupação, com a ameaça do terrorismo²² transnacional, que pode revestir-se de diversas formas, com o intuito de causar o maior impacto possível tanto ao nível das vítimas, como ao nível social, económico e financeiro.

Consequentemente, desde o início do século XXI que se constituem como riscos elevados ao estabelecimento e manutenção da segurança mundial: a criminalidade organizada, o terrorismo, os diversos tráficos ilícitos e as ameaças às principais infra-estruturas, bem como os associados à possível utilização de armas nucleares, radiológicas, biológicas e/ou químicas (NRBQ). Para fazer face a estas ameaças, imprevisíveis, sem rosto (não estatais) e dispersas geograficamente, é necessário adoptar uma postura de vigilância e de intervenção capaz de evitar ou mitigar os seus efeitos adversos na sociedade.

Actualmente a segurança nuclear é mais complexa do que no período da Guerra Fria.

Antes do 11 de Setembro de 2001 a grande preocupação em termos da segurança, era com o tráfico ilícito de materiais nucleares especiais (*Special Nuclear Materials* - SNMs), o HEU (Urânio enriquecido a mais de 20% ²³⁵U) e o Plutónio. No pós-11 de Setembro, devido ao risco acrescido de terrorismo, a ameaça não está limitada apenas a esses materiais, mas também abrange outros materiais nucleares como o Amerício, o Neptúlio²³ e o Tório, bem como outros materiais radioactivos, tais como os *Naturally Occurring Radioactive Materials* (NORM) e os radionuclídeos com aplicação na indústria, medicina e investigação (Doyle, 2008). Com vista a minimizar estas ameaças foram desenvolvidos esforços no sentido de controlar o tráfico ilícito destes materiais, nomeadamente através da detecção e identificação de radionuclídeos nas alfândegas e centros portuários (ex: contentores marítimos).

²² Terrorismo: Consiste na utilização ilegal da força ou violência contra pessoas ou propriedades para intimidar ou coagir um governo, a população civil, ou qualquer outro segmento, na prossecução de objectivos políticos ou sociais (Zalman, s.d.).

²³ O Am-241 e o Np-237 são cindíveis, apresentando massas críticas de algumas dezenas de kg. É provável que venha a ser implementado um controlo mais apertado destes materiais através do “Fissile Material Cut-off Treaty” (FMCT) actualmente em discussão (NTI, 2011).

Como exemplo da utilização maliciosa de material radioactivo, tem-se a utilização do radionuclídeo ^{210}Po no assassinato do antigo espião russo do *Komitet Gosudarstvennoi Bezopasnosti* (KGB) Alexander Litvinenko (2006).

No presente ano, de referir o acidente nuclear de Fukushima no Japão, cujas proporções dos impactos sociais, económicos e ambientais, influenciaram a Alemanha na renúncia à utilização de centrais nucleares com o fim de produzir energia eléctrica (encerramento das centrais efectuado gradualmente até ao ano de 2022).

Por último, ao longo das décadas foram acumulando-se fontes radioactivas em excesso devido à inexistência de um plano efectivo de controlo, remoção e armazenamento seguro dessas fontes, que não sendo desejáveis e/ou úteis (por terem perdido parte da sua actividade inicial ou devido ao desmantelamento de instalações/equipamentos), foram constituindo uma ameaça radiológica. Actualmente, a segurança dos materiais radioactivos (que inclui também a sua protecção física) é um factor crítico que deve ser considerado, de forma a assegurar que estes não sejam desviados para uma eventual utilização maliciosa.

III.1 Catalogação de fontes radioactivas

A AIEA desenvolveu um sistema para catalogar fontes radioactivas, classificando-as em termos do seu potencial para causar efeitos imediatos adversos à saúde, no caso de fontes vulneráveis²⁴ ou órfãs.

Foram considerados dois tipos de risco:

- O risco de manipulação ou de proximidade à fonte;
- O risco associado à dispersão de material radioactivo (fonte), por exemplo através do fogo ou explosão.

Este sistema de categorização baseia-se essencialmente no potencial das fontes radioactivas em causarem efeitos determinísticos. Para tal utiliza-se o conceito de fontes

²⁴ Fonte vulnerável (*vulnerable source*): São geralmente fontes sob controlo regulamentar, sendo este insuficiente para garantir a longo termo a segurança e a protecção das mesmas. Estas poderão com relativa facilidade tornarem-se fontes órfãs (ANSTO, 2007).

perigosas²⁵, que pode ser quantificado em termos dos valores D. O valor D é a actividade específica do radionuclídeo de uma fonte que, não estando sob controlo, poderá causar efeitos determinísticos severos para um conjunto de cenários que incluem tanto a exposição externa a uma fonte não blindada como a exposição interna consequente da dispersão de material radioactivo.

Com base nesta avaliação do risco, as fontes radioactivas são classificadas em 5 categorias, em que as fontes de categoria 1 são potencialmente as mais perigosas e as de categoria 5 as mais improváveis de constituírem um perigo (AIEA, 2005b). As categorias são caracterizadas da seguinte forma (ANSTO, 2007):

Categoria 1

- O manuseamento ou a proximidade a uma fonte não blindada, por um período de alguns minutos a 1 hora, muito provavelmente seria fatal ou causaria lesões permanentes;
- A dispersão de material radioactivo poderia, embora fosse improvável, ferir permanentemente ou constituir uma ameaça à vida de pessoas nas imediações. Para distâncias superiores a algumas centenas de metros do centro de dispersão, haveria pouco ou nenhum risco de efeitos imediatos adversos à saúde das pessoas. No entanto, para o caso da dispersão de fontes de elevada actividade, poderia ser necessário efectuar a descontaminação de áreas com um quilómetro quadrado ou mais;
- Exemplos de fontes: *Radiothermal Generators* (RTGs), Irradiadores (industriais, de sangue e de investigação), Equipamentos de teleterapia e *gamma knife*.

²⁵ É uma fonte que poderá, caso não esteja sob controlo, dar origem a uma exposição suficiente para causar efeitos determinísticos graves (AIEA, 2006a).

Categoria 2

- O manuseamento ou a proximidade a uma fonte não blindada, por um período de minutos a horas, muito provavelmente causaria lesões permanentes. Seria provavelmente fatal num período de horas a dias;
- No caso da dispersão poderia possivelmente, embora fosse improvável, ferir permanentemente ou constituir uma ameaça à vida de pessoas nas imediações. Para distâncias superiores a algumas centenas de metros do centro de dispersão, haveria pouco ou nenhum risco de efeitos imediatos adversos à saúde das pessoas;
- Exemplos de fontes: Equipamentos de radiografia gama industrial e unidades de braquiterapia de médio/alto débito de dose.

Categoria 3

- O manuseamento ou a proximidade a uma fonte não blindada, por um período de horas, muito provavelmente causaria lesões permanentes. Poderia eventualmente, apesar de improvável, ser fatal num período de dias a semanas;
- No caso da dispersão poderia possivelmente, embora fosse extremamente improvável, ferir permanentemente ou constituir uma ameaça à vida de pessoas nas imediações. Para distâncias superiores a alguns metros do centro de dispersão, haveria pouco ou nenhum risco de efeitos imediatos adversos à saúde das pessoas;
- Exemplos de fontes: sondas industriais fixas (ex: para medições de fluxo e densidade) e sondas geológicas (*well-logging*).

Categoria 4 e 5

O manuseamento ou a proximidade a uma fonte não blindada de categoria 4, por um período de horas a semanas respectivamente, poderia apenas, embora improvavelmente, causar lesões temporárias. As fontes de categoria 5 são as mais improváveis de constituírem um perigo.

No caso da dispersão destas fontes, não seria provocado qualquer ferimento permanente às pessoas expostas.

Exemplos de fontes: unidades de braquiterapia de baixo débito de dose, diversas sondas de espessura de materiais, sondas portáteis, densitometria óssea, entre outros.

III.2 Segurança e protecção de fontes radioactivas

A segurança NR não é um assunto recente. Tudo começou com a consciência de que o material nuclear especial, estando nas mãos erradas, poderia ser utilizado no fabrico de engenhos explosivos nucleares, o que levou a medidas de controlo desse material e à sua protecção física.

Para outros materiais radioactivos, incluindo as fontes radioactivas seladas, a abordagem tradicional tem sido a de considerar a protecção como parte integrante da segurança.

No entanto, a protecção das fontes é uma condição necessária, mas não suficiente para assegurar a segurança dessas fontes. As medidas de protecção estão geralmente limitadas aos controlos necessários para a prevenção da: perda; acesso; posse, utilização ou transferência não autorizadas (AIEA, 1996). Para garantir a segurança são ainda essenciais medidas de controlo do material radioactivo existente e de acesso às instalações (protecção física).

Ao longo dos anos, foram várias as fontes utilizadas em áreas como a medicina, indústria ou investigação (tabela 9 e figura 4), que estando inicialmente protegidas e seguras, deixaram de o estar, devido a falhas não intencionais na sua protecção (por exemplo: roubo ou furto) ou porque as fontes foram abandonadas sem qualquer controlo, sendo mais tarde encontradas inadvertidamente por membros do público, dando origem a incidentes ou acidentes radiológicos. Os detalhes das causas e consequências de alguns desses acidentes foram reportados internacionalmente em diversas publicações em particular por parte da AIEA. Consequentemente, é possível retirarem-se ilações sobre o que poderia acontecer se material radioactivo fosse intencionalmente colocado (ou dispersado) em áreas públicas, com a subsequente exposição das pessoas à radiação e contaminação significativa do ambiente.

Equipamento	Intervalo de Actividade (TBq)	Radioisótopos	Categoria da fonte	Nº estimado
Irradiador industrial	4.000 - 600.000	^{60}Co , ^{137}Cs	1	190
Irradiador de investigação	74 - 900	^{60}Co , ^{137}Cs	1	100 -150
Irradiador de sementes	26 - 740	^{60}Co , ^{137}Cs	1	>150
Irradiador de sangue	20 - 440	^{60}Co , ^{137}Cs	1	> 1.500
Teleterapia e <i>gamma knife</i>	100 - 500	^{60}Co , ^{137}Cs	1	> 6.000
<i>Radioisotope Thermoelectric Generators (RTGs)</i>	100 – 25.000	^{90}Sr , ^{238}Pu	1	> 1000
Radiografia industrial	0,004 - 4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{192}Ir , ^{75}Se , ^{169}Yb	2	30.000
Sonda geológica (<i>well-logging</i>)	0,004 - 1	AmBe, PuBe, RaBe, ^{252}Cf , ^{137}Cs	3	5.000 – 10.000

Tabela 9: Equipamentos radiológicos com aplicação na medicina, indústria e investigação (ROJAS-PALMA, 2010).

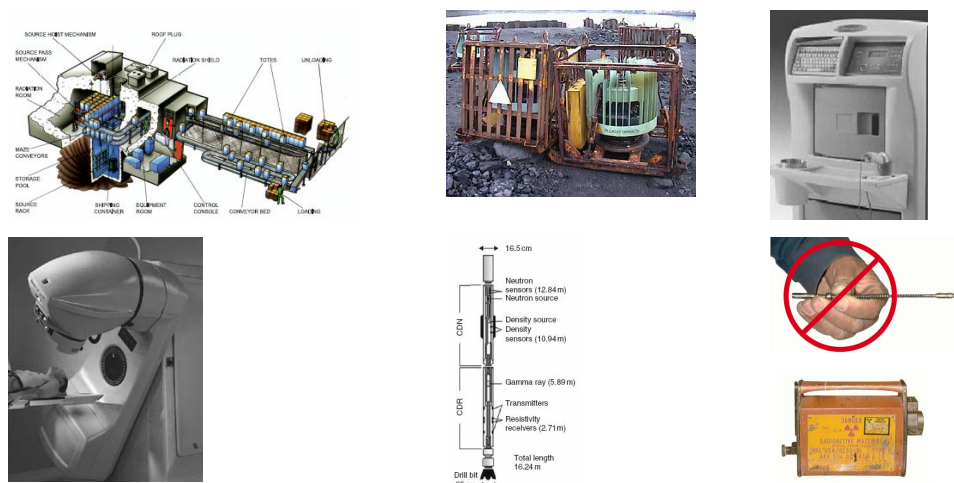


Figura 4: Equipamentos radiológicos de aplicação em áreas como a indústria, medicina e investigação.

Os acidentes e as emergências radiológicas envolvem fontes de radiação, podendo ocorrer por diversos motivos (ICRP, 2005):

- Fontes radioactivas fora de controlo (abandonadas, perdidas, roubadas ou encontradas);
- Uso indevido de fontes na indústria e na medicina (por exemplo, as utilizadas em radiografia e/ou radioterapia);
- Exposição e contaminação da população por origem desconhecida;
- Sobreexposições graves;
- Ameaças e actos maliciosos;
- Emergências ocorridas durante o transporte.

Na tabela 10 são apresentados alguns casos de acidentes e emergências radiológicas envolvendo fontes radioactivas que, após a sua perda ou roubo, foram encontradas inadvertidamente, tendo dado origem a acidentes radiológicos.

Local, data	Fonte	Actividade (TBq)	Mortes/Feridos
Sanlian, R.P. China (1963)	⁶⁰ Co (irradiador industrial)	0,37	2/4
Ciudad Juarez, Mexico (1983)	⁶⁰ Co (radioterapia)	14,8	1/4
Mohammedia, Marrocos (1984)	¹⁹² Ir (radiografia)	1,1	8/0
Goiania, Brasil (1987)	¹³⁷ Cs (radioterapia)	50	5/20
Jilin, R.P. China (1992)	⁶⁰ Co (radiografia)	0,37	3/5
Tammiku, Estónia (1994)	¹³⁷ Cs (radioterapia)	7,4	1/4
Istanbul, Turquia (1998-1999)	⁶⁰ Co (radioterapia)	23,5	0/10
Kingisepp, Rússia (1999)	⁹⁰ Sr (RTG)	-	3/0
Samut Prakarn, Tailândia (2000)	⁶⁰ Co (radioterapia)	15	3/7
Liya, Georgia (2001-2002)	⁹⁰ Sr (RTG)	1000	0/3

Tabela 10: Acidentes e emergências ocorridas em consequência de roubo ou perda de fontes (AIEA, 2006a).

Após o ataque terrorista de 11 de Setembro de 2001, a preocupação relativamente à protecção de fontes radioactivas foi reforçada internacionalmente, tendo especial incidência nos riscos e consequências da utilização maliciosa de fontes radioactivas que saem fora do controlo regulatório.

III.3 Tráfico ilícito de fontes radioactivas e de material nuclear

O banco de dados da AIEA, o *Illicit Trafficking Database (ITDB)*, abrange todos os incidentes que envolvam a aquisição, fornecimento, posse, uso, transferência ou alienação de material nuclear ou outros materiais radioactivos, quer seja intencional ou não, com ou sem transposição de fronteiras. Abrange também os actos frustrados ou sem sucesso do tipo mencionado anteriormente, bem como a perda de material e a descoberta de material não controlado.

Durante o período de 1993 a 2006, os Estados reportaram ao ITDB um total de 1080 incidentes de tráfico ilícito e outras actividades não autorizadas envolvendo material nuclear e/ou matérias radioactivas. Em cerca de 25% dos casos foram envolvidos material nuclear, sendo 70 % relativos a outros materiais radioactivos, essencialmente fontes seladas. Os restantes casos envolveram contaminações radioactivas e outro material. Do total de incidentes reportados cerca de 54% mostraram evidências de actividade criminosa, como por exemplo o roubo, a posse ilegal e as tentativas de venda ou contrabando de material nuclear ou radioactivo (AIEA, 2007a).

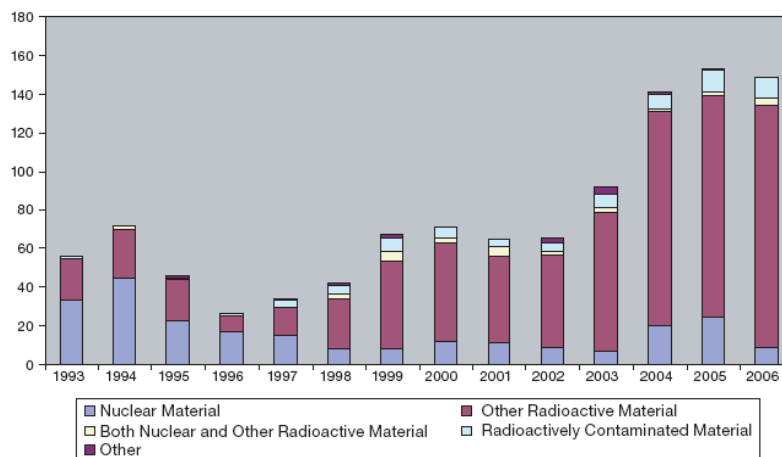


Gráfico 1: Incidentes de tráfico ilícito e outras actividades não autorizadas de material nuclear e radioactivo, confirmados à ITDB no período de 1993-2006 (AIEA, 2007a).

Do gráfico 1 é possível constatar, que desde 1997 tem-se assistido a um aumento significativo do número de incidentes relativos a materiais radioactivos. As intenções e motivações que levam ao roubo desse material são muitas vezes desconhecidas.

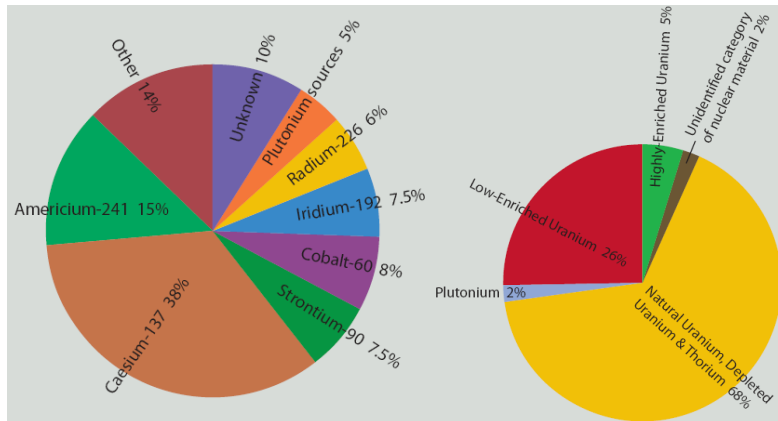


Gráfico 2: Incidentes confirmados à ITDB envolvendo fontes radioactivas (esquerda) e materiais nucleares (direita) no período de 1993-2005 (AIEA, 2006c).

No gráfico 2 podem observar-se os diferentes radionuclídeos e materiais nucleares que estão geralmente envolvidos nos incidentes.

III.4 Cenários potenciais

Um ataque NR poderá ter diversos iniciadores, o que torna difícil a tarefa de caracterizar todos os possíveis cenários deste tipo. Por exemplo, a simples ameaça de utilizar material radioactivo como uma arma, mas que não se concretiza, irá diferir de todos os outros cenários na medida em que não existirá qualquer impacto radiológico.

Por vezes os primeiros sinais da ocorrência de um ataque ou ameaça são: o aparecimento de sintomas próprios dos efeitos das radiações nos indivíduos expostos, a detecção atempada de níveis de radioactividade acima do normal através da existência

de uma rede de vigilância e alerta nacional²⁶, a existência de sinalética indicadora de perigo (exemplo: rótulos de embalagens com fontes potencialmente perigosas), entre outros.



Figura 5: Rótulos de embalagens com fontes potencialmente perigosas (ANPC, 2009).

De seguida enumeram-se alguns desses cenários potenciais de ataque nuclear ou radiológico:

1. A utilização maliciosa de fontes radioactivas (oriundas de aplicações na medicina, indústria ou investigação) através de dispositivos utilizados para provocar a exposição de determinados indivíduos ou grupo de indivíduos (de uma forma aleatória ou não) ou da população em geral, por exemplo no sistema de transportes públicos de cidades. Estes dispositivos são também conhecidos por *Radiological Exposure Device* (RED);
2. A detonação de explosivos convencionais para dispersar uma fonte radioactiva. Este dispositivo de dispersão de material radioactivo RDD é geralmente conhecido por bomba suja (*dirty bomb*); uma bomba suja pode ser construída utilizando material radioactivo roubado ou material

²⁶De acordo com a legislação nacional (Decreto-Lei nº 174/2002), compete: *Ao Instituto do Ambiente a exploração de uma rede de medida em contínuo da radioactividade no ambiente; Ao Departamento de Protecção Radiológica e Segurança Nuclear, do Instituto Tecnológico e Nuclear (ITN), realizar a monitorização das substâncias radioactivas no ambiente — ar, solo, águas, vegetação e produtos alimentares — através de uma rede de locais de amostragem. Em caso de emergência, a coordenação das acções de monitorização compete à Autoridade Técnica de Intervenção respectiva.*

radioactivo já existente num dado local (exemplo: numa central nuclear); a dispersão desse material pode ser realizada simplesmente com a abertura da selagem (contentor) da fonte se o material em causa for dispersível ou transformando o material de modo a sê-lo. Estima-se que a dispersão de material radioactivo não provoque um grande número de mortes, já que os seus efeitos não são comparáveis às consequências catastróficas de uma arma de destruição de massas (armas nucleares, químicas ou biológicas). No entanto a população não tem essa percepção, pelo que o recurso a um RDD poderia provocar o pânico (impacto psicológico, social e económico) bem como ter elevados custos associados à descontaminação, remoção e armazenamento de material contaminado (AIEA, 2003);

3. A contaminação intencional de alimentos, reservatórios de água, determinado(s) objecto(s) ou local, bem como o ambiente com material radioactivo;
4. A sabotagem de sistemas relacionados com a segurança de instalações nucleares (exemplo: centrais nucleares, locais de armazenamento de resíduos radioactivos, etc), onde existem grandes quantidades de material radioactivo tais como actínídeos e produtos de cisão, produtos de activação e outros resíduos. Contudo, para instalações operacionais deste tipo, assume-se que já existam medidas de segurança e protecção estritas, sendo improvável o sucesso de um potencial ataque radiológico. Para estas instalações existem também planos de contingência para fazer face a diversos cenários de emergência radiológica;
5. Por último, um cenário extremo mas possível seria o roubo ou desvio de material nuclear especial, com vista ao desenvolvimento e construção de uma arma nuclear rudimentar, designada por engenho nuclear improvisado (IND). Estima-se que a detonação, numa área urbana, de um dispositivo nuclear de 10 kilo-toneladas (equivalente TNT) possa provocar centenas de milhares de mortes. É muito improvável que um terrorista ou grupo terrorista consiga acumular material suficiente para construir um IND (cerca de 25 kg de HEU ou 8 kg de Plutónio de

qualidade militar²⁷), contudo não se pode excluir uma tal ameaça e cenários associados (Doyle, 2008).

Dado já existirem recomendações internacionais para lidar com acidentes nucleares, e considerando ser muito improvável a obtenção de materiais nucleares especiais em quantidade suficiente para a construção de um IND (por não estarem prontamente disponíveis), serão abordados neste trabalho com maior detalhe as situações referidas nos cenários 1 e 2 (RED e RDD).

III.5 Radiological Dispersal Device (RDD) e Radiological Exposure Device (RED)

Os RDDs correspondem a qualquer método utilizado para deliberadamente dispersar material radioactivo.

Como exemplo de um RDD tem-se as denominadas bombas sujas (*dirty bombs*), pacotes constituídos por explosivos e material radioactivo a ser dispersado. São consideradas armas não convencionais que os terroristas podem usar para causar danos físicos, psicológicos e/ou económicos numa sociedade. Os RDDs podem ser também dispersados passivamente, isto é, sem a utilização de explosivos, através da ventilação (forçada ou não) e libertação na atmosfera, ou dispersados à mão.

Um *Radiological Exposure Device* (RED) envolve apenas a colocação de uma determinada fonte radioactiva num local público. Os indivíduos que permanecem ou passem na vizinhança desse local sofrem os efeitos da exposição às radiações.

São inúmeros os radionuclídeos utilizados para aplicações na indústria, medicina e investigação científica (ver tabela 11).

²⁷ O Plutónio de qualidade militar tem como isótopo mais importante o Pu-239, tendo muito pouco Pu-238 (libertação de calor), Pu-240 e Pu-242 (risco de detonação acidental).

Medicina		Indústria				Ciência
Diagnóstico	Tratamento	Energia, Defesa	Testes, Produção	Agricultura	Habitação	Pesquisa
^{99m}Tc , ^{131}I	(^{137}Cs , ^{60}Co)	Electricidade (U, Pu)	Testes de integridade de estruturas (^{60}Co , ^{192}Ir)	Esterilização de alimentos (^{60}Co)	Detectores de fumo (^{241}Am)	Física de alta energia (^{252}Cf , ^{235}U)
^{67}Ga	(^{137}Cs , ^{192}Ir , ^{226}Ra)	(^{90}Sr)	(^{241}Am , ^{137}Cs)	(^{137}Cs , ^{60}Co)	^3H	(Pu, ^{90}Sr , entre outros)
Raios X (^{137}Cs , ^{60}Co)	<i>Pacemaker</i> (^{238}Pu)	(Pu, ^3H , U e U empobrecido)	(^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{85}Kr)	(^{137}Cs , ^{60}Co)	^{232}Th	Datação (^{14}C , ^3H , ^{15}N , ^{32}P , ^{35}S)

Tabela 11: Exemplos de radionuclídeos utilizados nas diversas aplicações (Argonne National Laboratory EVS, 2005).

As fontes radioactivas utilizadas nessas aplicações encontram-se geralmente seladas, isto é, a estrutura da fonte impede, em circunstâncias normais de utilização, qualquer dispersão de substâncias radioactivas no ambiente.

Apesar da utilização de inúmeros radionuclídeos nas aplicações anteriormente referidas, apenas um pequeno número existe em concentração elevada ou está disponível em quantidade suficiente para constituírem uma ameaça em termos dos RDD.

São nove os radionuclídeos de maior interesse na utilização em RDDs (Argonne National Laboratory EVS, 2005), ver tabela 12.

Radionuclídeos	Semi-Vida T _{1/2} (anos)	Actividade específica (Ci/g)	Modo de decaimento	Energia da radiação (MeV)		
				Alfa (α)	Beta (β)	Gama (γ)
Americio-241 (²⁴¹ Am)	430	3,5	α	5,5	0,052	0,595
Califórnio-252 (²⁵² Cf)	2,6	540	α (FE, CE)	5,9	0,0056	0,0012
Césio-137 (¹³⁷ Cs)	30	88	β, TI	-	0,19; 0,065	0,662
Cobalto-60 (⁶⁰ Co)	5,3	1100	β	-	0,097	1,17; 1,33
Iridio-192 (¹⁹² Ir)	0,2 (74d)	9200	β, CE	-	0,22	0,82
Plutónio-238 (²³⁸ Pu)	88	17	α	5,5	0,011	0,0018
Polónio-210 (²¹⁰ Po)	0,4 (140d)	4500	α	5,3	-	-
Rádio-226 (²²⁶ Ra)	1600	1,0	α	4,8	0,0036	0,0067
Estrôncio-90 (⁹⁰ Sr)	29	140	β	-	0,20; 0,94	-

Tabela 12: Propriedades Radiológicas básicas dos nove radionuclídeos chave para RDDs (Argonne National Laboratory EVS, 2005).

De notar que o isótopo ¹⁹²Ir (usado, por exemplo, em braquiterapia) apresenta o valor mais alto de actividade específica, no entanto este decai mais rapidamente (valor de semi-vida baixo) que os outros. Será então de esperar-se que os níveis de radioactividade de isótopos, como por exemplo do ¹³⁷Cs e do ⁶⁰Co, persistam durante mais tempo num determinado local após a sua dispersão.

Os radionuclídeos ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co e o ¹⁹²Ir, pela energia da radiação gama que emitem, são as fontes que representam um maior perigo ao nível da exposição externa para um dado indivíduo/grupo de indivíduos, no caso de não existir uma blindagem adequada ou de esta ser removida.

O isótopo ⁹⁰Sr emite partículas beta e tal como os emissores alfa, representam um perigo para a saúde ao nível da exposição interna, isto é, se forem inalados ou ingeridos.

Os restantes isótopos são primariamente emissores alfa: ^{241}Am , ^{252}Cf , ^{210}Po , ^{238}Pu e ^{226}Ra . As partículas alfa são facilmente blindadas com quantidades mínimas de material, logo não representam um perigo significativo para a saúde ao nível da exposição externa.

Por último, a fonte de ^{252}Cf emite neutrões através de cisões espontâneas. Os emissores de radiação neutrónica representam um perigo para a saúde quer ao nível da exposição interna quer externa (de notar que o factor de ponderação de radiação é relativamente elevado, tal como indicado na Tabela 1).

III.6 Planeamento

De uma forma geral, para se desenvolver um plano de emergência, deverão ser tidos em conta, tanto a nível local como a nível nacional, os seguintes elementos: autoridade; organização; coordenação; procedimentos; apoio logístico; instalações e equipamentos; treinos e exercícios e garantia de qualidade. Em particular, o planeamento de emergência para fazer face a ataques nucleares e/ou radiológicos, terá de assegurar que as equipas de primeira intervenção estejam treinadas e possuam os instrumentos necessários para identificar a presença de radiação, sendo ainda necessária a disponibilidade permanente e imediata de equipas de avaliação radiológica (ou perito radiológico) com o intuito de aconselhar e dar uma resposta efectiva e ponderada ao perigo suspeito ou existente.

O plano de acção deverá também contemplar o estabelecimento de critérios operacionais de forma a serem tomadas as medidas protectivas adequadas aos diferentes cenários.

III.6.1 Abordagem a todos os perigos

Existindo a indicação credível da ocorrência de um ataque, é de todo sensato assumir que se poderá tratar de um ataque radiológico, químico e/ou biológico, até prova em contrário. Desta forma, a orientação internacional recomenda a necessidade de efectuar um planeamento baseado numa abordagem a todos os perigos (*All-hazard approach*), em que os planos para emergências radiológicas possam estar integrados

com outros planos e recursos já existentes para emergências convencionais (por exemplo: incêndios ou explosões).

Um cenário de ataques múltiplos e a presença de perigos simultâneos (radiológicos, químicos e/ou biológicos) implica uma resposta imediata com a capacidade de identificar todos os perigos presentes.

A abordagem de todos os perigos deverá ter sempre em conta a necessidade de manter informada a população, quer pela comunicação social quer pelas fontes oficiais. A informação transmitida deverá explicar, em linguagem simples, os perigos e riscos associados, bem como as medidas de protecção que devem ser adoptadas para reduzir esses riscos. Esta forma de actuação permitirá evitar ou reduzir situações que têm levado a população a adoptar algumas medidas inapropriadas ou injustificadas com os possíveis impactos psicológicos e económicos daí resultantes (ICRP, 2005).

III.6.2 Características especiais

Tanto os acidentes radiológicos como os eventos de emergência decorrentes de um ataque radiológico ocorrem de uma forma inesperada, sendo a resposta inicial a de proteger a população (abrigo ou evacuação), a descontaminação do terreno e o retorno à normalidade. Apesar das semelhanças entre esses dois eventos, existem algumas características que as distinguem claramente (ICRP; 2005).

III.6.3 Localização

Uma situação de emergência resultante de um ataque irá provavelmente ocorrer numa área de grande concentração populacional (zonas urbanas), onde não é expectável a existência de material radioactivo. Por outro lado, na situação de um acidente em instalações nucleares regulamentadas, existe uma certa preparação dos trabalhadores sobre as medidas protectivas a tomar, sendo também conhecida *a priori* a forma de dispersão das radiações.

III.6.4 Caracterização do termo fonte

Nos acidentes radiológicos é possível pressupor com alguma certeza qual o material radioactivo envolvido na situação, como o tipo de fonte, a instalação e a quantidade de material, etc. Para o caso de um ataque radiológico (ou químico ou biológico) é muito improvável que essas informações estejam disponíveis na fase inicial de resposta à ameaça. Contudo, numa fase de planeamento é possível estabelecer um conjunto de termos de fonte prováveis de serem utilizados em acções terroristas, por exemplo considerando as fontes comercialmente disponíveis e as quantidades necessárias para constituírem um perigo. No entanto, durante o planeamento, reveste-se de maior importância o estabelecimento de critérios operacionais.

Consequentemente, apenas é possível obter informações mais detalhadas, ao longo do período pós-ataque, através da monitorização ambiental, amostragem, e análise das medições efectuadas, o que permitirá fazer estimativas do termo fonte.

III.6.5 Situações encobertas

As situações encobertas de ataque radiológico, isto é, aquela em que a presença do material radioactivo não é aparente até que seja efectuada uma medição ou até que surja alguém com sequelas causadas por radiações, revestem-se de particular complexidade. Após a sua detecção, é necessário analisar todo o processo prévio, como determinar onde o material se encontra, qual a quantidade inicial, quem poderá estar envolvido e quais as recomendações de protecção.

Como exemplo, podemos considerar um cenário de ataque encoberto numa estação de metro na hora de ponta, que envolva a dispersão de material químico, biológico e/ou radiológico. Nesta situação, em poucos minutos, e antes de ser detectada, poderá ocorrer a dispersão de pequenas quantidades deste material numa cidade. No caso de ataque radiológico, essas pequenas quantidades de material disperso não iriam apresentar danos significativos para a saúde pública, no entanto, o impacto psicológico

(ansiedade e medo) na população poderia ser considerável num período relativamente longo posterior ao ataque.

III.7 Período Pós-Ataque NR

Durante um ataque NR, as pessoas directamente envolvidas serão os membros do público (população afectada) e as equipas de primeira intervenção.

As consequências do evento irão ser influenciadas não só pelo material radioactivo utilizado, mas também pelas características particulares do ambiente afectado. Alguns desses factores são: a dose de radiação externa pode variar consideravelmente entre uma área urbana e uma área rural; os hábitos de vida da população exposta; o tipo e a quantidade de material radioactivo depositada nas diversas superfícies; as condições atmosféricas no momento (por exemplo: a direcção e intensidade do vento), etc.

III.7.1 Fases de resposta

Perante um cenário de ataque nuclear ou radiológico, a resposta deverá incluir fundamentalmente os seguintes pontos (ICRP, 2005):

- Identificar e caracterizar a situação de emergência;
- Dar auxílio médico às pessoas afectadas;
- Evitar situações adicionais de exposição;
- Ganhar o controlo da situação;
- Prevenir a dispersão de materiais radioactivos;
- Fornecer atempadamente informação precisa à população;
- Iniciar o processo de retorno à normalidade.

A resposta a uma emergência é geralmente dividida em três etapas: Salvamento, Recuperação e Restabelecimento.

III.7.1.1 Salvamento

Logo a seguir à situação de emergência, deverão ser tomadas medidas de protecção da população, tais como: o tratamento de ferimentos e o controlo de acesso à área afectada. Nesta fase deverá ser minimizada a possível dispersão da contaminação com material radioactivo.

Algumas acções urgentes nesta fase incluem: a descontaminação de indivíduos, o abrigo, a profilaxia com iodo (se existir iodo radioactivo na atmosfera) e a evacuação temporária.

III.7.1.2 Recuperação

Nesta fase existe a preocupação de estabilizar a situação, assegurando que todos os perigos imediatos são removidos ou reduzidos a um nível de baixo risco. Será nesta altura que serão realizadas as primeiras acções da investigação criminal e poderão ser tomadas as decisões de controlo dos alimentos e abastecimentos de água bem como de deslocalização de pessoas devido à exposição prolongada a radiações (existência de resíduos radioactivos).

Em casos extremos poderá ser necessária a evacuação de pessoas do local contaminado e o subsequente realojamento permanente.

II.7.1.3 Restabelecimento

Por último, deverá ser gradualmente restabelecida a normalidade de operações no local, desenvolvendo o processo de remoção de eventuais perigos para níveis aceitáveis, através por exemplo do controlo de resíduos radioactivos de longa vida, controlo de acesso ao público, descontaminação, etc.

III.7.2 Acções protectivas

Algumas das medidas de protecção referidas acima não são específicas de uma determinada fase, podendo assim abranger as diversas fases da resposta.

O objectivo das medidas de protecção deverá ser de evitar os efeitos determinísticos e de restringir a probabilidade dos efeitos estocásticos.

De realçar que o tratamento médico após uma exposição é susceptível de reduzir apenas de uma forma minuta, os efeitos sobre a saúde (por exemplo, um factor de aproximadamente 2-3). Ao contrário, as intervenções com medidas de protecção são mais eficazes, podendo reduzir os efeitos adversos para a saúde até várias ordens de grandeza (por exemplo, por factores de 10-1000) (ICRP, 2004).

III.8 Actuação das autoridades nacionais

Para uma resposta eficaz a uma emergência radiológica quer seja devido a um acidente/incidente quer seja devido a um ataque, é necessário estar dotado de todas as capacidades humanas, técnicas e logísticas, estando estas atempadamente no terreno para assegurar a implementação de todas as medidas de protecção.

As capacidades genéricas, isto é, para resposta a todos os tipos de emergência, incluem: os pontos de contacto permanentes, o comando e controlo, os meios de comunicação necessários à transmissão de informação à população, uma avaliação inicial com base na abordagem a todos os perigos. No caso específico das emergências radiológicas serão necessárias avaliações radiológicas permanentes, monitorização e capacidades de protecção para o tipo de radiação existente.

Essas capacidades deverão ser aplicadas de uma forma sistemática e flexível para se alcançar uma resposta efectiva de acordo com o cenário.

III.8.1 Organização da intervenção

A Autoridade Nacional de Protecção Civil (ANPC) é a entidade responsável pela resposta nacional, pelo apoio à resposta local e por solicitar, caso necessário, a assistência internacional²⁸.

O iniciador da resposta, após receber a notificação inicial da emergência, geralmente através do contacto telefónico pela linha de emergência 112, deverá enviar os serviços locais de emergência ao local do incidente com vista a ser feita uma primeira avaliação da ameaça.

Nos esquemas que se seguem, é possível observar a organização da resposta inicial a uma emergência radiológica.

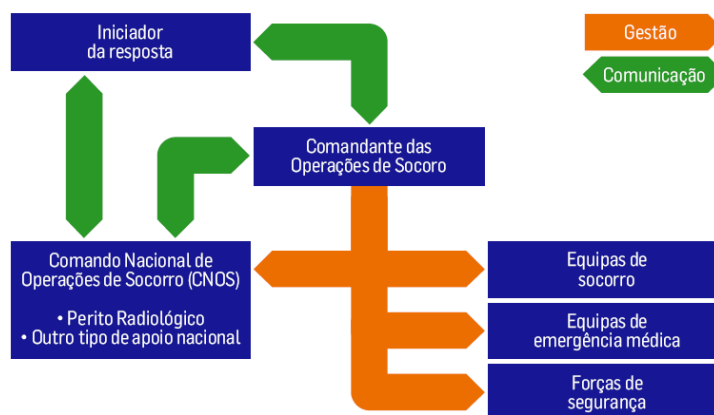


Figura 6: Organização da resposta inicial (ANPC, 2009).

O Comandante das Operações de Socorro (COS) é o responsável por gerir as operações, podendo, no caso de uma emergência de larga escala, ser coadjuvado no local por um Adjunto de Comando.

²⁸ Por exemplo através da AIEA ou de outros mecanismos e acordos assinados entre Portugal e outros países ou organismos internacionais.

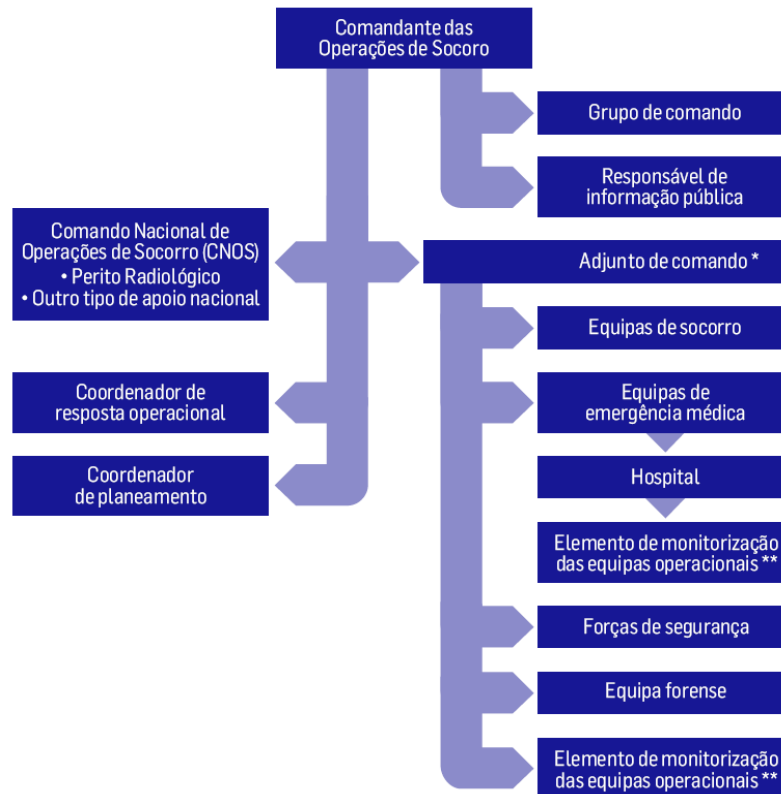


Figura 7: Organização da resposta nas primeiras horas (ANPC, 2009).

As equipas de socorro são normalmente responsáveis pelo(a) (ANPC, 2009):

- Registo de acesso do pessoal;
- Busca e salvamento;
- Controlo de riscos convencionais;
- Estabelecimento do perímetro de segurança (até à chegada do perito ou equipa de avaliação radiológica);
- Realização da triagem e dos primeiros socorros (até à chegada dos serviços de emergência médica);
- Controlo da contaminação das equipas;
- Registo, monitorização e descontaminação da população;
- Evacuação da zona interior vedada.

O elemento de monitorização das equipas operacionais é o indivíduo que “(...) *está equipado e com formação para utilizar instrumentos de monitorização radiológica,*

(...)” (ANPC, 2009) com conhecimentos sobre a utilização de fontes de radiação. Não sendo um perito radiológico qualificado, poderá realizar tarefas de avaliação simples.

O perito ou a equipa de avaliação radiológica “(...) *estão habilitados, equipados e qualificados para avaliar as matérias emissoras de radiação alfa, beta, gama e de neutrões, realizar reconhecimentos radiológicos, efectuar avaliações de dose, controlar a contaminação, garantir a protecção radiológica dos trabalhadores de emergência e formular recomendações sobre medidas de protecção (...)*” (ANPC, 2009).

III.8.2 Avaliação inicial e estabelecimento de zonas e instalações de resposta

As equipas de primeira intervenção ao chegarem ao local da emergência devem fazer uma avaliação inicial da situação e do perigo radiológico, com vista a estabelecerem um perímetro de segurança.

A área da zona interior vedada (tabela 13) é inicialmente determinada com base na informação que se observa directamente, por exemplo devido à existência de marcas e sinaléticas de matérias perigosas no local.

A monitorização radiológica da área afectada permitirá, no caso do débito de dose ambiental ser superior a 100 $\mu\text{Sv/h}$, à ampliação do perímetro de segurança (ANPC, 2009).

Situação	Zona interior vedada inicial (perímetro de segurança²⁹)
Determinação inicial – exterior	
Fonte não blindada ou potencialmente danificada	30m em redor ³⁰
Derrame grave de uma fonte potencialmente perigosa	100m em redor
Incêndio, explosão ou fumos relacionados com uma fonte potencialmente perigosa	300m em redor ³¹
Bomba suspeita (possível RDD), deflagrada ou não	400m em redor ou mais para a protecção contra uma explosão ³²
Determinação inicial – dentro de um edifício	
Danos, perda de blindagem ou derrame relacionado com uma fonte potencialmente perigosa	Zonas afectadas e adjacentes (incluindo os pisos superiores e inferiores)
Incêndio ou outro evento associado a uma fonte potencialmente perigosa que pode propagar materiais para todo o edifício (exemplo: através do sistema de ventilação)	Edifício completo e distância exterior como supra indicada
Ampliação baseada na monitorização radiológica	
Débito de dose ambiental de 100 $\mu\text{Sv/h}$ ³³	Locais onde se verifiquem estes níveis

Tabela 13: Perímetros de segurança para uma emergência radiológica. (ANPC, 2009).

²⁹ O débito de dose ambiental não permite avaliar todas as vias de exposição e deve apenas ser usado como base para ampliar a área de segurança, no caso de ser superior a 100 $\mu\text{Sv/h}$. Somente o perito radiológico poderá diminuir a perímetro de segurança em função das condições radiológicas.

³⁰ Oferece protecção contra a exposição externa de uma fonte de grande magnitude, por exemplo uma fonte de ^{137}Cs com 100TBq, da qual poderão surgir efeitos determinísticos graves para a saúde.

³¹ Oferece protecção contra a exposição externa de uma fonte de grande magnitude, por exemplo uma fonte de ^{137}Cs com 100TBq, da qual poderão surgir efeitos determinísticos graves para a saúde.

³² Para oferecer protecção contra fragmentos de bombas (incluindo fragmentos radioactivos) e RDD.

³³ O débito de dose ambiental é medido a 1 metro acima do nível do solo.

Sempre que necessário, as equipas deverão estabelecer a configuração das instalações/zonas e perímetros de segurança como estão ilustrados na seguinte figura.

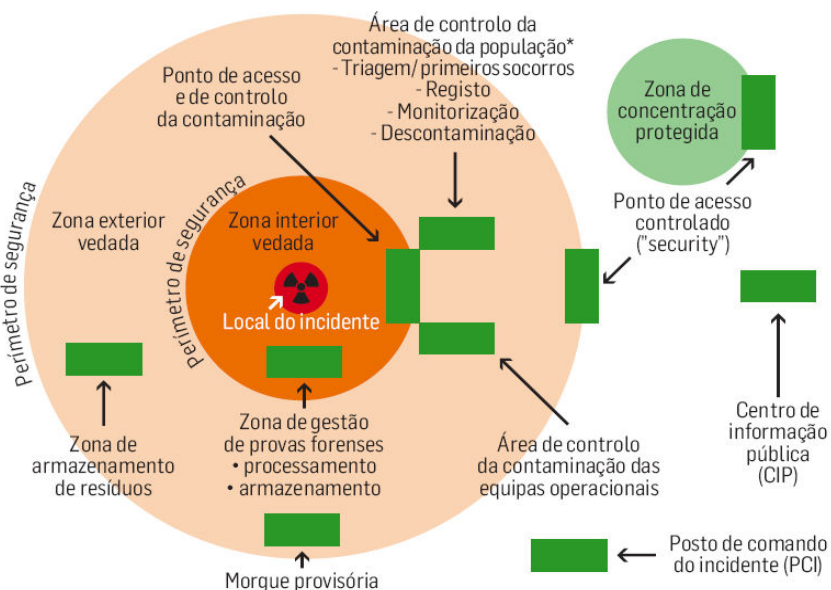


Figura 8: Esquema das instalações e dos locais de resposta a uma emergência radiológica (ANPC, 2009).

No quadro das operações de resposta a emergências envolvendo agentes NRBQ assume-se como fundamental proceder, de forma rápida e expedita, a uma avaliação da situação e a um reconhecimento do local do incidente;

Neste sentido, foram criadas as Equipas de Reconhecimento e Avaliação da Situação (ERAS) NRBQ.

III.8.3 Normas de avaliação do perigo e estabelecimento do perímetro de segurança

Para o estabelecimento do perímetro de segurança e no caso de serem conhecidos os débitos de dose ambiental, a monitorização desses valores deverá ter em conta as directivas de protecção das equipas operacionais (ANPC, 2009):

- Localizar e marcar as zonas onde o débito de dose ambiental seja:
 - 100 mSv/h – zona onde apenas devem realizar-se medidas de salvamento de vidas e onde o tempo de permanência deve limitar-se a menos de 30 minutos;
 - 0,1 mSv/h (100 μ Sv/h) – limite da zona interior vedada.
- Examinar grupos e lugares públicos, para localizar e isolar fontes com valores de débito de dose ambiental superiores a 100 μ Sv/h a um (1) metro de distância;
- Determinar a presença de radiação gama, beta e alfa (utilizando sondas ou detectores diferentes) e avisar imediatamente o perito ou equipa de avaliação radiológica da presença de radiação alfa.

Por último, não aceder a uma zona com um débito de dose ambiental superior a 1 000 mSv/h salvo quando instruído por um perito radiológico (ANPC, 2009).

O manual (ANPC, 2009) refere ainda que as equipas operacionais ao chegarem ao local do incidente deverão utilizar “(...) *um instrumento que possa fazer uma leitura de débito de dose de pelo menos 100 mSv/h quando ligado(...)*”, tal deve-se ao facto de alguns detectores ficarem saturados por altos níveis de radiação e indicarem uma leitura baixa ou nula em zonas muito perigosas. Por outro lado, as equipas não deverão “(...) *entrar em zonas com valores de débito de dose ambiental superiores a 100 mSv/h, exceptuando situações de salvamento de vidas (...)*”.

No caso de serem utilizados dosímetros³⁴ de leitura directa, deverão ser desenvolvidos todos os esforços razoáveis no sentido de não exceder as orientações de dose para os trabalhadores de emergência, como indicado na tabela 14.

³⁴ Estes equipamentos não medem a dose recebida por inalação, ingestão ou contaminação da pele.

Tarefas	Não ultrapassar salvo quando aprovado pelo comandante das operações de socorro ³⁵
<p>Medidas de salvamento de vidas, tais como:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Salvamento contra perigos imediatos para a vida; • Prestação de primeiros socorros em caso de ferimentos que causem perigo de vida; • Prevenção/atenuação de condições que poderiam pôr a vida em risco. 	1000 mSv
<p>Medidas para prevenir efeitos ou lesões graves para a saúde, tais como:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Evacuação/protecção da população; • Monitorização ambiental das zonas povoadas para determinar onde se justifica evacuação, abrigos de emergência ou restrição alimentar; • Salvamento contra perigos de potenciais lesões graves; • Tratamento imediato de lesões graves; • Descontaminação urgente das pessoas. <p>Medidas para prevenir a evolução de condições catastróficas, tais como:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Prevenção ou extinção de incêndios, etc. • Apreensão de suspeitos terroristas. 	500 mSv
<p>Medidas para impedir uma dose colectiva elevada, tais como:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Recolha de amostras ambientais e análises para a monitorização ambiental das zonas povoadas; • Descontaminação localizada, se necessária, para proteger a população. 	50 mSv

Tabela 14: Valores de dose para os trabalhadores de emergência que permitem realizar uma tarefa e regressar sem exceder os níveis referidos internacionalmente (ANPC, 2009).

³⁵ Em principio, não se recomendam restrições de doses para o salvamento de vidas se, e apenas se, o benefício para os demais é claramente mais importante que o próprio risco de quem realiza a acção de salvamento. Os trabalhadores deverão ser voluntários e receberão informação sobre as possíveis consequências para a saúde resultantes da exposição, a fim de poderem tomar uma decisão informada/fundamentada. Por exemplo, num indivíduo do sexo masculino: uma exposição de 3000 mSv poderá causar a morte, uma exposição de 500 a 1000 mSv poderá provocar vômitos a curto prazo, redução de esperma e um aumento da possibilidade (risco) de vir a sofrer de cancro mortal de 25% a 30% relativamente à taxa normal. A exposição a uma dose de 100 mSv não produzirá efeitos a curto prazo, mas poderá levar a um pequeno aumento (cerca de 0,5%) de risco de cancro mortal. Deve-se fazer todo o possível para manter as doses abaixo deste valor de dose.

III.8.4 Monitorização e Descontaminação

No caso de existir suspeita de contaminação de pessoas ou das equipas operacionais (possível presença de fumo radioactivo, líquido ou pó) ou existirem resultados de monitorização disponíveis que confirmem essa suspeita, será necessário proceder à descontaminação das mesmas. As entidades responsáveis pela descontaminação da população são geralmente as Forças Armadas³⁶.

Exemplos de equipamentos de descontaminação são:

- Unidade móvel de descontaminação – DECOJET, com capacidade de descontaminar aeronaves, viaturas, equipamentos, pessoas, edifícios e terreno;
- Viatura de descontaminação de pessoas e equipamentos;
- Tenda de descontaminação de pessoas;
- DS-10, equipamento de descontaminação operacional.



Figura 9: Imagens de equipamentos relativos a ambientes NRBQ - Equipamento de Protecção Individual, Unidade móvel de descontaminação – DECOJET, Viatura de descontaminação, Tenda de descontaminação, DS-10 (Simões, 2009).

³⁶ Ou outros agentes de protecção civil ou elementos indicados pela Autoridade local de Protecção Civil.

As principais referências legislativas relativas ao dispositivo integrado NRBQ são:

- A Directiva Nacional “Incidentes NBQ”, do Serviço Nacional de Protecção Civil (SNPC), de 18 de Outubro de 2001, regula a operação dos agentes de protecção civil, atribuindo as acções que cada um deles deverá desenvolver numa situação de acidente NRBQ;
- O DL nº. 174/2002, de 25 de Julho, contempla apenas situações de emergência radiológica resultantes das aplicações pacíficas da energia nuclear, sendo que a intervenção em caso de conflito armado ou de terrorismo com ameaça ou perigo nuclear será objecto de regulamentação legal autónoma com a criação de um sistema nacional de resposta a ameaças, ataques e ou acções criminosas ou terroristas em território nacional envolvendo elementos nucleares, biológicos e químicos (NBQ);
- O Manual de Intervenção em Emergências Radiológicas da ANPC, de Setembro de 2009. Este Caderno Técnico interessa especificamente aos agentes de protecção civil, autoridades e serviços de protecção civil, autoridades técnicas de intervenção em emergências radiológicas (Decreto-Lei nº 174/2002, de 25 de Julho) e outras entidades colaborantes;
- A Directiva Operacional N°006/CEMGFA/2010, de 18 de Janeiro.
- A Directiva Operacional Nacional nº3 – NRBQ, Dispositivo integrado de operações Nuclear, Radiológico, Biológico e Químico, de Outubro de 2010.

CAPÍTULO IV: Aplicação de métodos de Monte Carlo em Dosimetria Computacional

IV.1 Métodos de Monte Carlo

Embora seja frequentemente assumido que a conceptualização da utilização dos métodos de Monte Carlo se deve ao Conde de Buffon, no século XVIII, através de uma experiência para calcular o valor da constante π , a utilização dos métodos de Monte Carlo em Física sofreu um grande impulso com o desenvolvimento em Los Alamos, nos EUA, no final dos anos 1930 e durante os anos 1940 do programa de fabricação das bombas atómicas, graças ao contributo de Von Neumann, Ulam, Metropolis, Fermi, entre vários outros. No entanto, só o advento de poderosos processadores e arquitecturas de computação permitiu, desde os anos 1980, a disseminação das simulações por métodos de Monte Carlo, para efectuar o transporte de partículas e modelar equipamentos, sistemas e infra-estruturas que envolvem fontes de radiação, fontes radioactivas, feixes de partículas ou matérias radioactivas.

Os métodos de Monte Carlo recorrem aos princípios da Teoria das Probabilidades e às leis da Estatística e permitem descrever com grande sucesso o carácter estocástico das interacções das partículas ao atravessarem a matéria. Envolvem a utilização de métodos matemáticos e algoritmos sofisticados e a geração de números pseudo-aleatórios para ser efectuada a amostragem de variáveis aleatórias (energia de partículas, ângulos de dispersão ou de emissão, multiplicidades de partículas produzidas nas interacções, livre percurso médio entre interacções consecutivas, tipo de interacção, etc.) cuja função densidade de probabilidade é obtida através do conhecimento das secções eficazes diferenciais ou totais.

Para tal, o código de Monte Carlo recorre a bibliotecas/bases de dados (sempre que possível experimentais) de secções eficazes, como é o caso da *Evaluated Nuclear Data File* (ENDF), onde se encontram para um determinado material, as probabilidades

de uma partícula com uma dada energia interagir com a matéria e que tipo de interacção irá ocorrer.

As simulações utilizando métodos de Monte Carlo são particularmente úteis em problemas cuja geometrias, materiais ou termo fonte sejam complexos e que não podem ser modelados por códigos de computador que utilizam métodos determinísticos. Contudo, o tempo de cálculo pode ser elevado, para tais problemas, representando a principal desvantagem das simulações utilizando métodos de Monte Carlo.

Algumas das áreas típicas de aplicação dos métodos Monte Carlo em Física das Radiações incluem: a Protecção radiológica (exemplo: no cálculo e optimização de blindagens) e a Dosimetria (cálculo e avaliação de doses); os cálculos de neutrónica (cálculos de fluxos de neutrões, cálculos de criticidade, etc.) e o projecto e optimização de detectores.

As aplicações das simulações por métodos de Monte Carlo estendem-se a praticamente todas as áreas, desde a investigação fundamental, até às aplicações das radiações ionizantes no sector da agricultura, dos serviços, da segurança e sobretudo nas aplicações médicas (nas valências radiologia, medicina nuclear, radioterapia).

Na simulação Monte Carlo, cada "história" consiste na geração de uma partícula inicial (termo fonte), no transporte da mesma e das partículas secundárias resultantes e dos diversos processos de interacção, até ocorrerem determinadas situações terminais (exemplo: escape, absorção, etc). Nos cálculos típicos são gerados números de histórias que – dependendo da aplicação – podem variar entre 10^5 até 10^9 .

IV.2 O programa MCNP

O programa “Monte Carlo N-Particle” (MCNP) foi desenvolvido pelo Los Alamos National Laboratory (LANL), podendo ser usado para a simulação do transporte de neutrões, fotões, electrões ou no transporte combinado desses três tipos de radiação, em diferentes tipos de material.

Para correr uma simulação Monte Carlo no MCNP torna-se necessário definir o problema num ficheiro de entrada, que deverá conter a descrição detalhada e tão exacta quanto possível:

- Da geometria do problema, através da definição de volumes (*cells*)³⁷ construídas com o auxílio:
 - De superfícies matemáticas simples (planos, esferas, cilindros);
 - De outras superfícies mais complexas, designadas por *Macro bodies* (exemplo: paralelepípedos);
 - Da informação recolhida de uma Tomografia Computorizada (TC). Esta opção permite definir um fantoma constituído por *voxels* (pequenas células).
- Dos materiais constituintes dos volumes;
- Do termo fonte, nomeadamente:
 - A localização da fonte na geometria do problema;
 - O tipo de partícula (electrões, positrões, fotões, neutrões, protões, etc.) da fonte de radiação ou feixe de partículas;
 - O tipo de fonte (pontual, linear, área, volúmica ou múltiplas fontes);
 - A energia ou distribuição de energias do campo de radiação;
 - A probabilidade de emissão da(s) energia(s) definida(s);

³⁷ As células (*cells*) definem os objectos, pelo que é necessário introduzir em cada célula os valores das fracções atómicas ou das fracções de peso do material constituinte e a sua densidade (g/cm^3).

- A especificação da direcção/orientação (isotrópica ou outra distribuição angular).
- Da física do problema (que tipos de partículas serão transportadas, que tipo de interacções devem ser consideradas, a energia mínima das partículas a serem transportadas, etc.);
- Do tipo de resultado(s) que se pretende(m) extrair da simulação (contagens de partículas, fluxos de partículas numa superfície, dose num volume, resposta de detectores, etc.) através da definição de diversos tipos de *tally* ou de *mesh tally*, que permitem definir o tipo de histogramação/tabulação (em função da energia ou de outras variáveis, quantos bins, qual a largura de cada bin, etc.);
- O número total de histórias a simular (ou partículas iniciais do termo fonte) assim como outros parâmetros de controlo da execução do programa.

Com o intuito de abranger ainda mais aplicações foi desenvolvido o código “Monte Carlo N-Particle eXtended” (MCNPX), o qual permite simular os processos de interacção de cerca de 34 tipos de partículas (nucleões e iões), incluindo as partículas já consideradas no MCNP.

IV.3 Fantomas de *voxel* para estimativa de doses

Os fantomas são geralmente utilizados na realização de inúmeros testes de imagem, no controlo de qualidade de exames radiológicos, no planeamento de tratamentos na área da radioterapia ou braquiterapia, nos cálculos relacionados com a protecção radiológica e com a dosimetria, podendo ser divididos em três tipos principais:

- a) Os fantomas físicos, compostos por materiais com densidade semelhante à do corpo humano, como é o caso do acrílico³⁸ (ou polimetil-metacrilato - PMMA);

³⁸ Valor de densidade semelhante aos valores característicos dos tecidos/órgãos do corpo humano.

- b) Os fantasmas antropomórficos matemáticos foram desenvolvidos desde o final dos anos 60 e são utilizados em simulações computacionais. O tamanho e a forma dos diversos órgãos do corpo são descritos pela intersecção ou combinação de planos, esferas, cilindros, cones, elipsóides e outras superfícies cujas equações são de fácil manipulação. Para cada órgão é definida uma densidade.
- c) Os fantasmas de *voxel* são modelos computacionais do corpo humano, desenvolvidos desde o final dos anos 80, que consistem na descrição da anatomia dos órgãos e tecidos como a justaposição de minúsculos elementos volumétricos (os *voxels*) de volumes típicos da ordem de vários mm³. A evolução das técnicas de imagiologia médica permitiu, através de imagens do corpo humano, por Tomografia Computorizada (TC) ou ressonância magnética, o desenvolvimento de várias dezenas de fantasmas de *voxel* nas últimas 2-3 décadas. A utilização de fantasmas de *voxel* acoplados a códigos Monte Carlo permitem efectuar com grande exactidão cálculos de doses equivalentes em órgãos/tecidos e estruturas anatómicas ou da dose efectiva (exposições de corpo inteiro).

IV.4 Descrição do Fantoma de *voxel* “LAURA”

O fantoma de *voxel* “Laura” resulta da transformação dos dados obtidos através de um exame de Tomografia Computorizada efectuado a um indivíduo do sexo feminino³⁹, numa matriz de *voxels* (dimensões na tabela abaixo). Cada *voxel* está associado a um dado órgão/tecido (denominado célula no MCNP), através da utilização do conceito de universo. No anexo A encontra-se a listagem de todos os órgãos/tecidos definidos neste fantoma, a identificação dos universos, os meios que os constituem e respectivas densidades.

³⁹ Indivíduo do sexo feminino com uma altura de 1,67 m e peso de 59 kg.

Parâmetro	Dimensão
<i>Voxel</i>	1,875 × 1,875 × 5,0 mm
Matriz	240 × 132 × 346 (colunas × linhas × fatias)

Tabela 15: Dimensões da matriz de *voxels* e de cada *voxel* para o fantoma “Laura”.

Neste trabalho, pretende-se utilizar o fantoma de *voxel* “Laura” e o código de Monte Carlo MCNP, com vista à determinação das doses absorvidas devido à exposição a um campo de radiação gama, em particular para o cálculo da dose efectiva utilizando os factores de ponderação descritos nas tabelas 1 e 2.

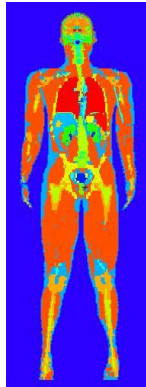


Figura 10: Fantoma “Laura” representado no MCNP.

IV.5 Cenário de ameaça NR

Com vista a determinar os efeitos biológicos da radiação em cenários de ameaça NR, foi considerado um cenário de exposição externa a fontes radioactivas de aplicação na medicina e na indústria a que foi retirado o encapsulamento e que se encontram não blindadas. Para calcular e avaliar as doses e os débitos de dose a que um indivíduo poderá estar sujeito nestas situações, foram realizadas diversas simulações Monte Carlo utilizando o fantoma de *voxel* “Laura” e fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co .

O cenário considerado consiste na utilização maliciosa de uma fonte radioactiva não selada, eventualmente colocada num local ou meio de transporte público, com o fim de provocar a exposição a pessoas que se situam na vizinhança da fonte (*RED*).

Os valores de dose obtidos neste trabalho podem ser considerados fundamentalmente para três grupos de indivíduos:

- Membros do público: poderão estar sujeitos à exposição prolongada às radiações, devido ao desconhecimento do perigo (situação encoberta);
- Equipas de primeira intervenção (Bombeiros, INEM, Polícia, etc.): em virtude de numa primeira fase da resposta NR desconhecerem a verdadeira extensão do perigo, poderão também eles estar sujeitos à exposição prolongada às radiações;
- Equipa de avaliação radiológica (ou perito radiológico): a utilização de equipamento de detecção e identificação de radionuclídeos poderá reduzir o tempo de exposição, otimizar o sistema de protecção radiológica (ex: ampliação do perímetro de segurança, utilização de blindagem adequada à radiação emitida, etc.) e permitir a monitorização da exposição em termos de dose acumulada.

IV.6 Cálculo de doses e débitos de dose

Para o cálculo dos valores de dose efectiva no fantoma “Laura” foram considerados os factores de ponderação da radiação (para fotões $w_R=1$) e os factores tecidulares (ICRP, 2007).

Foram consideradas separadamente duas fontes pontuais isotrópicas de ^{137}Cs e de ^{60}Co a 25 cm e a 1 m de distância do fantoma e a 1 m de altura do nível do solo.

No cálculo das doses consideraram-se ainda as probabilidades de emissão da radiação gama de acordo com os esquemas dos níveis de energia para os radionuclídeos ^{137}Cs e ^{60}Co (figura 11).

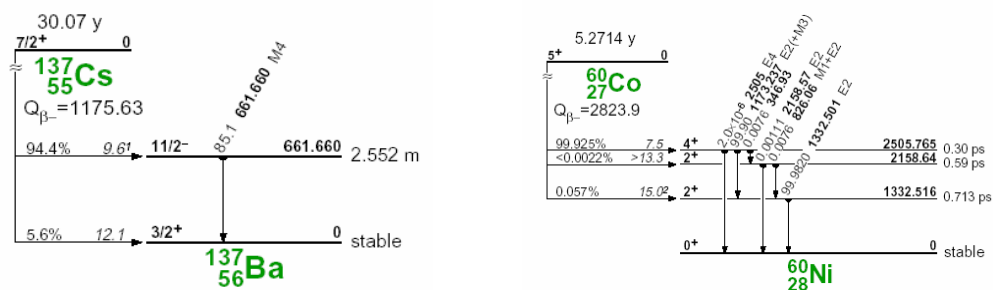


Figura 11: Esquema dos níveis de energia para os radionuclídeos ^{137}Cs e ^{60}Co (Table of isotopes).

Os valores obtidos dos débitos de dose efectiva, por unidade de actividade da fonte (Ci), são os apresentados na tabela abaixo.

Fonte pontual	Distância fonte-fantoma (cm)	Altura da fonte (cm)	Total de partículas simuladas	Débito de dose efectiva por Ci de actividade da fonte (Sv/h)
^{137}Cs	25	100	2 E08	$(1,20 \pm 0,03) \text{ E-}02$
^{60}Co	25	100	2 E08	$(2,6 \pm 0,1) \text{ E-}02$
^{137}Cs	100	100	5 E08	$(1,97 \pm 0,07) \text{ E-}03$
^{60}Co	100	100	5 E08	$(4,1 \pm 0,2) \text{ E-}03$

Tabela 16: Valores de débito de dose efectiva, por actividade da fonte, obtidos nas simulações Monte Carlo para o fantoma “Laura”.

Para uma melhor percepção dos valores de débito de dose, multiplicaram-se os valores da tabela acima por valores típicos de actividade de fontes radioactivas utilizadas nas áreas da medicina e indústria (tabela 17), que se encontram não blindadas.

Radionuclídeo	Forma típica	Actividade Inicial (Ci)	
		Medicina	Indústria
^{137}Cs	Cloreto de Césio (pó)	0,01 – 10 Ci 0,0004 - 0,37 TBq	10 – 1000 Ci 0,37-37 TBq
^{60}Co	Cobalto metálico ou liga	0,01 – 10 Ci 0,0004 - 0,37 TBq	10 – 1000 Ci 0,37-37 TBq

Tabela 17: Actividades iniciais típicas de fontes radioactivas com aplicação na medicina e na indústria, que se encontram não blindadas.

O gráfico 3 representa a variação dos débitos de dose no fantoma “Laura”, considerando as fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co a 25 cm e a 1 m de distância (tabela 16) para os intervalos de actividade inicial apresentados na tabela 17.

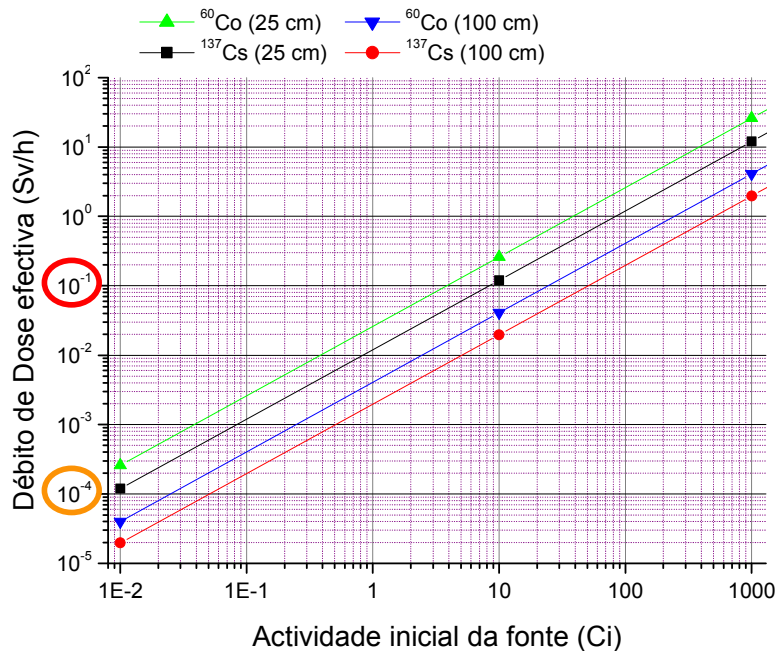


Gráfico 3: Valores do débito de dose efectiva, considerando o fantoma “Laura” a 25 cm e a 1 m das fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co para diferentes actividades iniciais.

De referir que todos os valores de débito de dose obtidos excedem o débito de dose ambiental do fundo radioactivo, normalmente entre os 0,05 e 0,2 $\mu\text{Sv/h}$.

Sabendo que não existe limiar de dose para o aparecimento dos efeitos estocásticos e que a probabilidade de ocorrerem esses efeitos aumenta linearmente com a dose, é de se esperar que a exposição de uma população a estas fontes possa representar um risco acrescido e significativo, em particular para doses moderadas ou elevadas, de incidência de cancro.

Do gráfico 3 é possível verificar que o limiar de 100 $\mu\text{Sv/h}$, estabelecido para se isolar uma determinada fonte em caso de emergência ou ameaça NR (limite da zona interior vedada), é desde logo ultrapassado para fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs a 1 m do fantoma com actividades de cerca de 0,025 Ci e 0,05 Ci respectivamente.

Outro valor de referência é o débito de dose igual a 100 mSv/h, a partir do qual apenas deverão ser realizadas medidas de salvamento de vidas e cujo tempo de permanência deverá limitar-se a menos de 30 minutos. Neste caso, a 1 m de distância das fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs com mais de cerca de 25 Ci e 50 Ci respectivamente, provocam débitos de dose superiores a 100 mSv/h.

De acordo com o Manual de Intervenção em Emergências Radiológicas (ANCP, 2009), deverá ser estabelecido um perímetro inicial de segurança de 30 metros na situação de uma fonte não blindada ou potencialmente danificada. Para o estabelecimento desta distância teve-se em conta a existência de uma fonte de ^{137}Cs com uma actividade de 100 TBq (cerca de 2700 Ci). Considerando nos cálculos de débitos de dose a aproximação de fonte pontual e isotrópica, verifica-se que a 30 m de distância dessa fonte, um indivíduo ainda poderá estar sujeito a um débito de dose de cerca de 5900 $\mu\text{Sv/h}$ (tabela 18), claramente acima do limiar de 100 $\mu\text{Sv/h}$ a partir do qual deverá ser ampliada a área de segurança.

Fonte pontual	Débito de Dose Efectiva a 1m de uma fonte com 1 Ci (Sv/h)	Débito de Dose Efectiva a 30m de uma fonte com 1 Ci (Sv/h)	Débito de Dose Efectiva a 30 m de uma fonte com 2700 Ci (Sv/h)
¹³⁷ Cs	(1,97 ± 0,07) E-03	(2,19 ± 0,08) E-06	(5,9 ± 0,2) E-03
⁶⁰ Co	(4,1 ± 0,2) E-03	(4,6 ± 0,3) E-06	(1,24 ± 0,07) E-02

Tabela 18: Débitos de Dose Efectiva no fantoma “Laura” devido a fontes pontuais e isotrópicas de ¹³⁷Cs e de ⁶⁰Co, colocadas à distância de 1 m e de 30 m do fantoma.

Quando os cenários envolvem campos de radiação muito intensos e os indivíduos estão sujeitos a exposições agudas (curto intervalo de tempo), como acontece em determinadas situações de intervenção em emergência ou ameaça NR, é fundamental analisar os possíveis efeitos determinísticos da radiação nos órgãos ou tecidos irradiados.

Os níveis de acção e os níveis de referência, estabelecidos na tabela 4 e 5 respectivamente, indicam-nos os valores de dose absorvida para o órgão ou tecido para exposições agudas, a partir dos quais são necessárias, em qualquer circunstância, medidas de protecção urgentes de forma a evitar efeitos determinísticos severos.

Com base nas simulações efectuadas anteriormente, obtiveram-se os valores de dose absorvida para cada um dos órgãos/tecidos. Para determinadas actividades iniciais das fontes de ¹³⁷Cs e ⁶⁰Co, determinaram-se os tempos de exposição necessários para atingir os níveis de acção (tabela 6) projectados para os diversos órgãos ou tecidos bem como o tempo de exposição para atingir o nível de referência para a exposição de corpo inteiro (tabela 7). Os casos em que a exposição às fontes radioactivas ultrapassaram os respectivos níveis de acção e de referência estão assinalados nas tabelas 19 e 20 a cor de laranja e rosa respectivamente.

Efeitos determinísticos		Fonte de ^{137}Cs a 1 metro do fantoma				
Órgão ou tecido irradiado	Nível de acção (Gy)	Dose absorvida por Ci de actividade da fonte (Gy/h)	Tempo de exposição 1 Ci	Tempo de exposição 10 Ci	Tempo de exposição 100 Ci	Tempo de exposição 1000 Ci
Medula óssea (corpo inteiro)	1	$(1,618 \pm 0,002) \text{ E-03}$	~ 26 dias	~ 62 horas	~ 6 horas	37 min
Pulmão	6	$(1,697 \pm 0,005) \text{ E-03}$	~ 147 dias	~15 dias	~ 35 horas	3,5 horas
Pele	3	$(1,706 \pm 0,002) \text{ E-03}$	~ 73 dias	~7 dias	~ 18 horas	1,8 horas
Tiróide	5	$(2,14 \pm 0,03) \text{ E-03}$	~ 97 dias	~10 dias	~ 23 horas	2,3 horas
Cristalino do olho	2	-	-	-	-	-
Gónadas	3	$(1,88 \pm 0,04) \text{ E-03}$	~ 66 dias	~7 dias	~ 16 horas	1,6 horas

Tabela 19: Tempos de exposição necessários para atingir níveis de acção no órgão ou tecido irradiado e nível de referência (corpo inteiro), considerando a exposição a fontes de ^{137}Cs com 1; 10; 100 e 1000 Ci.

Efeitos determinísticos		Fonte de ^{60}Co a 1 metro do fantoma				
Órgão ou tecido irradiado	Nível de acção (Gy)	Dose absorvida por Ci de actividade da fonte (Gy/h)	Tempo de exposição 1 Ci	Tempo de exposição 10 Ci	Tempo de exposição 100 Ci	Tempo de exposição 1000 Ci
Medula óssea (corpo inteiro)	1	$(3,49 \pm 0,01) \text{ E-03}$	~ 12 dias	~29 horas	~ 2,9 horas	17 min
Pulmão	6	$(3,65 \pm 0,02) \text{ E-03}$	~ 68 dias	~7 dias	~ 16 horas	1,6 horas
Pele	3	$(3,66 \pm 0,01) \text{ E-03}$	~ 34 dias	~3,4 dias	~ 8 horas	49 min
Tiróide	5	$(4,4 \pm 0,1) \text{ E-03}$	~ 47 dias	~4,7 dias	~ 11 horas	~1 hora
Cristalino do olho	2	-	-	-	-	-
Gónadas	3	$(3,9 \pm 0,1) \text{ E-03}$	~ 32 dias	~3,2 dias	~ 8 horas	46 min

Tabela 20: Tempos de exposição necessários para atingir níveis de acção no órgão ou tecido irradiado e nível de referência (corpo inteiro), considerando a exposição a fontes de ^{60}Co com 1; 10; 100 e 1000 Ci.

A fim de serem eficazes, as medidas de protecção em caso de uma emergência ou ameaça NR devem ser tomadas imediatamente (normalmente dentro de algumas horas ou minutos), isto para evitar os efeitos determinísticos severos e minimizar a probabilidade de ocorrência dos efeitos estocásticos. Nestas situações, as acções mais urgentes são geralmente as de evacuação, a descontaminação dos indivíduos, o abrigo, a protecção das vias respiratórias e a restrição no consumo de alimentos.

CAPÍTULO V: Detectores

V.1 Generalidades

É importante conhecer o funcionamento e as características de desempenho dos diversos detectores, com vista a escolher o que mais se adequa à análise que se pretende efectuar. Por exemplo, para detectar apenas a presença de radiação, é geralmente suficiente utilizar um Contador Geiger-Muller (GM), na medida em que toda a radiação incidente dá origem ao mesmo sinal de saída. Os detectores sensíveis à energia da radiação, como são os casos dos aparelhos de identificação de radionuclídeos (*Radionuclide Identifiers* - RIDs) ou de radioisótopos (*Radio-isotope identification devices* - RIIDs), permitem analisar as emissões de energia específicas dos radionuclídeos, de forma a identificar a fonte de radiação. Para a medição da energia da radiação, deverá ser seleccionado um detector cuja amplitude do sinal de saída seja proporcional à energia da radiação. Nesta categoria estão incluídos os detectores cintiladores, os detectores semicondutores e alguns detectores gasosos⁴⁰ (estes últimos não serão abordados neste trabalho, já que apresentam de um modo geral uma eficiência muito baixa na detecção da radiação gama).

De uma forma sucinta, os processos físicos envolvidos na detecção de radiação são a ionização e a excitação electrónica dos átomos que constituem o volume sensível de detecção. Se a radiação é constituída por partículas carregadas a ionização é produzida directamente; no caso dos neutrões, da radiação gama e radiação X, a ionização é originada indirectamente na sequência de outras interacções (por reacções nucleares no caso dos neutrões e por efeito fotoeléctrico, dispersão de Compton e criação de pares electrão-positrão para radiação gama e radiação X).

⁴⁰ Relativamente à detecção de fotões, são geralmente utilizados para raios X e radiação gama de baixa energia. Estes detectores podem ser agrupados em: câmaras de ionização, contadores proporcionais e contadores Geiger-Muller.

De seguida apresentam-se algumas considerações sobre a utilização da radiação gama e neutrónica na detecção de radionuclídeos, em particular para aplicações em segurança e na resposta a ameaças NR.

Imediatamente após um decaimento alfa ou beta de um núcleo radioactivo, o núcleo descendente resultante pode ocupar o estado de energia fundamental, ou pode ficar num estado excitado (com excesso de energia relativamente ao estado fundamental). Um núcleo no estado excitado pode libertar o seu excesso de energia de duas formas:

- Conversão interna (emissão de electrões de Auger e raios X);
- Emissão de radiação gama de energia específica.

A principal fonte natural de neutrões deve-se à interacção da radiação cósmica na atmosfera com materiais no solo, pelo que a detecção de neutrões acima dos níveis do fundo indica a presença de fontes produzidas pelo homem. Os neutrões emitidos por fontes artificiais resultam de dois processos principais⁴¹ (Doyle, 2008):

- Reacções (α , n), como é o caso do Am-Be ou do Pu-Be;
- Cisão espontânea dos radionuclídeos ^{252}Cf , ^{240}Pu e ^{244}Cm .

Ao contrário da radiação α e β , a radiação gama e neutrónica possuem grandes capacidades de penetração de materiais (para materiais de baixo Z e elevado Z respectivamente), permitindo a detecção e identificação de radionuclídeos à distância, importante para aplicações em segurança e para resposta a ameaças NR.

Deste modo, a capacidade de detecção e identificação da maior parte do material nuclear e radioactivo é optimizada pela utilização combinada de detectores de radiação gama e de radiação neutrónica (complementaridade).

⁴¹ Exemplos de outras fontes artificiais de neutrões: Reacções (p, n) em aceleradores de partículas, reacções de cisão nuclear em reactores, etc.

V.2 Interação da radiação gama com a matéria

A radiação gama e os raios X interagem com a matéria essencialmente através de três processos: o efeito fotoelétrico, a dispersão de Compton e a criação de pares electrão-positrão. Através destes processos a energia inicial dos fótons incidentes é transferida, parcialmente ou na sua totalidade, para os electrões existentes no material detector⁴².

O efeito fotoelétrico é o processo no qual um fóton é absorvido por um electrão fortemente ligado (de uma camada interna do átomo), sendo este último ejectado, provocando a ionização do átomo. A secção eficaz para o efeito fotoelétrico depende fortemente do número atómico Z do átomo e a dependência é dada pela seguinte equação:

$$\sigma_{\text{ef}} \sim Z^n$$

em que n depende da energia do fóton e é, aproximadamente, igual a 4. Neste processo, toda a energia do fóton incidente (subtraída a energia de ligação do electrão ejectado) é depositada no detector. Se o fóton (radiação gama ou raios X) conseguir ejectar um electrão de uma camada interna do átomo, o buraco deixado após a saída desse electrão é posteriormente preenchido por um outro electrão proveniente de uma camada mais exterior. Nesta transição dá-se a emissão de um raio X característico do átomo ou a emissão de um electrão, designado por electrão de Auger.

A dispersão incoerente do fóton incidente pelo electrão, geralmente das camadas externas do átomo, designa-se por efeito ou dispersão de Compton. Neste caso, a energia inicial do fóton incidente será partilhada entre o electrão de recuo e o fóton dispersado, podendo este último voltar a interagir ou escapar do volume sensível do detector. Deste processo de interacção resulta apenas uma deposição parcial da energia do fóton incidente no material detector.

⁴² Material detector ou volume sensível de detecção correspondem ambos à mesma designação, isto é, o material do detector onde é depositada a energia da radiação incidente com o fim de detectar a sua energia inicial. O material detector sólido designa-se simplesmente por cristal detector.

Um fóton com uma energia igual ou superior a duas vezes a energia em repouso do electrão, ou seja com $h\nu \geq 2m_e c^2$, pode ser convertido num par electrão-positrão. Este processo designa-se por criação de pares electrão-positrão e apenas ocorre quando um fóton interage com o campo eléctrico existente ao redor do núcleo atómico. A energia do fóton incidente é convertida em $2m_e c^2$ (energia em repouso do par electrão-positrão) e em energia cinética das partículas positrão e electrão respectivamente. O electrão e o positrão irão por sua vez interagir com a matéria via sucessivas interacções de Coulomb, depositando as suas energias no detector. No caso do positrão, este irá aniquilar-se com um electrão do material, criando dois fótons com energias de 511 keV emitidos em direcções opostas. Este processo de interacção torna-se preponderante para energias superiores às descritas acima para os restantes processos. A secção eficaz de criação de pares aumenta aproximadamente com o quadrado do número atómico Z dos núcleos atómicos.

De uma forma geral tem-se que a absorção fotoeléctrica é a principal contribuição para a absorção da radiação electromagnética (radiação gama e X), quando a energia dos fótons é baixa, inferior a 50 keV para o alumínio e inferior a 500 keV para o chumbo. À medida que aumenta a energia da radiação, a dispersão de Compton torna-se mais importante. Predomina, no alumínio entre 60 keV e 20 MeV e no chumbo entre 500 keV e 5 MeV. Para energias ainda mais elevadas, torna-se preponderante a produção de pares.

V.3 Técnicas de detecção e espectrometria de fótons

Um espectrómetro é um sistema de detecção que fornece informação sobre a energia e intensidade da radiação emitida pela fonte. No caso da detecção da radiação gama, os fótons gama irão transferir toda ou parte da sua energia inicial aos electrões constituintes do material detector, produzindo um espectro que poderá ser interpretado através dos mecanismos de interacção dos fótons com a matéria bem como pelas características do próprio material detector.

Na espectrometria é importante utilizar sistemas de detecção que possuam as seguintes características:

- Linearidade: isto é que a amplitude do sinal de saída (impulso eléctrico) seja directamente proporcional à energia depositada no detector pela radiação incidente;
- Estabilidade: o ganho do detector deverá manter-se constante (estável) ao longo do período de tempo necessário para efectuar uma medição. Qualquer variação no ganho irá afectar o sinal de saída do detector, em particular a calibração em energia do mesmo;
- Boa eficiência de detecção no intervalo de energias considerado;
- Boa resolução em energia para uma correcta discriminação das emissões específicas de radiação do(s) radionuclídeo(s) presente(s), permitindo assim identificá-lo(s) inequivocamente.

Existem diversos tipos de detectores utilizados em espectrometria gama, sendo os mais conhecidos os detectores de cintilação e os semicondutores.

V.4 Resolução e eficiência de detecção

A resolução em energia de um detector R é uma medida da sua capacidade de resolver pequenas diferenças de energia ΔE considerando fótons incidentes com energia E_0 . Pode definir-se a resolução R em termos da largura a meia altura (FWHM, do inglês, “*Full Width at Half Maximum*”) do pico de energia, sendo E_0 a energia do centróide do pico:

$$R = \frac{\Delta E}{E_0} = \frac{FWHM}{E_0} = \frac{2,35\sigma}{E_0}$$

Um pico de energia total pode ser aproximado por uma curva Gaussiana com desvio padrão σ . O alargamento do pico, isto é, o aumento do valor FWHM, advém

essencialmente das flutuações estatísticas dos eventos envolvidos na produção de portadores de carga, cujo processo é constituído por diversas etapas (ionizações, excitações, etc) com probabilidade de ocorrência baixa. Existe também uma contribuição do ruído electrónico para a alteração do valor da resolução.

Outro parâmetro importante na detecção de partículas é a eficiência com que os fótons são detectados.

A eficiência de detecção total ϵ_{tot} é dada por:

$$\epsilon_{tot} = \epsilon_{int} \times \epsilon_{geom} = \frac{\textit{Partículas detectadas}}{\textit{Partículas emitidas pela fonte}}$$

em que ϵ_{int} corresponde à eficiência intrínseca do detector e ϵ_{geom} à eficiência geométrica ou aceitância, dadas pelas fórmulas:

$$\epsilon_{int} = \frac{\textit{Partículas detectadas}}{\textit{Partículas incidentes no detector}}$$

$$\epsilon_{geom} = \frac{\textit{Partículas incidentes no detector}}{\textit{Partículas emitidas pela fonte}}$$

o número de partículas N_γ , com energia E_0 , emitidas pela fonte, depende da actividade da fonte A_S , do tempo de aquisição t_{aquis} e da fracção I_γ dessas partículas por desintegração.

$$N_\gamma(E_0) = A_S t_{aquis} I_\gamma(E_0)$$

A eficiência de fotopico é a razão do número de partículas detectadas na região do espectro referente ao pico de absorção total (fotopico) e as partículas emitidas pela fonte com a energia considerada. Por outro lado, a eficiência intrínseca de fotopico apenas considera no denominador as partículas incidentes no detector.

A eficiência intrínseca não inclui o ângulo sólido subtendido pelo detector como um factor implícito.

Para fontes isotrópicas as duas eficiências, a intrínseca e a total, relacionam-se da seguinte forma:

$$\varepsilon_{\text{int}} = \varepsilon_{\text{tot}} \times \frac{4\pi}{\Omega}$$

em que Ω é o ângulo sólido subtendido pelo detector relativamente à posição da fonte.

A eficiência intrínseca é uma propriedade do detector, independente da geometria escolhida. Os seus valores dependem essencialmente do material detector, da energia da radiação incidente e da espessura do detector na direcção da radiação incidente.

V.5 Detectores de cintilação

Durante a década de 1950, começaram a ser desenvolvidos detectores de cintilação de elevada eficiência, com uma resposta rápida (na ordem dos ns) bem como uma resolução em energia bastante razoável (ver gráfico 4).

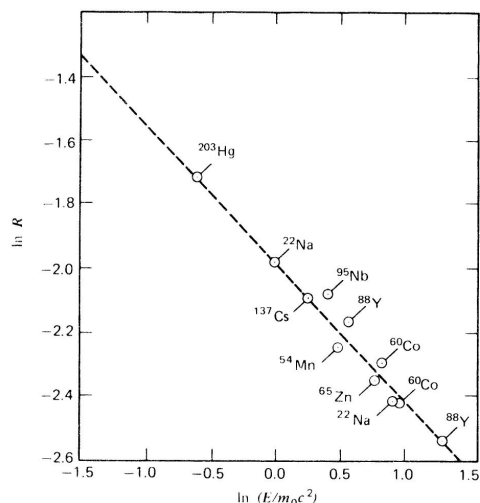


Gráfico 4: Comportamento da resolução em função da energia para o detector NaI(Tl) (Knoll, 2000).

Existem dois tipos principais de detectores cintiladores: os constituídos por materiais orgânicos e os compostos por materiais inorgânicos (exemplo: NaI(Tl)).

Os detectores de cintilação (ver figura 12) são constituídos essencialmente por duas partes: o material cintilador, que emite luz por fluorescência quando nele incide a radiação incidente; um tubo fotomultiplicador que converte a radiação de fluorescência em impulsos de corrente cuja amplitude está correlacionada com a energia da radiação incidente no cintilador.

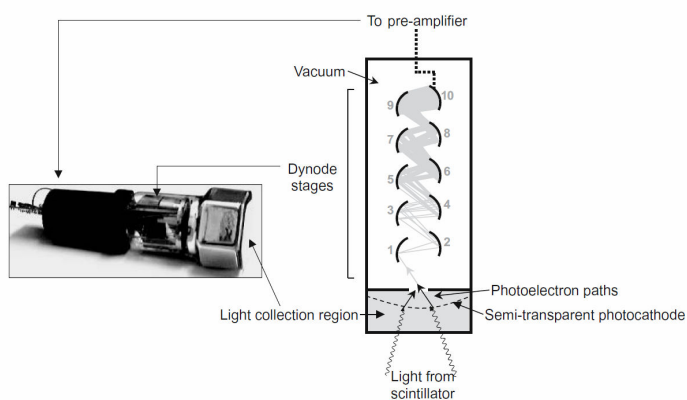


Figura 12: Esquema de um detector de cintilação⁴³ (Bailey et al., 2005).

⁴³ Esquema simplificado, com apenas quatro estágios de multiplicação antes do eléctrodo de recolha, o ânodo.

O processo de detecção da radiação pode ser descrito da seguinte forma: a interacção da radiação incidente no material detector leva os átomos a um estado excitado; com o regresso ao estado fundamental dá-se a emissão de radiação no domínio do ultra-violeta ou do visível (luz de cintilação); os fotões produzidos ao atingirem a superfície do fotocátodo irão libertar electrões (fotoelectrões), que por sua vez serão atraídos para o primeiro dínodo através de uma diferença de potencial; os electrões ao atingirem cada um dos dínodos são multiplicados (criação de electrões secundários) e acelerados em direcção ao dínodo seguinte; os dínodos são constituídos por materiais com uma probabilidade elevada de emissão de electrões secundários. Apesar de ser apenas necessário 2-3 eV para libertar um electrão, estes são libertados do interior do material em direcções aleatórias, pelo que são poucos os electrões libertos à superfície e um ganho 5 em cada dínodo é geralmente obtido. Ainda assim, um tubo fotomultiplicador com 10 dínodos, é possível obter um ganho total de 5^{10} (cerca de 10^7) (Krane, 1988).

Aos cristais de cintilação são introduzidas pequenas quantidades de impurezas, designadas por activadores, que permitem aumentar a probabilidade de emissão de fotões de cintilação e de reduzir os efeitos de auto-absorção da luz no cristal. Um activador comum é o Tálcio (Tl), usado por exemplo no cintilador NaI(Tl).

Existem diversos tipos de material cintilador disponíveis, bem como os respectivos tubos fotomultiplicadores, pelo que a sua escolha recai na sua aplicação específica. Algumas propriedades a ter em conta na sua selecção são: a saída de luz de cintilação; a eficiência, resposta temporal do detector (*timing*); a resolução em energia; a baixa sensibilidade a neutrões; etc.

O cintilador inorgânico NaI(Tl), sendo o mais frequentemente utilizado, possui uma elevada eficiência à radiação gama, essencialmente devido ao elevado número atómico ($Z=53$) do iodo.

Através de técnicas de “*Pulse Shape Discrimination*” (PSD), isto é, pela análise das componentes rápidas versus lentas dos impulsos eléctricos de saída, é possível discriminar os fotões gama dos neutrões.

O cristal NaI(Tl) caracteriza-se por ser um material higroscópico, que em contacto com a água deixa de ser transparente à luz de cintilação produzida no seu interior. Para evitar que o cristal se degrade (fique opaco à luz de cintilação) é necessário protegê-lo com uma cobertura em alumínio.

Os cintiladores são muito sensíveis a variações de tensão aplicada ao fotomultiplicador, pelo que devem ser utilizados equipamentos electrónicos estáveis.

V.6 Detectores semicondutores

V.6.1 Detectores de Germânio Hiper-Puro (HPGe)

Apenas na década de 1960, começaram a surgir os primeiros detectores semicondutores, com volumes sensíveis significativos (dezenas de cm^3) para a detecção de radiação. A utilização destes detectores em espectrometria melhorou bastante a exactidão e precisão das medições em física nuclear, na medida em que o valor típico da resolução em energia⁴⁴ (ver gráfico 5) passou a ser muito inferior ao obtido com os cintiladores.

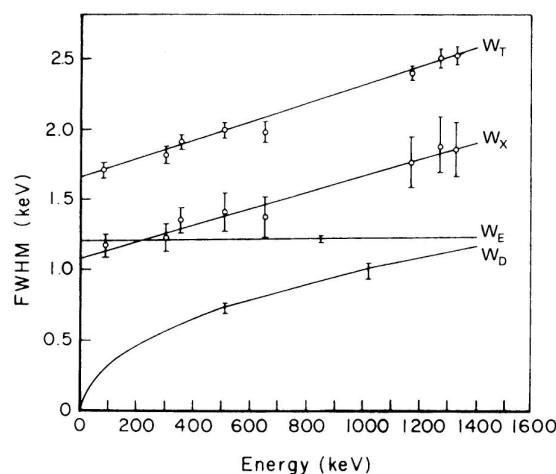


Gráfico 5: Comportamento do FWHM em função da energia para o detector HPGe (Knoll, 2000).

⁴⁴ O FWHM do fotopico (W_T) corresponde à contribuição da flutuação estatística da criação de portadores de carga (W_D), da coleção dos portadores de carga (W_X) e do ruído electrónico (W_E).

A produção de cristais semicondutores (Ge e Si) cada vez maiores permitiu também obter eficiências razoáveis. Contudo, a operação dos semicondutores apresenta a desvantagem de ser necessário o arrefecimento do cristal a temperaturas próximas do azoto líquido (77 K).

Nos semicondutores, a detecção da radiação baseia-se na geração de pares electrão-buraco (portadores de carga), sendo o número de pares proporcional à energia depositada pela radiação no material detector. Ao estabelecer-se um campo eléctrico, os pares electrão-buraco migram para o ânodo e cátodo, originando um sinal eléctrico.

De acordo com as propriedades dos materiais do ponto de vista das bandas de energia, os materiais isolantes possuem uma banda de valência preenchida, separada da banda de condução vazia por um hiato de energia de cerca de 5 eV. No caso dos materiais semicondutores, apesar de terem uma estrutura de bandas semelhante aos isolantes, a separação entre bandas é inferior a 2 eV, em particular o Germânio apresenta um valor de 0,67 eV. Consequentemente, o arrefecimento do material detector HPGe é necessário com vista a reduzir a excitação térmica dos electrões da banda de valência (reduzir o ruído electrónico), tornando as interacções da radiação gama com os electrões a única forma destes passarem para a banda de condução.

Para permitir que os pares electrão-buraco sejam eficientemente colectados nos eléctrodos (ânodo e cátodo), é necessário alterar a condutividade eléctrica dos semicondutores. Para tal são introduzidas pequenas quantidades de material, designados dopantes, que consistem em átomos com valências 3 ou 5 introduzidos na rede cristalina do Ge ou Si. Os átomos com valência 5 (por exemplo o Arsénio) estabelecem quatro ligações covalentes com os átomos vizinhos de Ge ou Si. O quinto electrão pode mover-se livremente na rede, formando um conjunto de estados doadores (discretos) logo abaixo da banda de condução. Este material, por ter um excesso de portadores de carga negativa (electrões) denomina-se por semiconductor do tipo n. Por outro lado, os átomos com valência 3 (por exemplo o Boro) ao não conseguirem estabelecer as quatro ligações com os átomos vizinhos da rede (Ge ou Si), produzem um material com excesso de buracos (portadores de carga positivos), denominado material semiconductor do tipo p. Neste caso são formados estados aceitadores um pouco acima da banda de valência. Ao estabelecer-se o contacto físico entre esses dois tipos de material semiconductor, vai ocorrer a difusão de electrões do material do tipo n para o material do tipo p e a

subsequente combinação com os buracos. No material tipo n são criadas zonas fixas doadoras ionizadas. De modo inverso, a difusão dos buracos para o material do tipo n, leva à criação de zonas fixas aceitadoras de carga negativa no material do tipo p. Após um certo tempo, as cargas dessas zonas fixas geram um campo eléctrico que interrompe outras difusões, isto é, atinge-se o equilíbrio.

Na vizinhança da junção entre estes dois tipos de semicondutores é criada uma zona de depleção, onde os portadores de carga são neutralizados. Quando a radiação atinge esta zona existe a criação de pares electrão-buraco. Devido ao efeito do campo eléctrico, os electrões são colectados num eléctrodo, dando origem a um impulso eléctrico cuja amplitude é proporcional à energia depositada pela radiação no material detector (ver figura 13).

Com a aplicação de uma diferença de potencial obtém-se:

- Um aumento da zona de depleção, com o conseqüente aumento do volume sensível de detecção;
- Um aumento do campo eléctrico na zona de depleção, permitindo que os portadores de carga sejam colectados de uma forma mais eficiente.

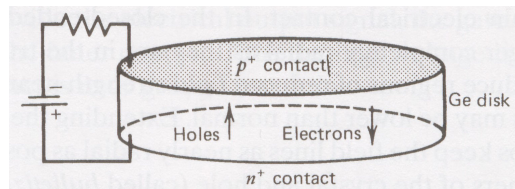


Figura 13: Configuração de um detector HPGe planar (Knoll, 2000).

Recentemente, surgiram detectores de HPGe portáteis arrefecidos por processos electro-mecânicos (*electromechanical cooling* - EMC HPGe), que não requerem a utilização de azoto líquido. Contudo, devido à complexidade do seu sistema de arrefecimento, como é o caso da elevada potência dissipada para o manter em operação durante um período de tempo razoável, leva a que estes detectores apresentem dimensões e peso consideráveis. Os detectores EMC HPGe foram desenvolvidos para os inspectores de salvaguardas (controlo de materiais nucleares especiais) da AIEA e outros utilizadores que não tenham acesso ao azoto líquido nos locais de medição.

V.6.2 Detectores de Telureto de Cádmio e Zinco (CZT)

Com vista a solucionar a questão do arrefecimento, foram ainda desenvolvidos detectores semicondutores de CdTe (Telureto de Cádmio) ou de CdZnTe (Telureto de Cádmio e Zinco, ou CZT), que operam à temperatura ambiente.

Os detectores CZT apresentam as seguintes vantagens:

- A energia de criação do par electrão-buraco (cerca de 4,64 eV) oferece uma melhor resolução em energia (de cerca de 0,8-2,4% @ 662 keV) que os detectores cintiladores;
- Não necessitam de sistema de arrefecimento, pelo que apresentam um baixo consumo;
- A utilização de material detector com valores relativamente elevados de número atómico Z ($_{48}\text{Cd}$, $_{30}\text{Zn}$, $_{52}\text{Te}$) permite obter uma elevada eficiência intrínseca de fotopico e uma razão favorável entre fotopico e efeito de Compton;
- O hiato de energia entre as bandas de valência e de condução é 1,52 eV, o que permite a operação do detector à temperatura ambiente (Kim, 2009);
- Podem ser usados em campos de radiação de alta intensidade, dado que são capazes de processar uma elevada taxa de contagem, de processar mais de 1 milhão de fótons por segundo por mm^2 (Leckie e Lenos, 2009).

Considerando que o transporte dos portadores de carga é relativamente lento, os pares electrão-buraco produzidos no volume sensível de detecção não são completamente colectados em cada eléctrodo (cátodo e ânodo). Eventualmente, este problema poderá levar a uma distorção significativa do espectro e a um efeito de cauda no lado das baixas energias dos fotopicos. Para evitar ou minimizar esta situação são geralmente utilizados pequenos volumes sensíveis de detecção ($< 1\text{cm}^3$), com o objectivo de manter desempenhos aceitáveis nos espectros obtidos (Luke et al., 2004). Alguns espectrómetros são constituídos por um conjunto destes pequenos detectores de

forma a aumentar o volume total de detecção e assim aumentar a eficiência global. Contudo, ao somar os vários espectros obtidos nesses pequenos elementos detectores, não se irá melhorar a eficiência intrínseca de fotopico ou a razão entre o fotopico e a área correspondente ao efeito de Compton, comparativamente a um elemento detector individual.

Ao contrário dos detectores HPGe e NaI(Tl), a eficiência dos detectores CZT diminui drasticamente com o aumento da energia da radiação gama incidente, devido essencialmente à sua reduzida espessura, que varia de 1 a 15 mm de acordo com a aplicação. Para aplicações de monitorização de radiação gama são geralmente utilizadas espessuras de 5 a 10 mm (Leckie, 2009).

A combinação da resolução em energia, a possibilidade de fazer arranjos compactos de pequenos elementos detectores CZT e a sua elevada taxa de contagem à temperatura ambiente, permite a sua utilização em dispositivos de imagem, para aplicações na medicina, na segurança (por exemplo: de aeroportos) e na astrofísica.

Actualmente, é possível utilizar detectores CZT (ver figura 14) baseados numa grelha coplanar (*coplanar-grid* - CPG), com um volume sensível de 2 cm^3 , que permitem obter valores razoáveis de eficiência (eficiência intrínseca de fotopico de 7,1%) e de resolução em energia (2,78 % @ 662 keV) (Leckie, 2009).

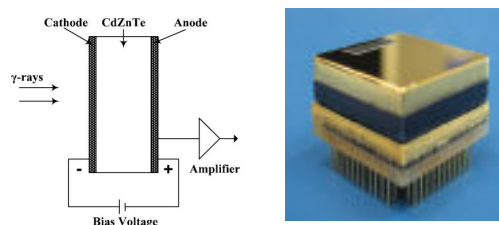


Figura 14: Esquema de um detector CZT (Kim, 2008) e imagem de um cristal único ($20 \times 20 \times 10 \text{ mm}$) (LECKIE, 2009).

Por último, os reduzidos volumes actualmente disponíveis para estes detectores (cristal único até 4 cm^3 – ver figura 14), tornam a sensibilidade dos CZT inferiores às obtidas com os detectores NaI(Tl) (volumes $> 100 \text{ cm}^3$) e HPGe (volumes até 100 cm^3).

CAPÍTULO VI: Detectores NaI(Tl), CZT e HPGe para aplicações em segurança e para resposta a ameaças NR

VI.1 Equipamentos de detecção e identificação de radionuclídeos *in situ*

De uma forma geral, as medições efectuadas em laboratório permitem controlar, durante a medição, as diversas condições físicas (vibrações, choque, etc.) e atmosféricas (temperatura, humidade, etc.) que de outra forma poderiam influenciar os resultados obtidos. Por exemplo, as calibrações dos detectores variam com a temperatura. Nestas circunstâncias é também possível seleccionar e manter uma determinada geometria, como por exemplo a distância detector-fonte e o ângulo de detecção, que influenciam por exemplo a eficiência do detector.

Tanto os cenários que envolvem a segurança (por exemplo: alfândegas), como os acidentes ou possíveis eventos de ameaça NR, ocorrem fora do ambiente controlado do laboratório, onde existem variações das condições de detecção. Desta forma, a detecção *in situ*, em particular a realização de espectrometria gama, representa uma dificuldade adicional, na medida em que as condições de detecção variam no tempo e no espaço. No tempo variam as condições atmosféricas e físicas, no espaço poderá variar o *background* existente no local, a geometria e os materiais presentes.

Um dos factores que poderá influenciar significativamente as condições de medição e detecção é a variação de temperatura, em especial para os detectores que operam à temperatura ambiente, já que poderão estar sujeitos a flutuações de ganho com a consequente alteração da relação canal – energia, isto é, a calibração em energia do detector.

Para a identificação inequívoca e expedita de radionuclídeos existentes numa amostra ou fonte, é importante utilizar um detector que exiba tanto uma boa

sensibilidade, como uma boa eficiência de detecção e uma boa resolução numa gama alargada de energia, desde as poucas dezenas de keV até 2,5 MeV (ou acima).

Uma boa eficiência de detecção permitirá, através da aquisição do espectro gama da fonte e respectiva análise, uma identificação mais célere do(s) radionuclídeo(s) e a quantificação de valores mais baixos de actividade (quantificável através da Actividade Mínima Detectável, AMD) .

Um detector com boa resolução poderá resolver dois picos próximos em termos de energia, correspondentes a radionuclídeos diferentes, permitindo a identificação dos mesmos. Uma resolução insuficiente para distinguir dois picos próximos irá dar origem a um só pico no espectro, impedindo à partida a identificação dos radionuclídeos ou dar origem a uma falsa identificação.

A detecção e identificação de radionuclídeos nas alfândegas ou nos pórticos bem como de fontes radioactivas em caso de ameaças ou emergências radiológicas, pode tornar-se complicada devido à existência da radiação de fundo natural, do livre-trânsito de radioisótopos utilizados na medicina ou de produtos agrícolas que contêm emissores gama naturais, entre outras situações. De forma a distinguir claramente o trânsito legítimo de carga do tráfico ilícito de material, é necessário identificar com um elevado grau de confiança os radionuclídeos envolvidos. Para desempenhar essa tarefa, normalmente utilizam-se as emissões de fótons gama características dos vários radionuclídeos.

A situação torna-se ainda mais complicada pela necessidade de se ter uma baixa taxa de falsos positivos⁴⁵ em medições realizadas num curto período de tempo, por vezes inferior a 1 minuto, como é o caso da passagem de material nas alfândegas ou na verificação de contentores ou veículos nas fronteiras. A existência de muitos falsos positivos poderá provocar longos atrasos no livre-trânsito de materiais.

A utilização de sistemas capazes de detectar e identificar materiais nucleares especiais e materiais radioactivos de aplicação na indústria, medicina e investigação, permitirá reduzir o risco de ameaças NR, nomeadamente através da sua utilização nas seguintes situações:

⁴⁵ Um falso positivo corresponde a um falso alarme, isto é, à situação de detecção/identificação de um material ilícito o qual após verificação da carga não se confirma a sua existência.

- **Controlo de material nas alfândegas**, através da monitorização radiológica (aeroportos, contentores utilizados no transporte de carga, etc.).
 - Na inspecção do material em trânsito são geralmente utilizados pórticos (*Radiation Portal Monitors*, RPMs, em Inglês), com excelente eficiência (grande volume de detecção) e boa resposta temporal, mas com uma resolução em energia muito pobre, isto é, são essencialmente “contadores” de radiação;
 - São geralmente utilizados cintiladores plásticos (ex: *Polyvinyl toluene* - PVT), por apresentarem um custo relativamente baixo. Tendo em conta que os falsos alarmes implicam custos acrescidos na paragem do material para verificação, são normalmente utilizados sistemas de detecção e identificação portáteis para verificar em alguns minutos qual o(s) radionuclídeo(s) presente(s), isto é, efectuar uma inspecção secundária;
 - Interessa assim utilizar um espectrómetro de radiação gama que permita identificar inequivocamente qual o radionuclídeo presente na carga, de forma a tornar célere o processo de verificação. Importa distinguir os radionuclídeos que fazem parte do livre-trânsito de material radioactivo para aplicações na medicina, indústria ou investigação, ou em materiais NORM (fertilizantes, materiais de construção, etc.), ou os radioisótopos utilizados nos equipamentos de diagnóstico ou nos tratamentos oncológicos (fontes radioactivas implantadas no próprio paciente), do tráfico ilícito de material nuclear e radioactivo;
 - Em alternativa, é possível utilizar um detector no modo de “contador” de radiação com a possibilidade de mudar depois para o modo de espectrometria para identificar o(s) radionuclídeo(s) em causa.
- **Detecção de materiais nucleares e radioactivos em trânsito**, por exemplo para controlar o tráfico ilícito de material em veículos. Geralmente são utilizados sistemas RPMs com uma elevada resolução

temporal e espacial como é o caso dos cintiladores plásticos PVT. Com vista a reduzir os falsos alarmes foi utilizada uma 2ª geração de monitores (*Advanced Spectroscopic Portal - ASP*), baseados nos cintiladores NaI(Tl). Recentemente, foram introduzidos pelo menos dois pórticos secundários (nos EUA) utilizando detectores EMC HPGe (ver figura 15). Tal reflete a intenção de melhorar o desempenho desses portais e de reduzir o tempo após a interdição dos veículos (alarme no portal primário), com sistemas que permitem inequivocamente identificar uma ameaça à segurança.



Figura 15: Pórtico secundário de HPGe instalado em Anthony, New Mexico (velocidade dos veículos limitada a 3,5 km/h) (Keyser e Twomey, 2010).

- **Resposta a emergências NR:** é necessária uma elevada eficiência de detecção para procurar no terreno possíveis ameaças; Se a fonte for encontrada pretende-se caracterizar rapidamente a potencial ameaça, determinando a forma mais segura de eliminar ou mitigar os seus efeitos;
- **Gestão das consequências e recuperação:** no caso da dispersão intencional de material radioactivo, os detectores são necessários para determinar a extensão, quantidade e natureza da contaminação (equipamento robusto, com boa portabilidade em termos de peso e dimensões, operação em ambientes extremos de radiação).

VI.2 Comparação das características dos detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe

Tendo como base a utilização dos detectores NaI(Tl), CZT e HPGe, como sistemas portáteis, em aplicações em segurança e para resposta a ameaças NR, será de seguida feita uma análise e comparação das suas características genéricas. Claro está que dependendo da aplicação específica, um dado sistema de detecção poderá apresentar mais vantagens que o outro.

Na tabela 21 são sumariadas algumas das características que distinguem esses sistemas de detecção, aos quais foi adicionada informação sobre um outro tipo de detector, o semicondutor CdTe, o qual apesar de estar limitado a volumes sensíveis muito reduzidos (devido à pobre colecção de cargas), apresenta desde já características (ex: resolução, temperatura de operação) que o tornam também atractivo para este tipo de aplicações.

Detector	NaI(Tl)	CZT (Coplanar-Grid)	CdTe	HPGe (thick planar)
Tipo	Cintilador	Semicondutor	Semicondutor	Semicondutor
Arrefecimento	Não	Não	EMC (0°C)	EMC (~77K) ou LN ₂
Dimensões do cristal	5cm ² × 5cm (ou superiores)	2,3cm ² × 1,5cm (dim. máximas)	1,2cm ² × 0,3cm (dim. máximas)	5cm ² × 1,5cm (ou superiores)
Volumes (cm ³)	26 a) (ou superiores)	3,5 (máximo)	0,4 (máximo)	8 (ou superiores)
Nº atómico Z médio	32	49	49	32
Densidade (g/cm ³)	3,67	6,06	6,1	5,32

Detector	NaI(Tl)	CZT (Coplanar- Grid)	CdTe	HPGe (thick planar)
Resolução @ 662 keV [eficiência intrínseca fotopico b]	7 % [1,0]	3,5 % c [0,47]	0,6 % [0,10]	0,2 % [0,10]
Resolução @ 122 keV [eficiência intrínseca fotopico b]	13 % [1,0]	6,3 % [1,0]	1,5 % [0,78]	0,4 % [0,81]

a) Encontram-se cristais com volumes muito superiores a 100 cm³;

b) Valores das eficiências intrínsecas de fotopico para as espessuras especificadas e normalizados aos valores do NaI(Tl): 1,0 @ 122 keV e 0,150 @ 662 keV;

c) Para cristais com menos espessura obtêm-se resoluções ~2,5% @ 662 keV.

Tabela 21: Características de alguns detectores utilizados na espectrometria de fótons (Russo e Vo, s.d.).

VI.2.1 Sistema de arrefecimento

Os detectores HPGe arrefecidos a azoto líquido (*Liquid nitrogen cooling*– LN₂) apresentam inúmeras desvantagens quando utilizados no terreno, não só pelas suas grandes dimensões (reduzida portabilidade) como também na necessidade de abastecimento de azoto líquido, que depende do tempo de operação e da sua disponibilidade no local. Com o recente desenvolvimento de detectores HPGe baseados em sistemas de arrefecimento electromecânico (EMC), foi possível eliminar a necessidade de abastecimento do sistema com azoto líquido. No entanto, este sistema apresenta ainda dimensões e peso significativamente superiores aos restantes sistemas de detecção analisados neste trabalho, em parte devido à complexidade do seu sistema de arrefecimento.

A utilização de detectores que operam à temperatura ambiente, como é o caso do NaI(Tl) e do CZT, ou que operam a temperaturas relativamente próximas dessa (ex: CdTe), tem implicações não só ao nível do baixo consumo de energia eléctrica, permitindo obter maiores autonomias de funcionamento, mas também ao nível das dimensões e peso do sistema, o que advém da inexistência ou menor complexidade do sistema de arrefecimento respectivamente.

VI.2.2 Eficiência de detecção

O diâmetro e a espessura de um detector definem a sensibilidade do mesmo à radiação, isto é quanto maior for o volume sensível de detecção do detector maior será a sua eficiência total de detecção. A espessura do detector influencia também a energia da radiação a partir da qual a eficiência de detecção, em particular a eficiência de fotopico, começa a diminuir significativamente.

Dos detectores estudados, o cintilador NaI(Tl) é o que apresenta maiores volumes de cristal disponíveis (ex: podem ser superiores a 100 cm^3), pelo que é possível obter excelentes eficiências de detecção. Desta forma, para além de ser necessário menos tempo para identificar os radionuclídeos, permite também obter valores de AND mais baixos. Os volumes de detecção disponíveis para os detectores portáteis de HPGe permitem obter valores razoáveis de eficiência (ver resultados no capítulo VI).

Para os detectores de CZT e CdTe os volumes dos cristais estão limitados aos $3,5 \text{ cm}^3$ e $0,4 \text{ cm}^3$ respectivamente, devido essencialmente à pobre colecção de cargas. Com vista a melhorar a eficiência total de alguns espectrómetros deste tipo, são construídos arranjos compactos destes pequenos cristais de forma a melhorar a eficiência total do sistema. Contudo, a simples adição de espectros dos vários elementos (cristais) não irá melhorar a eficiência intrínseca de fotopico nem a razão fotopico/Compton relativamente a um elemento individual. Existe uma maior probabilidade de absorção total dos fótons gama mais energéticos num cristal único de grande volume (devido às múltiplas interações no cristal), do que considerando o caso de um sistema com diversos cristais individuais pequenos. A técnica de adicionar os sinais provenientes dos diversos cristais, através da coincidência, poderia em princípio ser usada para obter melhores eficiências de fotopico, no entanto esta opção envolve uma electrónica complexa e a soma do ruído dos vários cristais iria degradar o espectro. Actualmente é possível obter um detector CZT com uma resolução moderada ($\sim 2,5\%$ @ 662 keV), utilizando a técnica *Coplanar-grid* (CPG). Este detector apresenta pequenas dimensões (volume do cristal com cerca de 2 cm^3) e um baixo consumo de energia eléctrica (maior autonomia).

VI.2.3 Resolução em energia

Os radionuclídeos, nomeadamente os de interesse na área da segurança interna, emitem um ou mais fótons gama com energias específicas que permitem a sua identificação inequívoca. O intervalo de energias vai desde os 30 keV (ou abaixo, para certos isótopos de plutónio por exemplo) até cerca de 2600 keV.

Na tabela em anexo B tem-se uma listagem de radionuclídeos e respectivas energias da radiação gama de interesse para a segurança interna, nomeadamente fontes com possível aplicação em REDs, RDDs e INDs.

Já foram reportados casos em que, devido à proximidade das energias da radiação gama dos vários radionuclídeos, não foi efectuada a identificação dos mesmos devido à insuficiente resolução em energia do detector. Por exemplo, é possível fazer passar o plutónio sem este ser identificado quando se utilizam detectores com resoluções baixas ou moderadas, no entanto não é possível utilizando um detector com uma resolução elevada [Reinhard e al., 2006]. Foi proposto por Terracol [Terracol e al., 2004], como regra geral, que a separação das linhas de energia (Anexo B) fosse maior que a resolução do detector, de forma a se proceder à correcta identificação do radionuclídeo (elevado grau de confiança). Analisando essas linhas de energia e assumindo que a resolução do HPGe é de 1 keV @ 122 keV e 2,5 keV @ 1,3 MeV, foram identificados 14 casos em 135 linhas de energia para os quais a separação das linhas é inferior à sua resolução. Para o detector de baixa resolução, como é o caso do NaI(Tl), foram identificados 123 casos onde a separação de linhas é inferior à sua resolução. No gráfico 6 é possível verificar as diferenças – devidas às diferentes resoluções em energia - na identificação e medição das energias para o espectro do ^{239}Pu para diversos tipos de detectores.

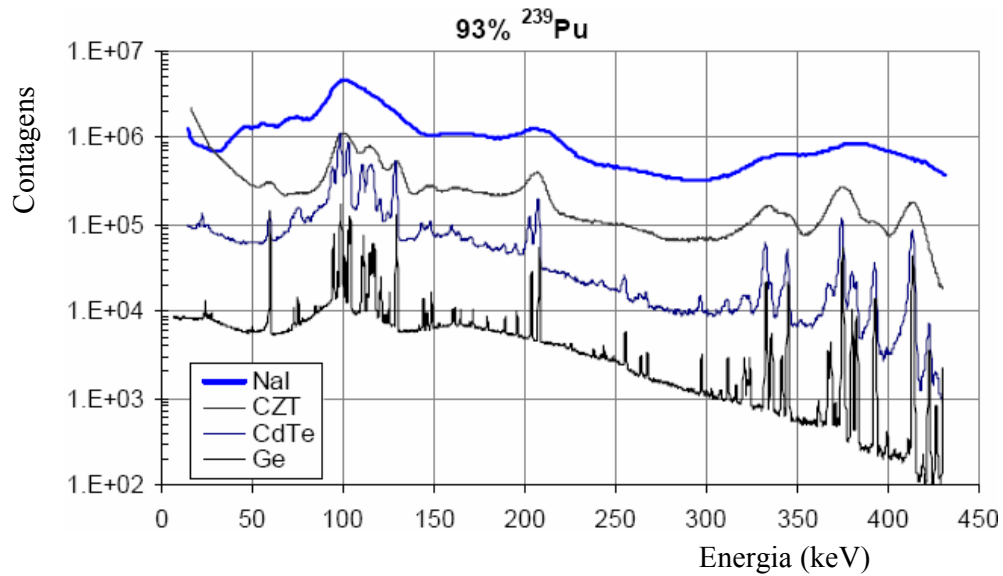


Gráfico 6: Espectros gama de ^{239}Pu medidos utilizando detectores de NaI(Tl), CdTe, CZT e HPGe (Russo e Vo, s.d.).

VI.2.4 Outras considerações

Uma desvantagem na utilização de qualquer cintilador em espectrometria, incluindo o NaI(Tl), é a influência da temperatura sobre a quantidade de luz relativa de cintilação (ver gráfico 7), o que resultará numa variação do ganho com a temperatura. No entanto, já se encontram comercialmente disponíveis sistemas de estabilização do ganho que compensam essas variações através de ajustes analógicos do ganho ou ajustes digitais nas regiões de energia utilizadas para analisar o espectro (ex: correcções na calibração em energia em função da temperatura).

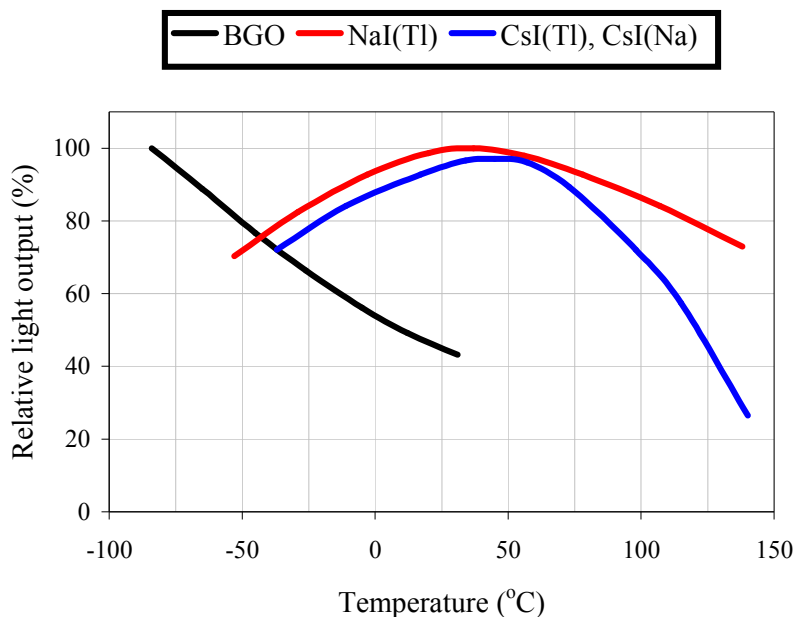


Gráfico 7: Dependência da saída de luz com a temperatura para cristais inorgânicos (Stapnes, 2005).

As sondas NaI(Tl) poderão danificar-se no caso de serem operadas em campos de radiação com débitos de dose demasiado elevados (ver tabela 22). Nessas circunstâncias seria produzida, no cristal NaI(Tl), uma quantidade elevada de luz de saída, que iria causar uma corrente demasiado elevada no Tubo Fotomultiplicador (PMT), provocando assim uma degradação que pode ser permanente no ganho da sonda. Os valores seleccionados para os limiares de débito de dose para as sondas NaI(Tl) são os apresentados na tabela abaixo.

Sonda NaI (polegadas)	Limite superior de débito de dose ($\mu\text{Sv/h}$)
1,5'' \times 1,5''	20000
2'' \times 2''	10000
3'' \times 3''	4250

Tabela 22: Limiares de débito de dose para as sondas NaI(Tl) (InSpector Manual, 2004).

Para evitar a deterioração das sondas NaI(Tl), os valores de débito de dose obtidos pelo detector GM são controlados e caso excedam os limites superiores admissíveis para essas sondas, a fonte de tensão do PMT é desligada automaticamente⁴⁶. Após esta situação, a tensão no PMT só volta a ser restabelecida quando o débito de dose atingir metade do valor do limiar da sonda.

VI.3 Simulações Monte Carlo do cálculo das eficiências totais e de fótópico

Nesta secção são apresentados os resultados das simulações Monte Carlo, relativos ao cálculo das eficiências totais e de fótópico dos detectores NaI(Tl), CZT e HPGe considerando fontes de radiação gama do tipo pontual e uma distribuição linear, com emissões isotrópicas a 1 m de distância das janelas dos detectores. De modo a obter-se as eficiências dos detectores, utilizou-se a *tally f8 (pulse height distribution)* do código Monte Carlo MCNP, que calcula o número de partículas que depositaram uma determinada energia no cristal. Foram também estabelecidos limiares de energia depositada nos detectores (*threshold energies*), isto é, foi definida uma energia mínima para a qual é registada a interacção do fóton no cristal, por exemplo para a fonte de ²⁴¹Am (59,5 keV) foi seleccionado o limiar de 40 keV, enquanto para o ⁶⁰Co (1332 keV) e ¹³⁷Cs (662 keV) foi seleccionado o limiar de 70 keV. Para todos os cristais considerou-se um revestimento de 1 mm de Alumínio (Ayaz-Maierhafer e DeVol, 2007). Na tabela 23 estão representados alguns dados relativos aos detectores estudados.

⁴⁶ É possível aumentar ou apagar, no código de controlo do detector, os valores dos limiares de débito de dose, no entanto tal opção poderá implicar o dano permanente das sondas.

Detector	Dimensões do cristal ⁴⁷	Volume sensível (cm ³)	Material do cristal (fracções atômicas)	Densidade (g.cm ⁻³)
NaI(Tl)	φ 1,5'' × 1,5''	43,4	Na (1), I (1) com activador Tl (n=1.47412 E22 átomos/cm ³)	3,67
	φ 2'' × 2''	103,0		
	φ 3'' × 3''	347,5		
	φ 5'' × 5''	1609,0		
HPGe	φ 6 × 3 cm (Canberra)	84,8	Ge (1)	5,32
	φ 5 × 3 cm (Ortec)	58,9		
CdZnTe	1 × 1 × 1 cm	1,0	Cd (0,45); Zn (0,05); Te (0,5)	6,06

Tabela 23: Características dos cristais utilizados nos detectores portáteis NaI(Tl), HPGe e CdZnTe.

As incertezas associadas aos valores calculados correspondem apenas aos erros estatísticos inerentes às simulações Monte Carlo, não sendo consideradas outras contribuições para a incerteza, por exemplo ao nível da geometria do detector ou da aproximação fonte linear.

No anexo D apresentam-se todos os resultados e incertezas associadas obtidos para as eficiências dos diversos detectores em função da energia da radiação gama incidente.

As variações das eficiências totais e de fotopico considerando o ²⁴¹Am (59,5 keV), o ¹³⁷Cs (662 keV) e o ⁶⁰Co (1332 keV) estão representadas nos gráficos 8 e 9.

⁴⁷ Para os cristais cilíndricos, φ corresponde ao diâmetro. As polegadas são representadas por '', sendo uma polegada igual a 2,54 cm.

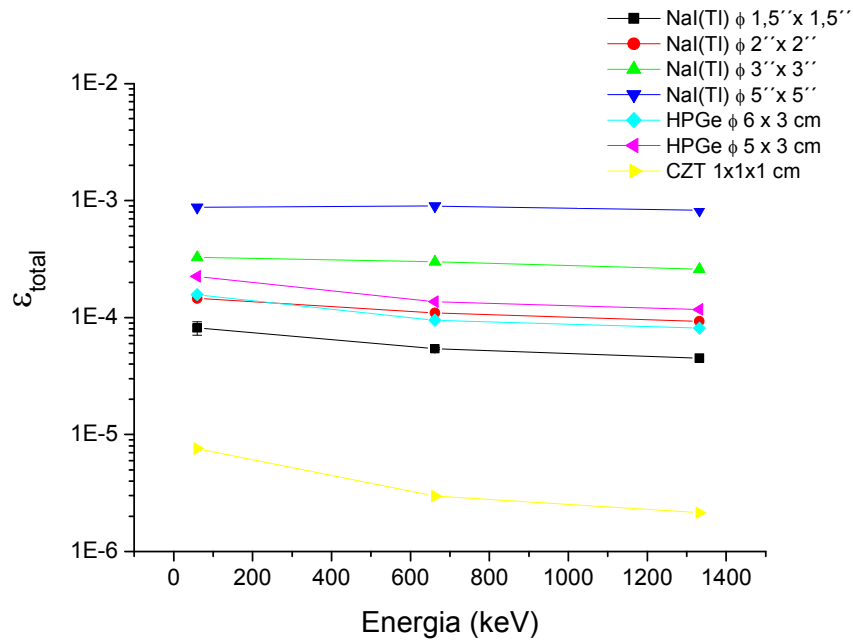


Gráfico 8: Variação da eficiência total com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 5%).

Da análise do gráfico 8, é possível constatar que existe uma diferença de 2 ordens de grandeza entre a eficiência total do detector NaI(Tl) de 5''x5'' e a do CZT. Os restantes detectores apresentam uma diferença, entre as eficiências totais, inferior a 1 ordem de grandeza.

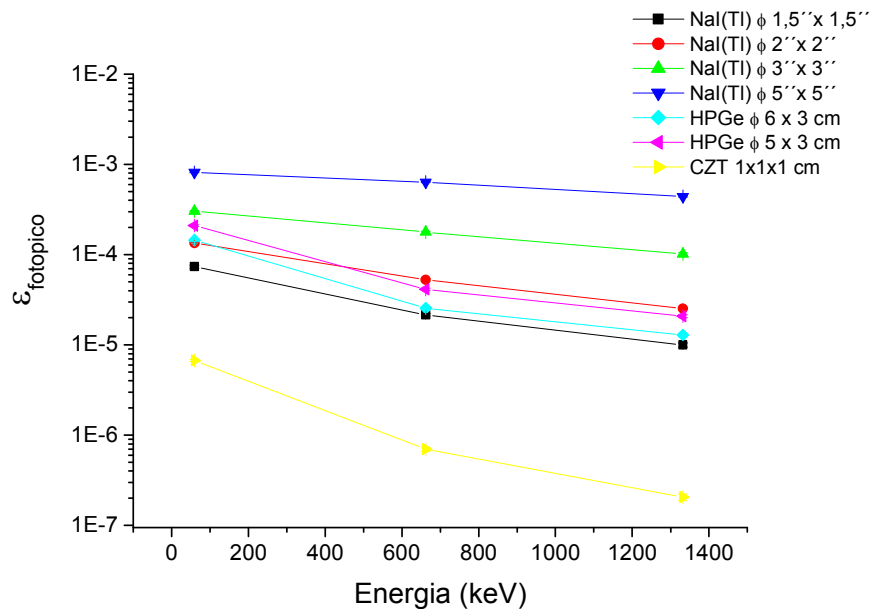


Gráfico 9: Variação da eficiência de fotopico com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 8%).

Do gráfico 9, verifica-se para o caso do CZT, uma diminuição muito acentuada da eficiência de fotopico para as energias da radiação gama mais altas (662 keV e 1332 keV). Os resultados obtidos são consistentes com algumas evidências encontradas na literatura (Maierhafer e DeVol, 2007). O facto dos detectores CZT apresentarem uma diminuição de cerca de duas ordens de grandeza, entre os valores de eficiência de fotopico a 59,5 keV e os valores a 1332 keV, deverá ser tomado em consideração na escolha destes detectores em situações que apresentem campos de radiação com energias iguais ou superiores a 1332 keV.

A descida relativamente baixa (mas significativa relativamente aos detectores NaI(Tl)), dos valores de eficiência de fotopico para os detectores HPGe, deve-se de igual modo à pequena espessura que estes apresentam.

Com o intuito de verificar o valor da energia para o qual a eficiência de fotopico do detector CZT diminui acentuadamente, foram ainda obtidas as eficiências de fotopico (anexo D), considerando as seguintes energias da radiação gama 59,5 keV (^{241}Am), 122 keV (^{57}Co), 185,7 keV (^{235}U), 316,5 keV (^{192}Ir), 662 keV (^{137}Cs), 1173

keV (^{60}Co) e 1332 keV (^{60}Co). A variação da eficiência de fotopico em função da energia da radiação gama incidente para o detector CdZnTe está representada no gráfico 10.

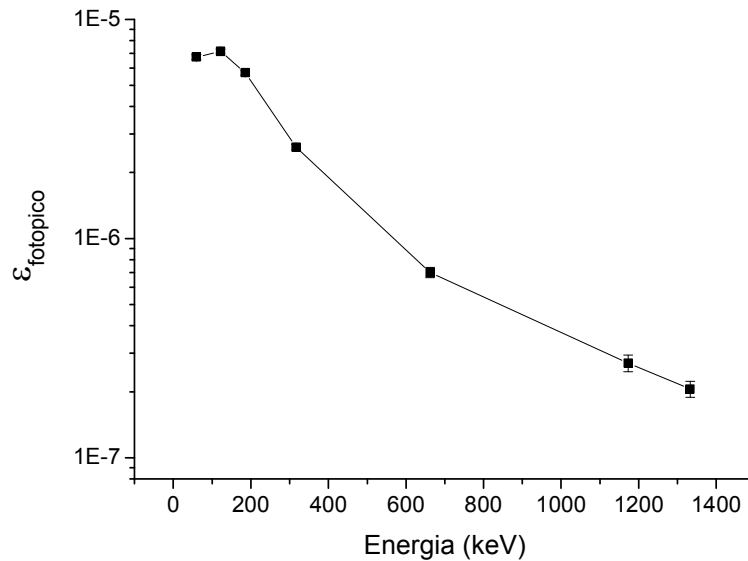


Gráfico 10: Variação com a energia da radiação gama incidente da eficiência de fotopico do detector CZT ($1 \times 1 \times 1$ cm).

Da análise do gráfico é possível verificar que existe uma descida muito acentuada para a eficiência de fotopico do detector CZT acima de aproximadamente 200 keV. Esta diminuição da eficiência deve-se ao facto da espessura destes detectores ser muito baixa, cerca de 1 cm (espessura limitada devido à pobre colecção dos portadores de carga). Os resultados obtidos são consistentes com algumas evidências encontradas na literatura (Andujar e Pibida, 2004).

Calculando a razão entre as eficiências de fotopico e as eficiências totais para os diversos detectores analisados (gráfico 11), tornam-se ainda mais acentuadas as descidas relativas da eficiência de fotopico com a energia da radiação incidente, em particular para os detectores de HPGe e CZT. Com uma descida não tão acentuada mas ainda assim significativa, têm-se os detectores NaI(Tl) de $1,5'' \times 1,5''$ e $2'' \times 2''$.

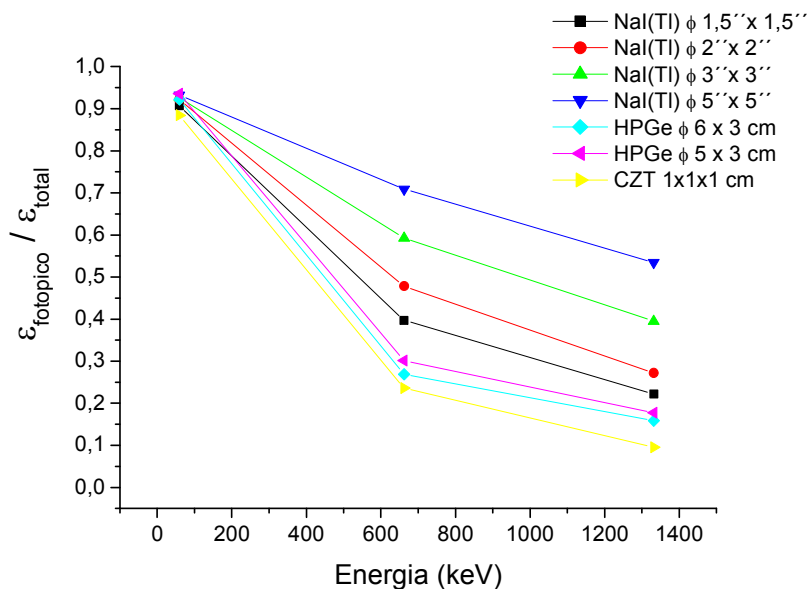


Gráfico 11: Variação da razão da eficiência de fotopico – eficiência total com a energia da radiação gama incidente, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe (incertezas relativas inferiores a 8,5%).

Normalizando os valores das eficiências de fotopico aos valores da eficiência total de cada detector, é possível verificar as descidas relativas da eficiência de fotopico com a energia da radiação incidente. Os detectores de HPGe e CZT apresentam a maior descida relativa da eficiência de fotopico no intervalo de energias considerado. Tal deve-se ao efeito combinado da diminuição tanto da eficiência total como da eficiência de fotopico para esses detectores. A eficiência total depende do volume de detecção (em particular do diâmetro do detector – ângulo sólido), e a espessura influencia directamente a energia a partir da qual existe uma diminuição acentuada da eficiência. Os resultados reflectem assim, o facto dos detectores HPGe e CZT apresentarem os valores mais baixos de volume sensível de detecção e de espessura.

Com uma descida relativa não tão acentuada mas ainda assim significativa, tem-se os detectores NaI(Tl) de 1,5''x1,5'' e 2''x2''. Estes por sua vez, apresentam o menor diâmetro dos detectores analisados, pelo que o ângulo sólido relativamente à fonte também será menor, bem como os valores das eficiências.

VI.4 Fonte pontual vs distribuição linear

Os irradiadores gama industriais possuem normalmente uma série de varas, cada uma contendo um conjunto de fontes radioativas seladas (cápsulas). No caso particular do irradiador do tipo SLL-01⁴⁸, são utilizadas cápsulas, com fontes de ⁶⁰Co, de geometria cilíndrica com as dimensões de 11 mm de diâmetro e 45 cm de altura (Gamma Irradiation Facility, s.d.).

Com o intuito de verificar se uma distribuição “linear” radionuclídeos (com 45 cm de comprimento) poderá ser aproximada por uma fonte pontual, a 1 m de distância dos detectores, foram realizadas simulações utilizando essa fonte linear para obter as eficiências totais e de fotopico dos diversos detectores, considerando para tal uma energia de 1332 keV (⁶⁰Co).

No gráfico 12 apresentam-se as razões entre as eficiências totais dos detectores, considerando uma fonte linear e uma fonte pontual.

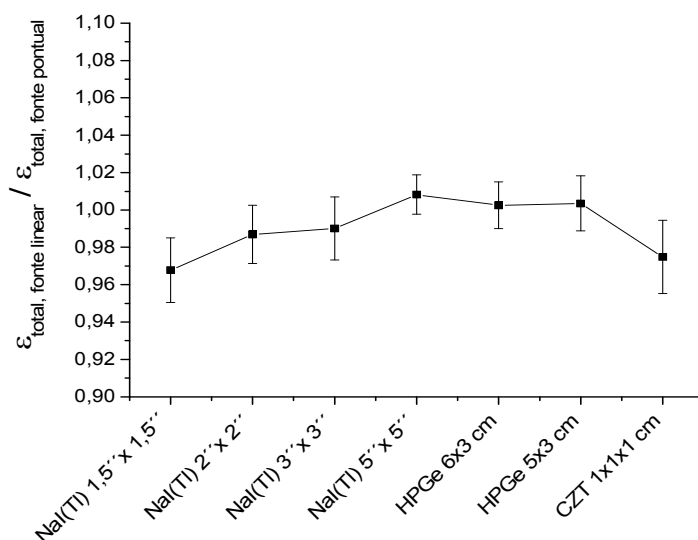


Gráfico 12: Razão das eficiências totais considerando uma fonte pontual e uma fonte linear com 1332 keV, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe. As incertezas representadas (“barras de erro”) são puramente estatísticas, obtidas das simulações Monte Carlo.

⁴⁸ Instalação localizada no Institute of Isotopes Ltd., Budapest - Hungary. Este irradiador possui 20 varas, cada uma com 4 cápsulas de ⁶⁰Co.

Pode-se constatar que, no caso do cálculo das eficiências totais, os maiores desvios verificados foram de cerca de 3,5 % para o detector NaI(Tl) de 1,5''×1,5'' e de 2,5 % para o CZT. Contudo, considerando as incertezas estatísticas (“barras de erro”) representadas na Figura, os valores obtidos são compatíveis com a unidade.

No gráfico 13 apresentam-se as razões entre as eficiências de fotopico dos detectores, considerando uma fonte linear e uma fonte pontual.

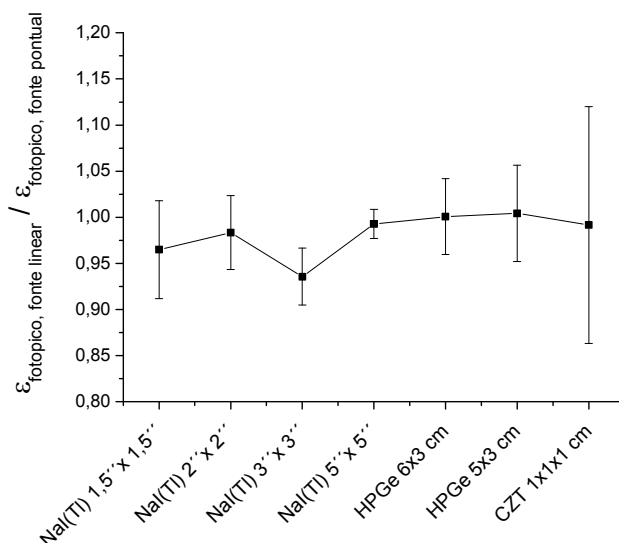


Gráfico 13: Razão das eficiências de fotopico considerando uma fonte pontual e uma fonte linear com 1332 keV, para os detectores de NaI(Tl), CZT e HpGe. As incertezas representadas (“barras de erro”) são puramente estatísticas, obtidas das simulações Monte Carlo.

No cálculo das eficiências de fotopico o desvio máximo encontrado foi de 6,5 %.

O objectivo das simulações efectuadas consistia em demonstrar a razoabilidade da utilização da aproximação que consiste em considerar a fonte pontual a 1 m de distância de um detector, para os cálculos das eficiências, à utilização de uma fonte linear.

Dos resultados obtidos para as fontes pontuais e lineares, pode constatar-se um desvio máximo de 2,5% para as eficiências totais e de 6,5% para as eficiências de fotopico dos detectores analisados. O maior desvio verificado (6,5%) ocorreu na

determinação da eficiência de fotopico para o detector CZT devido à reduzida estatística disponível à energia de 1,332 MeV (pequeno volume do cristal).

Os resultados obtidos sugerem assim a validade da aproximação da fonte pontual e isotrópica utilizada neste trabalho e implementada nas simulações Monte Carlo efectuadas, para obter uma estimativa exacta e precisa das eficiências de detecção do detector a 1 metro de distância de uma distribuição linear de radionuclídeos.

CAPÍTULO VII: Medições e identificações de radionuclídeos utilizando o detector InSpector 1000

VII.1 Detectores disponíveis

Na tabela 24 apresentam-se algumas imagens e especificações técnicas de sistemas de detecção e identificação da radiação gama portáteis, todos disponíveis comercialmente excepto os detectores CPG CdZnTe e o GN-5.

No anexo C apresenta-se uma tabela com diversas características, igualmente importantes na selecção, dos detectores InSpector 1000 e Falcon 5000.



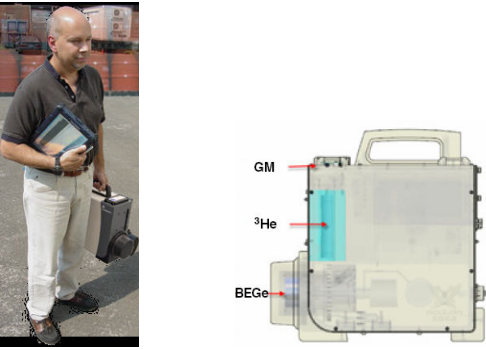
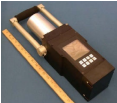
	<p style="text-align: center;">InSpector 1000</p> <p>Sondas NaI(Tl) de ϕ 1,5''\times1,5'', ϕ 2''\times 2'', ϕ 3''\times 3'' e ϕ 5''\times5'' e ^3He (neutrões).</p> <p>Custo relativo: Baixo</p> <p>Peso: 3,5 kg (c/ sondas)</p> <p>Autonomia: 9h</p> <p>Dimensões: 19\times16,5\times6,4 cm (s/ sondas) 25,4\times24,1\times14 cm (c/ sonda de neutrões)</p> <p>Fonte: InSpector 1000 User's Manual (Canberra), 2004.</p>
	<p style="text-align: center;">CPG CdZnTe</p> <p>Custo relativo: Moderado</p> <p>Peso: 220 g</p> <p>Autonomia: 48 h</p> <p>Dimensões: 8,8 \times 6,5 \times 2,7 cm (cristal \sim 2 cm³)</p> <p>Fonte: (Luke, 2004)</p>
	<p style="text-align: center;">Falcon 5000</p> <p>Sondas: EMC HPGe ϕ 6 \times 3 cm, GM, ^3He (neutrões).</p> <p>Custo relativo: Elevado.</p> <p>Peso: 16,8 kg (c/ sondas) + 2,5 kg tablet pc</p> <p>Autonomia⁴⁹: 8h</p> <p>Dimensões: 43,9\times43\times17,4 cm</p> <p>Fonte: Canberra - Falcon 5000 Portable HPGe-Based Radionuclide Identifier, 2011</p>
	<p>GN-5 (protótipo LANL, com EML HPGe e BGO para supressão de Compton) Fonte: (Doyle, 2008)</p>

Tabela 24: Exemplos de detectores portáteis: InSpector 1000, CPG CdZnTe, Falcon5000 e protótipo GN-5 (LANL).

⁴⁹ No entanto são necessárias cerca de 3h a 4h, a partir do momento em que se liga, para o detector estar operacional (tempo necessário para o arrefecimento do HPGe).

VII.2 Requisitos técnicos para detectores com aplicação em segurança

A publicação ANSI 42.34-2006 (ANSI, 2007a) descreve os requisitos gerais, os procedimentos de teste e os requisitos técnicos da resposta de um detector - à radiação, à alimentação eléctrica, a factores mecânicos e ambientais - para os instrumentos de detecção e identificação de radionuclídeos, com vista a efectuarem medições de débito de dose gama e indicação de radiação neutrónica em aplicações de segurança interna.

Resumidamente, o modo de funcionamento destes detectores baseia-se na aquisição do espectro de radiação gama, na utilização de algoritmos de análise do espectro (subtracção de fundo, identificação de picos e respectivos parâmetros) e identificação do(s) radionuclídeo(s) presentes na fonte por comparação com os parâmetros dos radionuclídeos constantes numa dada biblioteca interna, cuja lista de parâmetros inclui para cada radionuclídeo a: identificação, semi-vida, energia dos fotões gama, probabilidade de emissão em percentagem e incerteza associada.

Na tabela 25 apresenta-se uma listagem de radionuclídeos, por categoria, proveniência ou sectores de utilização e que são de maior interesse no âmbito da temática deste trabalho ou seja mais prováveis de serem encontrados em cenários decorrentes de ameaças NR.

Categoria	Radionuclídeos
Material Nuclear Especial (SNM)	Urânio (utilizados para indicar: ^{233}U , ^{235}U), ^{237}Np , isótopos de Plutónio
Medicina	^{18}F , ^{67}Ga , ^{51}Cr , ^{75}Se , ^{89}Sr , ^{99}Mo , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{103}Pd , ^{111}In , Iodos (^{123}I , ^{125}I , ^{131}I), ^{153}Sm , ^{201}Tl , ^{133}Xe
Material Radioactivo de Ocorrência Natural. (NORM)	^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th e filhos, ^{238}U e filhos
Industrial	^{57}Co , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{192}Ir , ^{204}Tl , ^{226}Ra , ^{241}Am

Tabela 25: Lista de radionuclídeos de maior interesse e mais prováveis de serem encontrados em ameaças à segurança interna (*homeland security*)⁵⁰ (ANSI, 2007a).

⁵⁰ A lista não deverá ser entendida como totalmente abrangente.

Os testes definidos para os detectores de radiação a serem utilizados nas aplicações de segurança radiológica e nuclear consistem na realização com sucesso das seguintes verificações das suas propriedades (ANSI, 2007a):

- ✓ O detector deverá ser capaz de identificar os radionuclídeos ^{40}K , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{67}Ga , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{125}I , ^{131}I , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{192}Ir , ^{201}Tl , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{233}U , ^{235}U , ^{238}U , Pu [*reactor grade plutonium* (>6% ^{240}Pu)], ^{241}Am , no período de tempo especificado pelo fabricante, não excedendo o período máximo de 2 minutos, nas seguintes situações:
 - Fonte não blindada;
 - Fonte com uma blindagem de 5 mm de ferro (Fe) entre a fonte-detector.
- ✓ Variação da identificação dos radionuclídeos com o ângulo de incidência;
- ✓ Identificação múltipla de radionuclídeos;
- ✓ Identificar os radionuclídeos na presença de um fundo de radiação gama (Tório natural) – Interferência gama;
- ✓ Identificar os radionuclídeos quando exposto a fótons emitidos por emissores beta puros blindados - Interferência beta;
- ✓ Identificações falsas;
- ✓ Interferência de materiais vizinhos (devido a radiação retro-dispersa);
- ✓ Resposta a neutrões.

Em virtude da limitação do tempo disponível para a execução deste trabalho e das fontes radioactivas disponíveis para os testes a efectuar, neste trabalho apenas serão descritos os resultados obtidos para alguns dos testes radiológicos previamente definidos.

VII.3 Condições de teste padrão

As medições foram realizadas de acordo com as condições de teste padrão (tabela 26) definidas na publicação ANSI 42.34-2006.

Variável	Condições de teste padrão
Temperatura ambiente	18 °C a 25°C
Humidade relativa	20% a 75%
Tensão nas baterias	Baterias carregadas
Ângulo de incidência da radiação	Direcção considerada $\pm 5^\circ$
Radiação de fundo (background)	Taxa de exposição ambiente a fótons de 5 $\mu\text{R/h}$ a 25 $\mu\text{R/h}$
Contaminação por elementos radioactivos	Desprezável

Tabela 26: Condições de teste padrão para detectores de radiação gama e neutrónica (ANSI, 2007a).

VII.4 Calibração em energia

Para a calibração em energia do detector InSpector 1000, estão disponíveis dois modos:

- Calibração automática (fonte única): Aquisição de espectro durante 30 segundos após a colocação de uma fonte de ^{137}Cs próxima da sonda;
- Calibração manual (várias fontes): Aquisição de espectro durante um determinado período de tempo. Foram utilizadas três fontes de calibração: ^{137}Cs (662 keV), ^{60}Co (1173 keV e 1332 keV) e ^{226}Ra (186 keV). O “setup” experimental utilizado para efectuar as calibrações encontra-se representado na fotografia da Figura 16.



Figura 16: Calibração em energia do detector InSpector 1000, utilizando três fontes (^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{60}Co).

Para todos os testes realizados foi utilizada a calibração automática, excepto no caso da identificação do radionuclídeo de ^{241}Am com e sem blindagem de 5 mm de Fe.

Com a calibração automática (apenas com a fonte de ^{137}Cs) não foi possível efectuar qualquer identificação do radionuclídeo ^{241}Am . Neste caso efectuou-se uma calibração manual com três fontes ^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{60}Co , utilizando um polinómio de 2º grau⁵¹ para o ajuste dos pontos. Sendo N_{ch} o número do canal no analisador multicanal (MCA), a curva de calibração obtida e utilizada na identificação do ^{241}Am tem a seguinte parametrização:

$$E = -2,488 \times 10^1 + 2,053 (N_{ch}) + 1,01 \times 10^{-4} (N_{ch})^2$$

⁵¹ O ajuste dos pontos de calibração é efectuado pelo detector, que nos indica o polinómio de 2º grau.

Verificou-se também a necessidade de ao longo do dia, efectuar pelo menos uma calibração em energia de hora em hora (no período que antecede cada conjunto de 10 testes). Tal deve-se às variações no ganho do detector como consequência da variação normal da temperatura.

VII.5 Teste de identificação de um radionuclídeo

O sistema de detecção deverá identificar os radionuclídeos (ANSI, 2007a), com e sem blindagem de 5 mm de Fe, no tempo especificado pelo fabricante, sendo este não superior a 2 minutos.

Os procedimentos e objectivo do teste consistem em:

1. Colocar uma fonte na posição de referência⁵² junto ao detector, durante um determinado intervalo de tempo (inferior a 2 minutos), de forma a obter uma taxa de exposição de 50 $\mu\text{R/h}$ ($\sim 0,44 \mu\text{Sv/h}$) no detector; O detector deverá efectuar a identificação do radionuclídeo em 10 ensaios consecutivos. O dispositivo experimental utilizado encontra-se representado na Figura 17 (fotografia da esquerda)
2. Colocar uma fonte junto ao detector com uma blindagem de 5 mm de Fe, durante um determinado intervalo de tempo (inferior a 2 minutos), mantendo uma taxa de exposição de 50 $\mu\text{R/h}$ ($\sim 0,44 \mu\text{Sv/h}$); O detector deverá efectuar a identificação do radionuclídeo em 10 ensaios consecutivos. O dispositivo experimental utilizado encontra-se representado na Figura 17 (fotografia da direita).

⁵² Na posição de referência a fonte encontra-se em frente à janela de detecção, alinhada com o eixo axial do detector ($0^\circ \pm 5^\circ$).

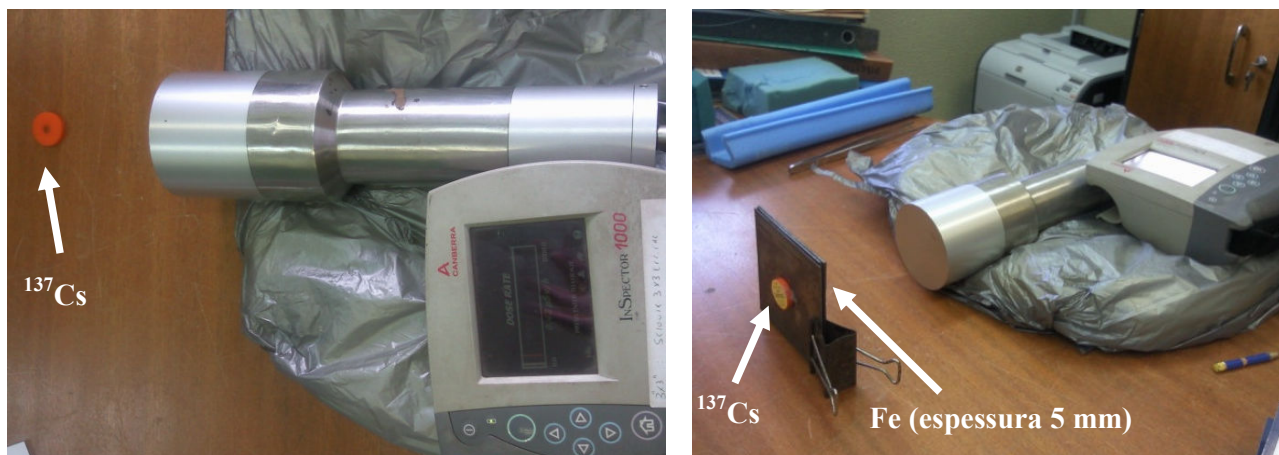


Figura 17: Teste de identificação de fonte única com e sem blindagem de 5 mm de Fe.

Foram efectuadas as detecções e identificações dos radionuclídeos de ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am e ^{226}Ra .

Os resultados obtidos encontram-se na Tabela 27.

VII.6 Teste de identificação de um radionuclídeo variando o ângulo de incidência

O instrumento deverá identificar o radionuclídeo no período máximo de 2 minutos e em pelo menos 8 dos 10 ensaios efectuados, para uma fonte colocada num ângulo de $45^\circ \pm 5^\circ$ relativamente à posição de referência (ANSI, 2007a). Os resultados obtidos encontram-se na Tabela 27.

VII.7 Teste de identificação múltipla de radionuclídeos

O instrumento deverá ser capaz de detectar e identificar um mínimo de 2 radionuclídeos simultaneamente, em 8 dos 10 ensaios efectuados. Para o efeito foram utilizadas as fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co . Os resultados obtidos encontram-se na Tabela 27.

VII.8 Teste de identificações falsas

O instrumento não deverá identificar um radionuclídeo que não esteja presente quando operado num fundo radioactivo baixo - inferior a $25\mu\text{R/h}$ ($\sim 0,22\ \mu\text{Sv/h}$) e estável (ANSI, 2007a).

Nenhum radionuclídeo não expectável deverá ser identificado em pelo menos 8 dos 10 ensaios efectuados. Os resultados obtidos encontram-se na Tabela 27.

VII.9 Teste de interferência de materiais vizinhos

O instrumento deverá ser capaz de identificar radionuclídeos na presença de radiação retrodispersa.

Os procedimento e objectivo do teste consistem em (ANSI, 2007a):

1. Colocar uma fonte de ^{137}Cs entre uma lâmina de Fe ($10\times 10\times 1\ \text{cm}$) e o detector;
2. A distância entre a fonte e a lâmina de Fe deverá ser de 10 cm;
3. A taxa de exposição medida deverá ser de $500\ \mu\text{R/h}$ ($\sim 4,4\ \mu\text{Sv/h}$).

O detector deverá ser capaz de identificar a fonte radioactiva pelo menos em 8 dos 10 ensaios realizados. O “setup” experimental utilizado encontra-se representado na Figura 18. Os resultados obtidos encontram-se na Tabela 27.

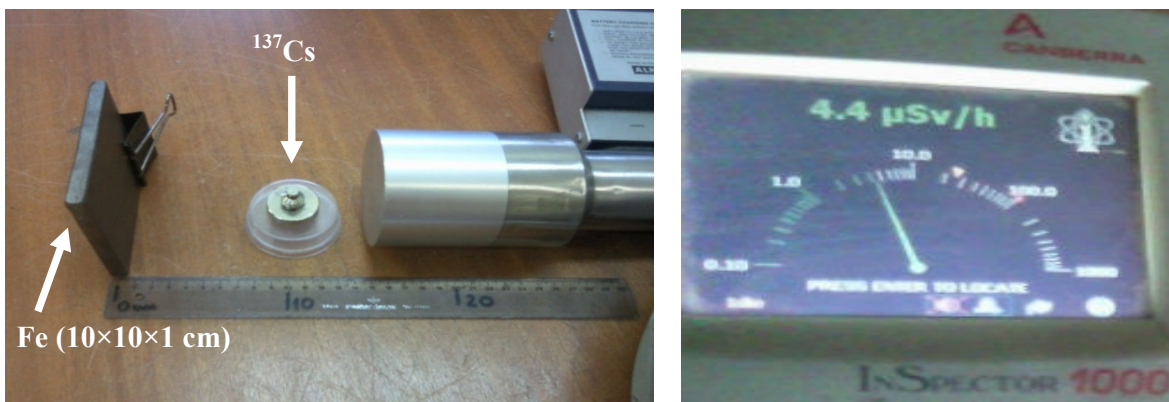


Figura 18: Teste de interferência de material vizinho (radiação retrodispersa).

VII.10 Resultados dos testes

Os resultados dos diversos testes efectuados ao detector InSpector 1000, de acordo com a publicação ANSI 42.34-2006 (ANSI, 2007a), encontram-se sumariados na tabela 27.

Teste	Fonte	Blindagem	Número de ensaios	Identificações positivas	Falsas identificações	Obs.
Fonte única	^{137}Cs	Sem	10	10	0	✓
		5 mm (Fe)	10	10	0	✓
Fonte Única	^{60}Co	Sem	10	10	0	✓
		5 mm (Fe)	10	10	0	✓
Fonte Única	^{241}Am	Sem	10	7	0	x
		5 mm (Fe)	-	-	-	0,06 $\mu\text{Sv/h}$
Fonte Única	^{226}Ra +filhos	Sem	10	10	0	✓
		5 mm (Fe)	10	10	0	✓

Teste	Fonte	Blindagem	Número de ensaios	Identificações positivas	Falsas identificações	Obs.
Ângulo de incidência	^{137}Cs	Sem	10	10	0	✓
Ângulo de incidência	^{60}Co	Sem	10	10	0	✓
Interferência gama	^{137}Cs	Sem	10	10	0	✓
Falsas identificações	Fundo	Sem	10	10	0	✓ (^{40}K)

Tabela 27: Resultado dos testes efectuados ao detector InInspector 1000, efectuados de acordo com a publicação (ANSI, 2007a).

Nos testes efectuados, apenas o ^{241}Am sem blindagem não foi identificado na totalidade dos 10 ensaios. Tendo em consideração que nos primeiros 7 ensaios foi possível identificar o radionuclídeo, o motivo pelo qual não foi possível identificá-lo nos restantes 3 ensaios poderá estar relacionado com a variação da saída de luz (do ganho) com a temperatura. Desta forma, considera-se que este efeito de variação do ganho com a temperatura poderá influenciar mais significativamente as identificações dos radionuclídeos com energias de radiação gama mais baixas.

Por outro lado não foi possível realizar o teste de identificação do ^{241}Am com blindagem de 5 mm de Fe, já que a taxa de exposição no detector era inferior a 50 $\mu\text{R/h}$. Tal deveu-se à atenuação da radiação gama (59,5 keV) por parte da blindagem de Fe.

O detector InInspector 1000 não passou na globalidade dos testes efectuados, em particular na identificação do ^{241}Am .

VII.11 Identificação de vários radionuclídeos utilizando o InSpector 1000 e um detector de HPGe

Foram ainda obtidos espectros de uma amostra radioactiva conhecida⁵³ (ver Anexo E informação detalhada), utilizando o InSpector 1000 (ver gráfico 14) e um detector HPGe⁵⁴ (ver gráficos 16 e 17), com um tempo de aquisição por espectro de 6000 s (1h40m). O detector HPGe encontra-se no laboratório (temperatura da sala controlada), com um castelo de chumbo a proteger a sonda do fundo radioactivo. Foram ainda obtidos os fundos radioactivos para cada um dos detectores.

Após a subtracção do fundo, o InSpector 1000 permitiu identificar os radionuclídeos ²⁴¹Am, ¹⁰⁹Cd, ⁵⁷Co, ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co (ver gráfico 15).

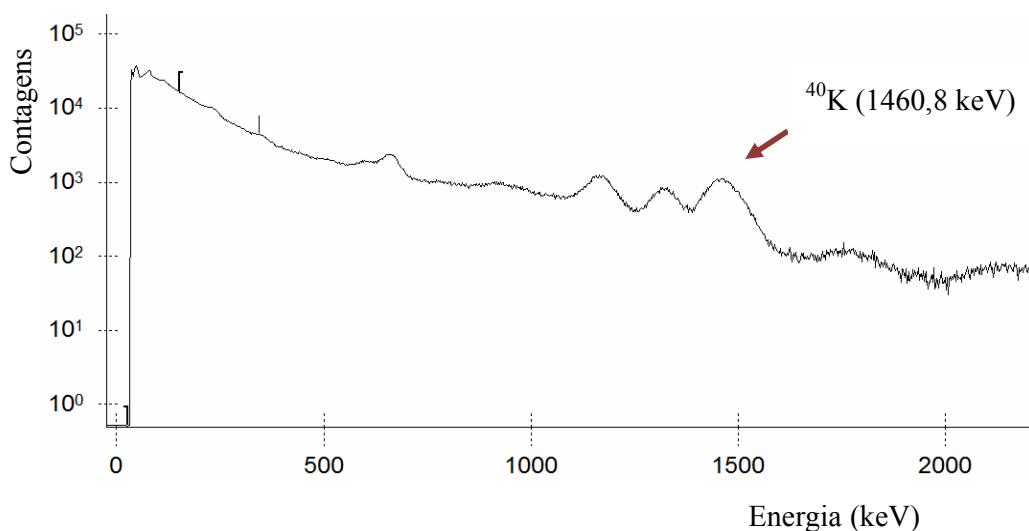


Gráfico 14: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com o InSpector 1000 durante uma aquisição de 6000s.

⁵³ Esta fonte de calibração apresenta um certificado de calibração (01-04-2009), no qual são descritos todos os radionuclídeos presentes, energias dos fotões gama, períodos de semi-desintegração e actividades gama totais e específicas para cada radionuclídeo.

⁵⁴ Este detector apresenta uma janela de Be de 0,5 mm (optimização para a detecção de radiação gama de baixa energia). Apresenta uma resolução de aproximadamente 2 keV @ 662 keV.

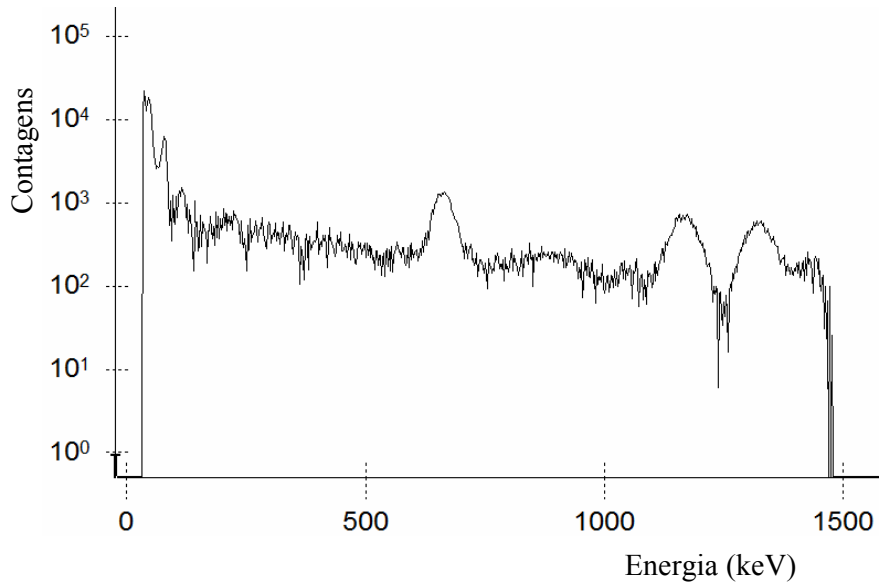


Gráfico 15: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo subtraído, obtido com o InSpector 1000 durante uma aquisição de 6000s.

O detector HPGe permitiu identificar grande parte dos radionuclídeos referidos no certificado de calibração da amostra, nomeadamente o ^{210}Pb , ^{241}Am , ^{109}Cd , ^{139}Ce , ^{57}Co , ^{137}Cs e o ^{60}Co , tal como se pode ver nos Gráficos 16 e 17 (sem subtracção do fundo, o gráfico 17 é uma ampliação do gráfico 16 para a região das baixas energias) e no gráfico 18 (após subtracção do fundo).

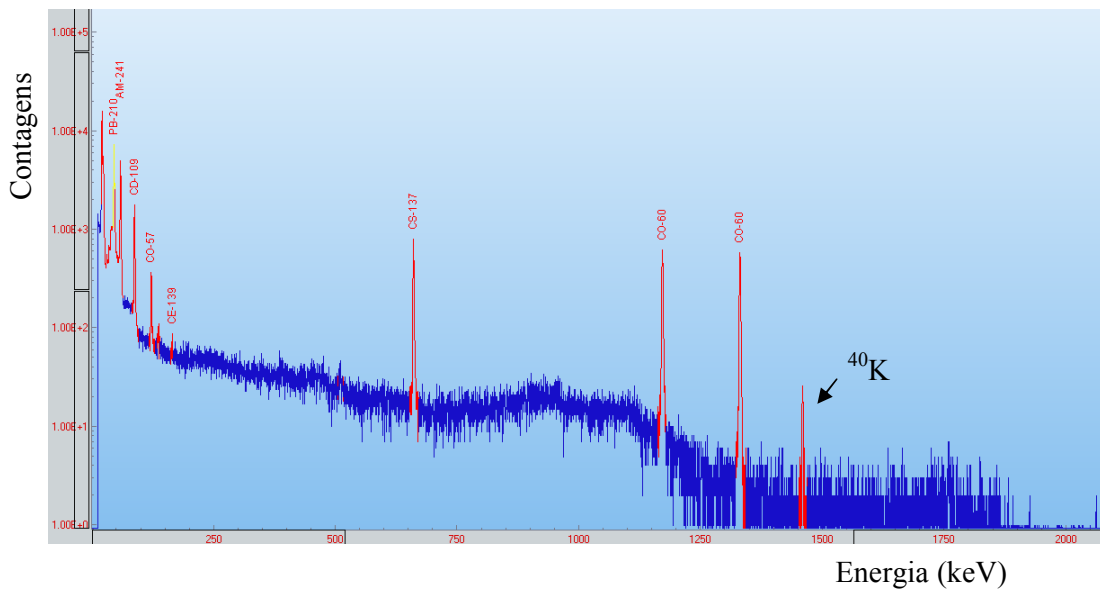


Gráfico 16: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.

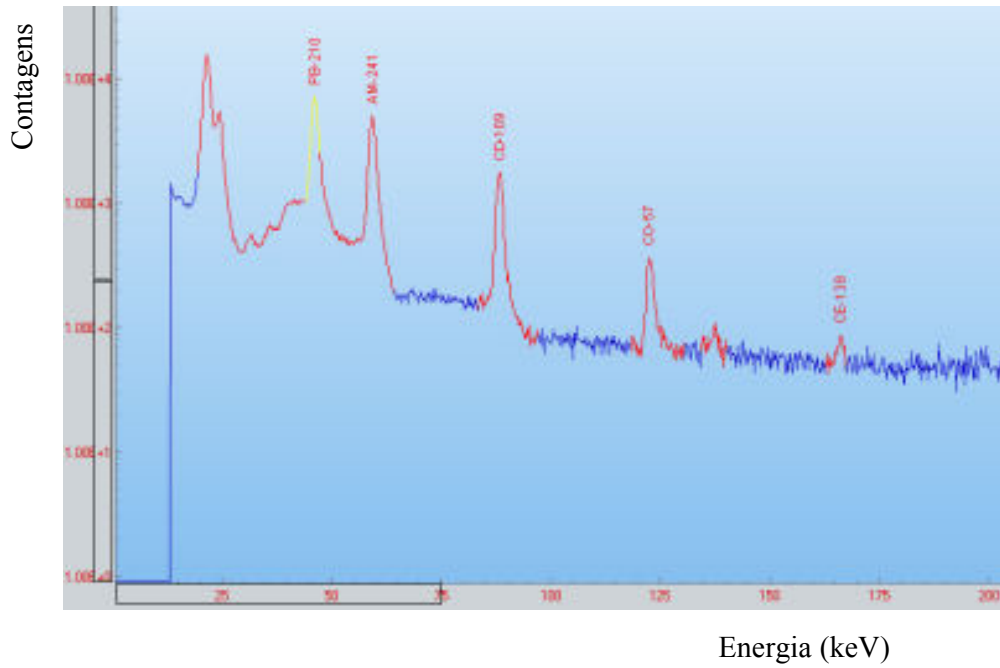


Gráfico 17: Ampliação da região da baixa energia do espectro de uma amostra conhecida com o fundo radioactivo, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.

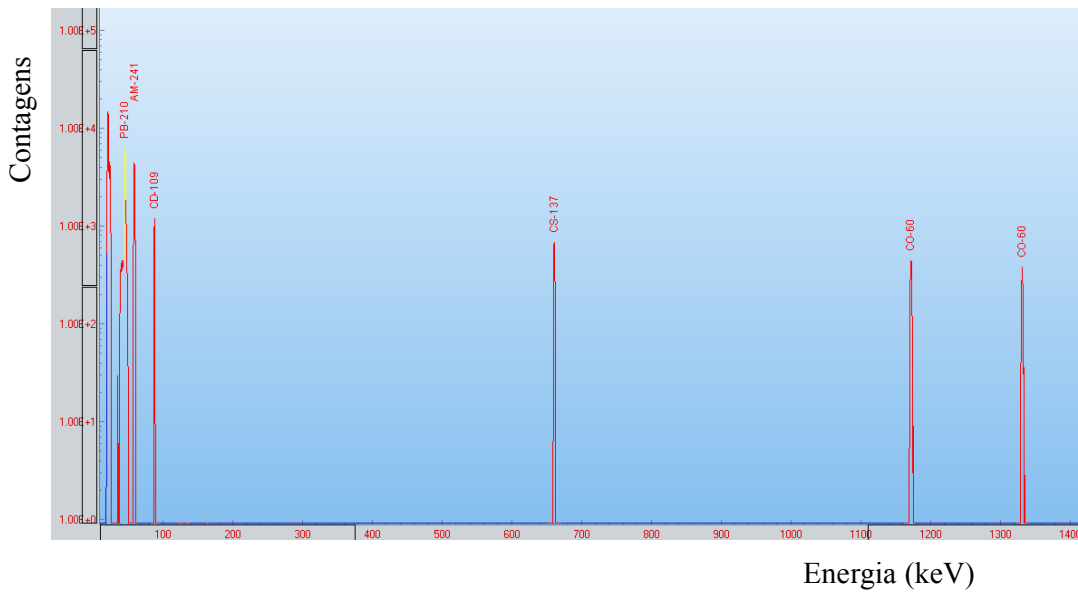


Gráfico 18: Espectro de uma amostra conhecida com o fundo subtraído, obtido com um detector HPGe durante uma aquisição de 6000s.

O facto do detector InSpector 1000 não identificar o ^{210}Pb deve-se sobretudo à pobre resolução deste detector, isto é, o pico deste radionuclídeo está sobreposto com o pico do ^{241}Am .

O InSpector 1000 também não conseguiu identificar o ^{139}Ce , possivelmente devido a dois motivos:

- Passaram cerca de 7 períodos de semi-desintegração desde o momento da emissão do certificado, pelo que este radionuclídeo já terá uma actividade residual, abaixo da actividade mínima detectável;
- O facto da detecção com o InSpector 1000 ser efectuado sem qualquer sistema de blindagem contra o fundo radioactivo, faz com que exista uma maior flutuação estatística (maior incerteza) relativamente às contagens da radiação gama proveniente deste radionuclídeo.

De realçar a presença do ^{40}K (NORM) nos espectros obtidos com ambos os detectores. Ao ser subtraído o fundo a esses espectros, essa linha de energia deixa de aparecer, tal como esperado.

Conclusões

Os atentados do 11 de Setembro de 2001 levaram à reconsideração dos riscos associados a actos terroristas, com base na possível utilização de armas de destruição em massa (Nucleares, Radiológicas, Químicas e Biológicas) bem como a consideração de novos cenários de ameaças envolvendo a utilização de RDDs e de REDs. A preocupação acrescida no combate ao tráfico ilícito e ao controlo de material nuclear e de matérias radioactivas tomou também novas proporções, não se limitando apenas aos materiais nucleares especiais, de possível utilização em INDS, mas também envolveu outros materiais nucleares como o Amerício, o Neptúnio e o Tório, bem como os NORM e os materiais radioactivos de aplicação na indústria, medicina e investigação devido ao seu potencial de utilização nos REDs e RDDs. Os radionuclídeos com maior potencial de utilização em RDDs são: ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{192}Ir , ^{241}Am , ^{238}Pu , ^{226}Ra , ^{252}Cf e o ^{210}Po .

Os principais objectivos propostos para este trabalho de investigação, nomeadamente:

- 1) Caracterizar do ponto de vista radiológico e dosimétrico diversas situações e teatros operacionais associados a ameaças NR,
- 2) Formular recomendações sobre aspectos operacionais relevantes para os membros das equipas de intervenção em situações de ameaças ou de emergências NR,
- 3) Efectuar um estudo comparativo, utilizando simulações por métodos de Monte Carlo, de diferentes sistemas de detecção de radiação gama, utilizando detectores de HPGe, NaI(Tl) e de CdZnTe para aplicação em segurança e para resposta a ameaças NR.

Foram alcançados através de simulações por métodos Monte Carlo utilizando o programa MCNP, da análise da literatura existente e dos resultados experimentais obtidos através do detector InSpector 1000.

Conclusões relativas aos objectivo 1) e 2):

No que se refere às simulações Monte Carlo, a utilização do fantoma de *voxel* “Laura” permitiu calcular os débitos de dose que um indivíduo poderá estar sujeito, em situações de exposição a fontes radioactivas não seladas de ^{60}Co e ^{137}Cs , de aplicação nas áreas da medicina e indústria.

Das simulações por métodos Monte Carlo obtiveram-se estimativas das actividades das fontes de ^{60}Co (0,025 Ci) e de ^{137}Cs (0,05 Ci), para as quais deverá ser considerado o seu isolamento (limiar de 100 $\mu\text{Sv/h}$). Por outro lado, fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs com mais de aproximadamente 25 Ci e 50 Ci, respectivamente, provocam débitos de dose superiores a 100 mSv/h, pelo que a permanência a 1m de distância dessas fontes deverá limitar-se a 30 minutos e, apenas no caso de ser necessário realizar medidas de salvamento de vidas.

Foram também calculados os tempos de exposição mínimos para diversas actividades de fonte (exemplo: cerca de 62h para 10 Ci ^{137}Cs e cerca de 29h para 10 Ci ^{60}Co) a partir dos quais poderão começar a ser observados efeitos determinísticos.

O Manual de Intervenção em Emergências Radiológicas (ANPC, 2009) indica o perímetro de segurança de 30 m para oferecer protecção de uma fonte de ^{137}Cs de 100 TBq (2700 Ci). No entanto através dos cálculos efectuados verificou-se que essa distância poderá ser insuficiente, uma vez que o débito de dose estimado é de cerca de 5900 $\mu\text{Sv/h}$.

Conclusões relativas ao objectivo 3):

A análise e comparação das características dos detectores de NaI(Tl), CZT e HPGe, permitiu concluir o seguinte:

Detector NaI(Tl):

- Pontos positivos: devido à existência de cristais de grandes dimensões ($\gg 100 \text{ cm}^3$) é possível obterem-se boas eficiências de detecção; opera à temperatura ambiente; baixo custo; autonomia razoável (9h).
- Pontos negativos: as sondas NaI(Tl) não devem ser utilizadas em campos de radiação muito intensos, por exemplo o limite máximo de débito de dose para operar uma sonda $3'' \times 3''$ é de 4,25 mSv/h.; devido à sua pobre resolução não é indicado na análise de espectros gama complexos (muitos radioisótopos); poderão existir variações no ganho do detector devido à variação da temperatura (necessidade de efectuar nova calibração).
- Aplicação:
 - ✓ Monitorização de radionuclídeos em alfândegas e fronteiras, como sistema de detecção e identificação primário. No entanto, em determinadas situações torna-se necessário a confirmação por parte de um sistema secundário de identificação (melhor resolução);
 - ✓ Na gestão das consequências e recuperação, na situação de débitos de dose baixos (MDA baixo).

Detector CZT:

- Pontos positivos: custo moderado; elevada autonomia (48h); elevada taxa de contagem permite a utilização em campos de radiação de alta intensidade; opera à temperatura ambiente.
- Pontos negativos: devido à limitação na espessura do cristal (pobre colecção de pares electrão-buraco); a eficiência de fotopico diminui significativamente para energias acima dos 200 keV; eficiência total baixa (dimensões do cristal); possui uma resolução intermédia (entre as resoluções típicas de detectores de NaI(Tl) e HPGe).

- Aplicação: na resposta a emergências nucleares e radiológicas; ideal para campos muito intensos e de baixas energias (inferiores a 200 keV).

Detector HPGe:

- Pontos positivos: excelente resolução; eficiência de detecção razoável (comparável à sonda NaI(Tl) 2''×2''); existência de detectores EMC.
- Pontos negativos: custo muito elevado; pouca portabilidade (nos detectores EMC comercialmente disponíveis); necessidade de sistema de arrefecimento; reduzida autonomia (8 h, às quais se subtrai 3 a 4 h para atingir a temperatura de operação).
- Aplicação: monitorização de radionuclídeos em alfândegas e pórticos, como sistema de detecção e identificação secundário (para confirmação). É o detector de excelência utilizado pelos inspectores de salvaguardas da AIEA.

Com o intuito de verificar a conformidade do detector InSpector 1000 (sonda de NaI(Tl) de 3''×3'') com os requisitos radiológicos da publicação ANSI N42.34, efectuaram-se uma série de testes, nomeadamente de identificação de radionuclídeos (fonte única e múltiplas), de interferência de materiais vizinhos e de falsas identificações (fundo radioactivo). Verificou-se que este detector não cumpre o teste de identificação do radionuclídeo ^{241}Am , pelo que apresenta limitações na sua utilização em aplicações de segurança interna.

Uma das principais conclusões do presente trabalho, após revisão da literatura existente e do estudo experimental, prende-se com a necessidade de efectuar a detecção e identificação de radionuclídeos, com um grau elevado de confiança, de forma a permitir dar uma resposta célere e adequada à ameaça ou emergência NR. Outra questão que poderá ser pertinente na reflexão final deste trabalho, é o facto de se ter encontrado, através da análise dos pontos positivos e negativos das características técnicas dos detectores, resultados significativos que permitam determinar qual o mais indicado numa dada aplicação em segurança ou na resposta a uma ameaça NR.

É importante referir que ao longo do trabalho realizado surgiram um conjunto de condicionamentos e/ou limitações, que deverão ser tidos em conta, de modo a que os resultados aqui apresentados possam ser alvo de uma avaliação contextual adequada e, de entre os quais se salientam a inexistência de: detectores portáteis EMC HPGe e de CdZnTe para comparar e validar experimentalmente algumas características, tais como a eficiência de detecção, a resolução em energia, a estabilidade e a linearidade dos detectores; outras fontes radioactivas referidas na publicação (ANSI, 2007a).

Por fim resta concluir que este trabalho pretendeu dar uma contribuição numa área que ao longo da(s) última(s) década(s) tem suscitado preocupação da comunidade internacional nomeadamente ao nível da segurança radiológica e nuclear e, deixar a sugestão de que a investigação futura nesta área poderá passar, para além da possível optimização das características destes detectores (incluindo o CdTe), para as aplicações em segurança e resposta a ameaças NR, pela realização de um estudo da resposta temporal destes detectores, nomeadamente para campos de radiação muito intensos, para resultados mais aprofundados, bem como pela inclusão da variável temperatura.

Bibliografia

American National Standard for Performance Specifications for Health Physics Instrumentation-Portable Instrumentation for Use in Normal Environmental Conditions. N42.17A-2003. Issue Date: 2004. Disponível em http://ieeexplore.ieee.org/xpl/freeabs_all.jsp?arnumber=1293919. E-ISBN: 0-7381-3911-4. [Consult. 11 OUT. 2011].

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Vienna. Safety Series. N. ° 115 (1996a).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - The Radiological Accident in Goiânia. STI/PUB/815. Vienna. (1996b). ISBN 92-0-129088-8.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - An Electron Accelerator Accident in Hanoi, Viet Nam. STI/PUB/1008. Austria. (1996c).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in San José, Costa Rica. STI/PUB/1027. Austria. (1998). ISBN 92-0-102098-8.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - The Radiological Accident in Samut Prakarn. STI/PUB/1124. Vienna. (2002). ISBN 92-0-110902-4.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Security of Radioactive Sources: proceedings of an international conference held in Vienna, Austria, 10-13 March 2003. STI/PUB/1165. Austria. (2003a). ISBN 92-0-107403-4.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Security of Radioactive Sources: Interim Guidance for Comment. IAEA-TECDOC- Vienna.. ISSN 1011–4289. (2003b). ISBN 92–0–105203–0

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in Bialystok. STI/PUB/1180. Vienna. (2004). ISBN 92–0–114203–X.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources. Vienna, Austria. (2004).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Guidance on the Import and Export of Radioactive Sources. Vienna, Austria. (2005a).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Categorization of Radioactive Sources. RS-G-1.9.STI/PUB/1227. STI/PUB/1227. Vienna. (2005b). ISBN 92–0–103905–0.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. Safety Requirements No. TS-R-1 Safety Requirements. Vienna. (2005c).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica – Dangerous quantities of radioactive material (D-values). EPR-D-VALUES. Vienna, Austria. (2006a).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Manual for First Responders to a Radiological Emergency. EPR-FIRST RESPONDERS. Vienna, Austria. (2006b).

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Nuclear Security's Global Reach. IAEA BULLETIN. 48/1. SET. 2006c. Disponível em

<http://www.iaea.org/Publications/Magazines/Bulletin/Bull481/48102081114.pdf>

. [Consult. 10 OUT. 2011].

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Combat Illicit Trafficking in Nuclear and other Radioactive Material: Technical Guidance, Reference Manual. STI/PUB/1309. Vienna. ISSN 1816-9317. Nº 6 (2007a). ISBN 978-92-0-109807-8.

AIEA: Agência Internacional de Energia Atômica - Identification of Radioactive Sources and Devices: Technical Guidance, Reference Manual. STI/PUB/1278. Vienna. ISSN 1816-9317. Nº 5 (2007b). ISBN 92-0-111406-0.

ANPC: Autoridade Nacional de Protecção Civil - Directiva Nacional para Incidentes NBQ. Serviço Nacional de Protecção Civil, 2001.

ANPC: Autoridade Nacional de Protecção Civil - Manual de Intervenção em Emergências Radiológicas. 2009.

ANPC: Autoridade Nacional de Protecção Civil - Directiva Operacional Nacional nº3 – NRBQ, Dispositivo Integrado de Operações Nuclear, Radiológico, Biológico e Químico. 2010.

ANSI: American National Standards Institute - American National Standard Performance Criteria for Hand-Held Instruments for the Detection and Identification of Radionuclides. ANSI N42.34-2006 (Revision of ANSI N42.34-2003). USA. (2007a). Print: ISBN 0-7381-5280-3 SH95596. PDF: ISBN 0-7381-5281-1 SS95596.

ANSI: American National Standards Institute - American National Standard for Evaluation and Performance of Radiation Detection Portal Monitors for Use in Homeland Security. ANSI N42.35-2006 (Revision of ANSI N42.35-2004). USA. (2007b). Print: ISBN 0-7381-5282-X SH95597. PDF: ISBN 0-7381-5283-8 SS95597.

ANSI: American National Standards Institute - American National Standard Performance Criteria for Spectroscopy - Based Portal Monitors Used for Homeland Security. ANSI N42.38-2006 USA. (2007c). Print: ISBN 0-7381-5285-6.

ANSTO: Australian Nuclear Science and Technology Organisation, Radioactive Sources: Use, Safety and Security, 2007. Disponível em http://www.arpansa.gov.au/pubs/regulatory/security/ansto_safety_security.pdf. [Consult. 15 Out 2011].

Argonne Nacional Laboratory, EVS - Radiological Dispersal Device (RDD). Human Health Fact Sheet. (2005), p. 1-6.

AYAZ-MAIERHAFER, Birsen; DEVOL, Timothy A. - Determination of Absolute Detection Efficiencies for Detectors of Interest in Homeland Security. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A579 (2007), p. 410-413.

BAILEY, Dale L.; TOWNSEND, David W.; VALK, Peter E.; MAISEY, Michael N. – Positron Emission Tomography: Basic Sciences. Springer, London, 2005.

Canberra - Comprehensive Nuclear Power Solutions. Disponível em http://www.canberra.com/pdf/C38956_NPP_catalog.pdf. [Consult. 20 OUT. 2011].

Canberra - Falcon 5000 Portable HPGe-Based Radionuclide Identifier Disponível em <http://www.canberra.com/pdf/Products/Falcon-SS-C38597.pdf>. [Consult. 20 OUT 2011].

CLARK, Delynn [et al.] - Uranium and Plutonium Isotopic Analysis using MGA++. UCRL – JC – 131168. Naples. Proceedings of the 39th Annual Institute of Nuclear Materials Management Meeting. (1998).

CHIN, F. - Scenario of a dirty bomb in an urban environment and acute management of radiation poisoning and injuries. Singapore Med J. 48(10) (2007).

Decreto-Lei n.º 165/2002, de 17 de Julho – Transpõe as relevantes disposições da Directiva n.º 96/29/EURATOM e cria a Comissão Nacional de Emergências Radiológicas (CNER).

Decreto-Lei n.º 167/2002, de 18 de Julho - Define as regras relativas ao licenciamento e funcionamento de entidades que desenvolvem actividades de protecção radiológica.

Decreto-Lei n.º 174/2002, de 25 de Julho – Estabelece as regras aplicáveis à intervenção em caso de emergência radiológica, transpondo para a ordem jurídica interna as disposições do IX, "Intervenção", da Directiva n.º 96/29/EURATOM.

Decreto-Lei nº 140/2005, de 17 de Agosto - Estabelece os valores de dispensa de declaração de práticas que envolvam radiações ionizantes.

Decreto-Lei nº 38/2007, de 19 de Fevereiro – Estabelece o regime jurídico da prevenção da exposição dos trabalhadores e do público a radiações ionizantes resultantes de um controlo inadequado das fontes radioactivas seladas e transpõe a Directiva n.º 2003/122/EURATOM, do Conselho, de 22 de Dezembro, bem como o regime de protecção das pessoas e do ambiente contra os riscos associados à perda de controlo, extravio, acidente ou eliminação resultantes de um inadequado controlo regulamentar destas fontes radioactivas.

Decreto-Lei nº 222/2008, 17 de Novembro - Estabelece os limites de dose para a exposição às radiações ionizantes de membros do público, bem como dos trabalhadores profissionalmente expostos e aprendizes, sendo estabelecidos uma série de critérios específicos para a protecção dos mesmos.

Directiva 96/29/EURATOM do Conselho de 13 de Maio de 1996 – Fixa as normas de segurança de base relativas à protecção sanitária da população e dos trabalhadores contra os perigos resultantes das radiações ionizantes.

Directiva 2003/122/EURATOM do Conselho de 22 de Dezembro de 2003 – Controlo de fontes radioactivas seladas de actividade elevada e de fontes órfãs.

Directiva Operacional N°006/CEMGFA/2010, de 18 de Janeiro.

DOYLE, James E. - Nuclear Safeguards, Security, And Nonproliferation: Achieving Security with Technology and Policy. Los Alamos National Laboratory. Elsevier Inc., 2008. ISBN: 978-0-7506-8673-0.

EVANS, J. R.; OLSON, D. L. - Introduction to simulation and risk analysis.
New Jersey: Prentice Hall, 1998.

Gamma Irradiation Facility - SLL-01 TYPE PILOT SCALE GAMMA
IRRADIATOR. Institute of Isotopes Ltd. Budapest. Disponível em
http://www.iki.kfki.hu/radsec/irradfac/pub/Gamma_Irradiation_Facility.pdf.
[Consult. 10 OUT. 2011].

HAGENAUER, Richard [et al.] - The Evaluation of Program Isotopic to
Nondestructively Quantify Uranium and Plutonium Samples at the Joint
Research Center in Ispra, Italy. (2001).

ICRP: International Commission on Radiological Protection - Recommendations
of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication
60. Vienna. Ann. ICRP 21 (1-3) (1991).

ICRP: International Commission on Radiological Protection - Principles for
Intervention for Protection of the Public in a Radiological Emergency. ICRP
Publication 63. Vienna. Ann. ICRP 22 (4) (1993).

ICRP: International Commission on Radiological Protection - Protection from
Potential Exposures: Application to Selected Radiation Sources. ICRP
Publication 76. Vienna. Ann. ICRP 27 (2) (1997).

ICRP: International Commission on Radiological Protection - Protecting People
against Radiation Exposure in the Event of a Radiological Attack. ICRP
Publication 96. Vienna. Ann. ICRP 35 (1) (2005).

ICRP: International Commission on Radiological Protection - Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Vienna. Ann. ICRP 37 (2-4) (2007).

ICRP: International Commission on Radiological Protection – Statement on Tissue Reactions. Vienna. ICRP ref 4825-3093-1464 (2011).

InSpector™ 1000 Digital Hand-Held MCA User's Manual. Canberra Industries, In. USA. (2004).

JÚNIOR, J. [et al.]. - Estudo comparativo entre os detectores HPGe e NaI(Tl) na determinação de ^{238}U , ^{232}Th e ^{40}K em amostras de solo. Scientia Plena 5. Brasil: Universidade Federal de Pernambuco. Vol. 5, N°4 (2009).

KEYSER, Ronald M.; TWOMEY, Timothy R. - Detector Resolution Required for Accurate Identification in Common Gamma-Ray Masking Situations. J Radioanal Nucl Chem. 282 (2009) 841-847.

KEYSER, Ronald M.; TWOMEY, Timothy R. - Performance of a Radiation Portal Freight Monitor based on Integrated Germanium Detector Modules. Proceedings of the 2010 INNEM Annual Meeting. (2010).

KIM, Kyung-O - Analysis of Charge Collection Efficiency for a planar CdZnTe Detector. Nuclear Engineering and Technology 41 (2009) 723-728.

KNOLL, Glenn F. - Radiation Detection and Measurement. Third Edition. John Wiley and Sons. New York. 2000.

KRANE, Kenneth S. - Introductory Nuclear Physics. John Wiley & Sons. New York. 1988. ISBN 0-471-80553-X.

LECKIE, Ron; LENOS, Howard - CZT Detectors – Converging Assembly Technologies open new application opportunities. Chip Scale Review. (2009).

LUKE, Paul N. – Pocket-size CdZnTe Gamma-Ray Spectrometer. Nuclear Science Symposium Conference Record, 2004 IEEE. Rome: IEEE. ISSN: 1082-3654. (2004). E-ISBN: 0-7803-8701-5. Print ISBN: 0-7803-8700-7.

MIYAJIMA, S.; SAKURAGI, H.; MATSUMOTO, M. - Response of CdZnTe Detector in Measurement of Diagnostic X-ray Spectra. Proceedings of the Second International Workshop on EGS, 8.-12. Tsukuba, Japan. (2000).

NETO, Francisco N. M.; BATISTA, Eutrópio V.; SANTOS, Adriano M. - Desenvolvimento de um Simulador de Cabeça para Estimativas de Doses de Exposição em Pacientes Expostos por Aparelhos de Raios X Odontológicos. International Nuclear Atlantic Conference – INAC. Rio de Janeiro, Brasil. Associação Brasileira de Energia Nuclear – ABEN. (2009). ISBN: 978-85-99141-03-8.

NTI – Fissile Material Cut-off Treaty (FMCT). Disponível em <http://www.nti.org/db/china/fmctorg.htm>. [Consult. 25 OUT. 2011].

Oak Ridge National Laboratory - RSICC Computer Code Collection: Monte Carlo N-Particle code system. CCC-700 MCNP4C. Radiation Safety Information Computational Center. UT-BATTELLE, LLC for the U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. (2000).

PEREZ-ANDUJAR, A.; PIBIDA, L. - Performance of CdTe, HPGe and NaI(Tl) Detectors for Radioactivity Measurements. Applied Radiation and Isotopes 60 (2004) 41-47.

PROCTOR, A. E.; POHL, K. R. - Comparison of Several Detector Technologies for Measurement of Special Nuclear Materials. Constellation Technology Corporation. U.S.A.

RAMACHERS, Y.; STEWART, D. Y. - Energy resolution improvement in room-temperature CZT detectors. Journal of Instrumentation 2 (2007) P12003.

REINHARD, M, I. [et al.] - Detection of Illicit Nuclear Materials Masked with other Gamma-Ray Emitters. Nuclear Science Symposium Conference Record, 2006. IEEE. San Diego, CA, 2006. ISSN: 1082-3654. (2007).

ROJAS-PALMA, Carlos [et al.] - TMT Handbook Triage, Monitoring and Treatment of People Exposed to Ionising Radiation Following a Malevolent Act. Norway. (2009). ISBN (printed version): 978-82-90362-27-5. ISBN (pdf version): 978-82-90362-28-2.

ROJAS-PALMA, Carlos [et al.] - Radiological Emergencies. In TC Management of nuclear and radiological emergencies, Croatia, 12-14 October 2010 - Belgian assistance to Eastern and Central Europe and CIS-countries on Nuclear Safety Improvement.

RUSSO, P.A.; VO, D. T. - Gamma-Ray Detectors for Nondestructive Analysis. Disponível em [http://www.lanl.gov/orgs/n/n1/panda/1. Gammaray Detectors LAUR.pdf](http://www.lanl.gov/orgs/n/n1/panda/1. Gammaray_Detectors_LAUR.pdf). [Consult. 10 OUT. 2011].

SANTOS, L - Aplicações de Semicondutores em Medicina. Aracaju: CNEN-CRCN. 2010. Disponível em <http://theytheory.files.wordpress.com/2010/03/semicondutores1.pdf>. [Consult. 15 Out. 2011].

SIMÕES, André D. M. C. – A Força Aérea, enquanto Agente de Protecção Civil, no Combate ao Terrorismo. Pedrouços: Instituto de Estudos Superiores Militares, 2009. Trabalho de Investigação Individual do Curso de Promoção a Oficial Superior/Força Aérea Portuguesa.

STAPNES, Steiner – CLAF 2005. Disponível em <http://tid.uio.no/~stapnes/claf-05-II.ppt>. [Consult. 25 OUT. 2011].

SUCKLING, Emma - Introduction to Gamma-Ray Spectroscopy Using a Hyper-pure Germanium Detector. URN: 3531961. University of Surrey, Guildford, UK. (2005), p. 1-19.

TERRACOL, S. F. [et al.] - Ultra-High Resolution Gamma-Ray Spectrometer Development for Nuclear Attribution and Non-Proliferation Applications. Nuclear Science Symposium Conference Record, 2004. IEEE. Rome. ISSN: 1082-3654. Vol. 2, (2004). E-ISBN: 0-7803-8701-5. Print ISBN: 0-7803-8700-7.

WRIXON, A. D. - New ICRP Recommendations. Journal of Radiological Protection 28 (2008) 161–168.

ZALMAN, Amy - FBI Definition of Terrorism. Disponível em http://terrorism.about.com/od/whatisterroris1/ss/DefineTerrorism_6.htm. [Consult. 15 Out. 2011].

Anexo A: Lista de todos os órgãos e respectivas densidades definidos no Fantoma de voxel “Laura”.

Organ ID	Organ / Tissue	Medium number	MCNP universe
	Adipose tissue:		
1	Adipose tissue, head	10	
2	Adipose tissue, trunk	10	
3	Adipose tissue, arms	10	
4	Adipose tissue, legs	10	
5	Adrenals	6	106
	Airways:		
6	Anterior nasal passage (ET1)	6	113
7	Posterior nasal passage down to larynx (ET2)	6	113
8	Trachea	6	
9	Bronchi	6	
10	Bladder wall	6	108
11	Bladder contents	6	
	Blood vessels:		
12	Blood vessels, head	4	
13	Blood vessels, trunk	4	
14	Blood vessels, arms	4	
15	Blood vessels, legs	4	
	Bones:		
	Arm bones:		
16	Humeri, upper half	1/2/7/9	101
17	Humeri, lower half	1/2/9	101
18	Ulnae and radii	1/2/9	101
19	Wrists and hand bones	1/2/9	101
20	Clavicles	1/2/7/9	101
21	Cranium	1/2/7/9	101
	Leg bones:		
22	Femora, upper half	1/2/7/9	101

23	Femora, lower half	1/2/9	101
24	Tibiae, fibulae and patellae	1/2/9	101
25	Ankles and foot bones	1/2/9	101
26	Mandible	1/2/7/9	101
27	Pelvis	1/2/7/9	101
28	Ribs	1/2/7/9	101
29	Scapulae	1/2/7/9	101
	Spine:		
30	Cervical spine	1/2/7/9	101
31	Thoracic spine	1/2/7/9	101
32	Lumbar spine	1/2/7/9	101
33	Sacrum	1/2/7/9	101
34	Sternum	1/2/7/9	101
35	Brain	6	112
36	Breast, adipose tissue	10	105
37	Breast, glandular tissue	8	125
	Cartilage:		
38	Cartilage, head	2	
39	Cartilage, trunk	2	
40	Cartilage, arms	2	
41	Cartilage, legs	2	
42	Eye lenses	6	
43	Eyes	6	
44	Gall bladder wall	6	106
45	Gall bladder contents	6	
	Gastrointestinal tract:		
46	Stomach wall	6	104
47	Stomach contents	6	
48	Small intestine wall	6	102
49	Small intestine contents	6	
50	Ascending colon wall	6	102
51	Ascending colon contents	6	
52	Transverse colon wall, right	6	102
53	Transverse colon contents, right	6	
54	Transverse colon wall, left	6	102

55	Transverse colon contents, left	6	
56	Descending colon wall	6	102
57	Descending colon contents	6	
58	Rectosigmoid colon wall	6	102
59	Rectosigmoid colon contents	6	
60	Heart wall	6	106
61	Heart contents (blood)	4	
62	Kidney, left	6	106
63	Kidney, right	6	106
64	Liver	6	110
65	Lung, left	11	103
66	Lung, right	11	103
	Muscle tissue:		
67	Muscle, head	5	106
68	Muscle, trunk	5	106
69	Muscle, arms	5	106
70	Muscle, legs	5	106
71	Oesophagus	6	109
72	Ovaries	6	107
73	Pancreas	6	106
74	Pituitary gland	6	
75	Prostate	6	
76	Salivary glands	6	113
	Skin:		
77	Skin, head	3	114
78	Skin, trunk	3	114
79	Skin, arms	3	114
80	Skin, legs	3	114
81	Spinal cord	6	
82	Spleen	6	106
83	Teeth		
84	Testes	6	
85	Thymus	6	106
86	Thyroid	6	111
87	Tongue	5	

88	Tonsils	6	
89	Ureters	6	
90	Uterus	6	106
91	Air (inside the body)	12	

Number of medium	Medium	Density ρ (g/cm ³)
1	Hard bone	1.920
2	Cartilage	1.100
3	Skin	1.090
4	Blood	1.060
5	Muscle tissue	1.050
6	Soft tissue	1.050
7	Red bone marrow	1.030
8	Breast (mammary gland)	1.020
9	Yellow bone marrow	0.980
10	Adipose tissue	0.950
11	Lung tissue	0.260 (higher for compressed lungs)
12	Air	0.001293

Anexo B: Lista dos principais radionuclídeos de interesse em segurança interna e respectivas energias da radiação gama emitida

Table I Principle Nuclides of Interest									
Energy (keV)	Nuclide	Energy (keV)	Nuclide	Energy (keV)	Nuclide	Energy (keV)	Nuclide	Energy (keV)	Nuclide
35.46	¹²⁵ I	193.59	²³³ U	356.00	¹³³ Ba	646.02	²³³ Pa	1063.60	²⁰⁷ Pb
59.54	²⁴¹ Am	208.36	¹⁷⁷ Lu	357.45	¹⁰³ Pd	657.06	⁷⁶ Br	1093.67	¹⁷² Lu
60.01	¹⁵⁵ Eu	210.94	²³³ U	363.50	¹⁵⁹ Gd	661.60	¹³⁷ Cs	1099.25	⁵⁹ Fe
69.67	¹⁵³ Sm	227.08	¹⁸⁸ W	364.50	¹³¹ I	662.45	²⁴¹ Am	1112.07	¹⁵² Eu
70.82	²⁰⁴ Tl	238.63	^{228, 232} Th	375.00	²³⁹ Pu	669.60	²¹¹ At	1173.20	⁶⁰ Co
80.20	²⁰⁴ Tl	245.35	¹¹¹ In	383.00	¹³³ Ba	687.00	²¹¹ At	1189.05	¹⁸² Ta
81.00	¹³³ Xe	249.79	¹³⁵ Xe	388.32	^{252, 249} Cf	687.59	²⁴⁰ Pu	1205.70	²⁰⁰ Tl
86.54	¹⁵⁵ Eu	255.06	¹¹³ Sn	391.68	¹¹³ Sn	711.68	^{166m} Ho	1221.41	¹⁸² Ta
88.00	¹⁰⁹ Cd	264.70	⁷⁵ Se	393.53	⁶⁷ Ga	722.00	²⁴¹ Am	1274.50	²² Na
97.43	¹⁵³ Gd	279.50	⁷⁵ Se	410.90	¹⁶⁶ Ho	739.50	^{99m} Mo-Tc	1291.60	⁵⁹ Fe
103.18	¹⁵³ Sm	290.67	¹⁸⁸ W	411.80	¹⁹⁸ Au	742.64	²¹¹ At	1332.50	⁶⁰ Co
105.31	¹⁵⁵ Eu	293.55	¹⁹⁴ Ir	413.71	²³⁹ Pu	776.52	⁸² Sr- ⁸² Rb	1345.78	⁶⁴ Cu
112.95	¹⁷⁷ Lu	300.22	⁶⁷ Ga	415.93	²³³ Pa	777.90	⁹⁹ Mo	1408.00	¹⁵² Eu
122.06	⁵⁷ Co	300.34	²⁴¹ Pu	439.56	²⁰² Tl	803.13	²¹⁰ Po	1460.75	⁴⁰ K
129.28	²³⁹ Pu	302.00	¹³³ Ba	477.99	¹⁸⁸ Re	807.79	⁶⁴ Ga	1596.50	¹⁴⁰ La
135.28	²⁰¹ Tl	308.46	¹⁹² Ir	487.00	¹⁴⁰ La	809.88	²³⁸ U	1761.00	⁹⁰ Sr-Y
136.47	⁵⁷ Co	311.90	²³⁹ Pu	497.08	¹⁰³ Ru	810.28	^{166m} Ho	1771.50	⁵⁶ Co
140.50	^{99m} MoTc	312.17	²⁴¹ Pu	511.00	Annul	828.00	²⁰⁰ Tl	1836.00	⁸⁸ Y
143.79	HEU	316.51	¹⁹² Ir	528.96	¹²³ I	834.80	⁵⁴ Mn	1853.67	⁷⁶ Br
158.97	¹²³ I	320.08	⁵¹ Cr	529.80	¹⁶⁶ Ho	846.80	n on Fe	2032.30	n on Li
160.31	²⁴⁰ Pu	328.46	¹⁹⁴ Ir	559.08	⁷⁶ Br	898.00	⁸⁸ Y	2097.80	¹⁵⁶ Eu
163.93	^{131m} Xe	333.51	^{252, 249} Cf	569.70	²⁰⁷ Pb	900.73	¹⁷² Lu	2184.00	¹⁵⁶ Eu
167.40	²⁰¹ Tl	340.60	²³⁷ Np	583.20	^{228, 232} Th	911.00	²³² Th	2186.00	⁹⁰ Sr-Y
171.28	¹¹¹ In	340.81	²⁴¹ Pu	609.00	²²⁶ Ra	959.70	²⁰² Tl	2223.25	n on H
181.56	¹⁷² Lu	344.94	²³⁹ Pu	632.99	¹⁸⁸ Re	980.53	n on Li	2598.00	⁵⁶ Co
184.58	⁶⁷ Ga	348.13	¹⁵⁹ Gd	637.00	¹³¹ I	991.56	⁶⁴ Ga	2614.53	^{228, 232} Th
185.70	HEU	351.87	²¹⁴ Pb	642.33	²⁴⁰ Pu	1001.00	²³⁸ U		

Fonte: [Keyser et al., 2009]

Anexo C: Comparação de dois detectores gama/neutrões portáteis da Canberra (InSpector 1000 vs Falcon 5000).

Características	InSpector 1000	Falcon 5000
Tipo de detector (sondas)	Cintiladores (NaI ou LaBr); GM e detector de neutrões (opcional)	Semicondutor (HpGe); GM e detector de neutrões (opcional)
Volume sensível (sonda)	NaI(Tl) (1,5''×1,5'', 2''×2'' e 3''×3'')	BEGe: φ6,0 cm × 3,0 cm
Unidades	Sv/h; rem/h; contagens por segundo	Sv, Sv/h, rem, rem/h para dose equivalente gama; Ci e Bq - actividade da fonte.
Funções (modos) ⁵⁵	Dose, Débito de dose, Localização da fonte, Identificador de radionuclídeos e aquisição de espectros.	Dose, Débito de dose, Localização da fonte, Identificador de radionuclídeos e aquisição de espectros.
Autonomia	≈ 9h (com duas baterias Li - recarregáveis)	Detector: 8h (com 2 baterias Li internas - recarregáveis) Tablet PC: 3h em operação (com 1 bateria Li – recarregável)
Intervalo de energia	50 keV a 3 MeV (sondas NaI) 30 keV a 3 MeV (sonda LaBr)	20 keV a 3 MeV
Resolução	8-9% @ 662 keV	≤ 2,0 keV a 1332 keV (≈ 0,15%)

⁵⁵ O modo de identificação dos radionuclídeos (*Nuclear Identification* - NID) permite listar numa tabela a seguinte informação: o radionuclídeo, o tipo de fonte (medicina, indústria, NORM ou SNM), a confiança na identificação (para utilizadores com menos experiência indica apenas: Confirmado, Provável ou Suspeito), a actividade e o débito de dose de cada radionuclídeo.

Características	InSpector 1000	Falcon 5000
		$\leq 1,0$ keV a 122 keV ($\approx 0,8\%$)
Eficiência	-	$\approx 18\%$ para espectrometria
Arrefecimento	Não necessita, funcionamento imediato à temperatura ambiente.	Arrefecimento eléctrico; tempo de espera desde os 25°C: de 3 a 4h.
Alarme e aviso	Programável para débito de dose, taxa de contagem para neutrões e no modo localizador. Audível e visível.	Programável para débito de dose, taxa de contagem para neutrões e no modo localizador. Audível e visível.
Experiência do utilizador	Exige pouca experiência em espectrometria.	Exige pouca experiência em espectrometria.
Armazenamento de dados	Espectros (> 512), sem GPS.	Espectros com coordenadas GPS.
Comunicação monitor (LCD) e detector	Sem necessidade (o monitor faz parte do sistema de detecção).	Comunicação entre Tablet PC (monitor) e detector via Wi-Fi (com encriptação) ou via cabo Ethernet.
Análise secundária	Permite uma posterior análise de dados em computador externo (transferência via USB).	Para picos não identificados e para radionuclídeos SNM para especificar a classificação isotópica (RGPu, WGPu, HEU, DU).
Dimensão do sistema de detecção	19 × 16,5 × 6,4 cm (sem sonda) (Com uma sonda de neutrões: 25,4 × 24,1 × 14 cm)	43,9 × 43 × 17,4 cm (Tablet PC: 28,5 × 21 × 4 cm)
Peso	2,4 kg (Com sonda NaI 2'' × 2'', sem detector de neutrões) 3,5 kg (Com sonda NaI 2'' × 2'')	15,5 kg* (sem detector de neutrões) 16,8 kg* (com detector de

Características	InSpector 1000	Falcon 5000
	e detector de neutrões)	neutrões) Não incluem o Tablet PC (2,5 kg)
Ambiente de trabalho	T [-10; +50] °C Humidade: até 80% (não condensada)	T [-20; +50] °C Humidade: até 90% (não condensada)
Descontaminação	Fácil	Fácil
Resistência	Projectado para resistir a choques equivalentes a quedas de 1 m em betão (não inclui a sonda) e poeiras.	Projectado para resistir a choques equivalentes a quedas de 1 m em betão
Preço relativo	1	10

Fonte: Canberra

Anexo D: Valores das eficiências totais e de fotopico calculados com o código MCNP para os detectores NaI(Tl), HPGe e CdZnTe.

Detector	Fonte	Geometria da fonte	Energia (keV)	Total de eventos	Eficiência total	Eficiência de fotopico
NaI(Tl) $\phi 1,5'' \times 1,5''$	^{241}Am	Pontual	59,5	1 E7	$(8,2 \pm 0,3) \text{ E-05}$	$(7,4 \pm 0,3) \text{ E-05}$
	^{137}Cs	Pontual	662	4 E7	$(5,4 \pm 0,1) \text{ E-05}$	$(2,2 \pm 0,1) \text{ E-05}$
	^{60}Co	Pontual	1332	4 E7	$(4,49 \pm 0,07) \text{ E-05}$	$(1,00 \pm 0,05) \text{ E-05}$
	^{60}Co	Linear	1332	2 E8	$(4,35 \pm 0,2) \text{ E-05}$	$(9,63 \pm 0,2) \text{ E-06}$
NaI(Tl) $\phi 2'' \times 2''$	^{241}Am	Pontual	59,5	1 E7	$(1,46 \pm 0,04) \text{ E-04}$	$(1,35 \pm 0,04) \text{ E-04}$
	^{137}Cs	Pontual	662	2 E7	$(1,10 \pm 0,02) \text{ E-04}$	$(5,3 \pm 0,2) \text{ E-05}$
	^{60}Co	Pontual	1332	4 E7	$(9,3 \pm 0,1) \text{ E-05}$	$(2,53 \pm 0,08) \text{ E-05}$
	^{60}Co	Linear	1332	6 E7	$(9,2 \pm 0,1) \text{ E-05}$	$(2,49 \pm 0,06) \text{ E-05}$
NaI(Tl) $\phi 3'' \times 3''$	^{241}Am	Pontual	59,5	1 E7	$(3,28 \pm 0,05) \text{ E-04}$	$(3,04 \pm 0,05) \text{ E-04}$
	^{137}Cs	Pontual	662	1 E7	$(3,00 \pm 0,05) \text{ E-04}$	$(1,78 \pm 0,04) \text{ E-04}$
	^{60}Co	Pontual	1332	1 E7	$(2,58 \pm 0,04) \text{ E-04}$	$(1,02 \pm 0,03) \text{ E-04}$
	^{60}Co	Linear	1332	1 E8	$(2,56 \pm 0,01) \text{ E-04}$	$(9,5 \pm 0,1) \text{ E-05}$
NaI(Tl) $\phi 5'' \times 5''$	^{241}Am	Pontual	59,5	1 E7	$(8,77 \pm 0,09) \text{ E-04}$	$(8,18 \pm 0,09) \text{ E-04}$
	^{137}Cs	Pontual	662	1 E7	$(8,98 \pm 0,09) \text{ E-04}$	$(6,37 \pm 0,08) \text{ E-04}$
	^{60}Co	Pontual	1332	1 E7	$(8,25 \pm 0,08) \text{ E-04}$	$(4,41 \pm 0,07) \text{ E-04}$
	^{60}Co	Linear	1332	1 E8	$(8,32 \pm 0,03) \text{ E-04}$	$(4,38 \pm 0,02) \text{ E-04}$
HPGe $\phi 6 \times 3 \text{ cm}$	^{241}Am	Pontual	59,5	1 E7	$(2,24 \pm 0,05) \text{ E-04}$	$(2,10 \pm 0,05) \text{ E-04}$
	^{137}Cs	Pontual	662	3 E7	$(1,37 \pm 0,02) \text{ E-04}$	$(4,1 \pm 0,1) \text{ E-05}$

Detector	Fonte	Geometria da fonte	Energia (keV)	Total de eventos	Eficiência total	Eficiência de fótópico
	⁶⁰ Co	Pontual	1332	4 E7	(1,17 ± 0,01) E-04	(2,08 ± 0,07) E-05
	⁶⁰ Co	Linear	1332	1 E8	(1,18 ± 0,01) E-04	(2,09 ± 0,05) E-05
HPGe φ 5 × 3 cm	²⁴¹ Am	Pontual	59,5	1 E7	(1,57 ± 0,04) E-04	(1,45 ± 0,04) E-04
	¹³⁷ Cs	Pontual	662	3 E7	(9,48 ± 0,14) E-05	(2,55 ± 0,09) E-05
	⁶⁰ Co	Pontual	1332	4 E7	(8,1 ± 0,1) E-05	(1,29 ± 0,06) E-05
	⁶⁰ Co	Linear	1332	1 E8	(8,15 ± 0,06) E-05	(1,29 ± 0,04) E-05
CdZnTe 1 × 1 × 1 cm	²⁴¹ Am	Pontual	59,5	2 E8	(7,6 ± 0,2) E-06	(6,7 ± 0,2) E-06
	⁵⁷ Co	Pontual	122	3 E8	-	(6,7 ± 0,2) E-06
	²³⁵ U	Pontual	185,7	3 E8	-	(7,1 ± 0,2) E-06
	¹⁹² Ir	Pontual	316,5	4 E8	-	(5,7 ± 0,1) E-06
	¹³⁷ Cs	Pontual	662	5 E8	(2,97 ± 0,05) E-06	(2,6 ± 0,1) E-06
	⁶⁰ Co	Pontual	1173	5 E8	-	(7,0 ± 0,4) E-07
	⁶⁰ Co	Pontual	1332	7 E8	(2,15 ± 0,03) E-06	(2,7 ± 0,2) E-07
	⁶⁰ Co	Linear	1332	5 E8	(2,10 ± 0,03) E-06	(2,0 ± 0,2) E-07

Anexo E: Certificado de calibração de uma amostra radioactiva.

Radionuclídeo	Energia da radiação gama (keV)	Período de semi-desintegração (dias)	Total de Gamas por segundo e por grama da amostra ($\gamma/s \cdot g$)	Gamas por segundo para a energia considerada (γ/s)
Pb-210	46,5	8145,1	-	2,251E+02
Am-241	59,5	158007	-	1,475E+02
Cd-109	88,0	462,60	1,696E+05	1,984E+02
Co-57	122,1	271,79	8,932E+04	1,045E+02
Ce-139	165,9	137,6	1,260E+05	1,474E+02
Cr-51	320,1	27,70	4,600E+05	5,382E+02
Sn-113	391,7	115,1	1,731E+05	2,025E+02
Sr-85	514,0	64,84	3,591E+05	4,201E+02
Cs-137	661,7	10983	1,124E+05	1,315E+02
Y-88	898,0	106,6	4,214E+05	4,930E+02
Co-60	1173,2	1925,2	2,191E+05	2,563E+02
Co-60	1332,5	1925,2	2,191E+05	2,563E+02
Y-88	1836,1	106,6	4,461E+05	5,219E+02

Data da calibração: 01/04/2009.

Peso da amostra: 0,0011699 g