

**UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
ESCOLA DE ENGENHARIA
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR
CURSO DE CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES**

**CONFIABILIDADE METROLÓGICA DE UMA CÂMARA DE
IONIZAÇÃO TIPO POÇO PARA MEDIDA DE ATIVIDADE DE
FONTES RADIOATIVAS**

Autor: Paulo de Oliveira Santos
Orientador: Prof. Teógenes Augusto da Silva

Belo Horizonte - fevereiro de 2006
Escola de Engenharia da UFMG

Livros Grátis

<http://www.livrosgratis.com.br>

Milhares de livros grátis para download.

Paulo de Oliveira Santos

**CONFIABILIDADE METROLÓGICA DE UMA CÂMARA DE
IONIZAÇÃO TIPO POÇO PARA MEDIDA DE ATIVIDADE DE
FONTES RADIOATIVAS**

Dissertação apresentada ao Curso de Ciências e Técnicas Nucleares do Departamento de Engenharia Nuclear da Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, como requisito parcial à obtenção do grau de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Aplicação da Radiações, Radioproteção
e Instrumentação Nuclear

Orientador: Prof. Teógenes Augusto da Silva, D.Sc.

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
(CDTN/CNEN)

Professor convidado da UFMG

Belo Horizonte

Escola de Engenharia da UFMG

2006

FOLHA DE APROVAÇÃO

AGRADECIMENTOS

Ao Teógenes Augusto da Silva pela competência e dedicação na orientação desta dissertação.

Ao Carlos Manoel de Assis Soares pelas discussões a respeito de medidas das radiações.

Ao Luiz Carlos Alves Reis pelas discussões sobre o gerenciamento de fontes radioativas e contribuição bibliográfica.

Ao Fábio Silva e à Clédola Cássia pelo trabalho de formatação deste texto.

Aos colegas do Serviço de Gerência de Rejeitos –SN1 do CDTN/CNEN.

Ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN pelo incentivo, cooperação e possibilidade de realização deste trabalho.

Aos servidores do serviço de biblioteca do CDTN.

Ao Departamento de Engenharia Nuclear da Escola de Engenharia da UFMG.

À minha família, pelo apoio.

RESUMO

Fontes radioativas seladas e fontes radioativas líquidas são extensivamente usadas na agricultura, indústria, medicina e em vários campos de pesquisas, tanto nos países desenvolvidos como nos países em desenvolvimento. Como os acidentes severos têm ocorrido mais com fonte radioativas fora de uso do que com fontes em serviço, os órgãos reguladores das práticas que envolvem materiais radioativos têm intensificado as exigências para controle de tais fontes, recolhendo-as e armazenando-as para minimizar a possibilidade de acidentes.

No Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, uma célula blindada foi construída para o manuseio de fontes radioativas seladas que poderão ser recicladas ou enviadas para deposição, após a medida de suas atividades por meio de uma câmara de ionização tipo poço.

Neste trabalho, a câmara de ionização tipo poço marca Capintec, modelo CRC-7BT, teve sua confiabilidade metrológica avaliada através de testes recomendados por normas internacionais e, adicionalmente, por comparação com outro sistema dosimétrico na medida da atividade de uma fonte radioativa.

Os resultados dos testes, para a faixa de atividade entre 18,5 MBq (0,50 mCi) e 3.133 MBq (84,7 mCi), mostraram que as variações das medidas realizadas com a câmara de ionização Capintec, modelo CRC-7BT não ultrapassaram os limites estabelecidos pelas normas.

Palavras chaves: câmara de ionização tipo poço, fonte radioativa selada.

ABSTRACT

Sealed radioactive sources and liquid radioactive sources are world-wide and extensively used in agriculture, industry, medicine and research fields. As severe radiological accidents have mainly happened with disused sources that are not under control, regulatory authorities have increased the safety requirements for practices in order to control, collect and storage radioactive materials for minimizing accident probabilities.

The Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN has built a hot-cell for handling sealed radioactive sources, where their activities can be measured in a well-type ionization chamber, before their storage.

In this work, the metrological reliability of a CRC-7BT Capintec well-type ionization chamber was evaluated through performance tests recommended by international standards. Additionally, a comparison of the well-type chamber with a spherical ionization chamber was performed in terms of activity measurements.

The results showed that the CRC-7BT Capintec well-type ionization chamber complies with the standard requirements within the activity range from 18,5 MBq (0,50 mCi) to 3.133 MBq (84,7 mCi).

SUMÁRIO

	Página
RESUMO	iv
ABSTRACT	v
LISTA DE FIGURAS	viii
LISTA DE TABELAS	viii
1 INTRODUÇÃO	1
2 FUNDAMENTOS	4
2.1 Aplicações com fontes radioativas seladas.....	10
2.2 Acidentes com fontes radioativas seladas.....	10
2.3 Gerência de rejeitos de fontes radioativas seladas.....	13
2.3.1 O Papel do CDTN.....	14
2.3.2 Célula blindada para manuseio de fontes radioativas	15
2.4 Medida da atividade de fontes radioativas seladas	18
2.5 Confiabilidade metrológica de uma câmara de ionização tipo poço.....	22
2.5.1 Teste de repetitividade.....	22
2.5.2 Teste de reprodutibilidade	23
2.5.3 Teste de posicionamento da fonte dentro da câmara	23
2.5.4 Teste de linearidade	24
2.5.4 Teste de exatidão	25
2.6 Considerações gerais sobre erros e incertezas	25
3 MATERIAIS E MÉTODOS	28
3.1 Sistema câmara de ionização tipo poço CRC-7BT	28
3.2 Testes de confiabilidade metrológica	32
3.2.1 Teste de repetitividade.....	33
3.2.2 Teste de reprodutibilidade	34
3.2.3 Teste de reprodutibilidade do posicionamento da fonte radioativa dentro da câmara	35
3.2.4 Teste de linearidade	35
3.2.5 Teste de exatidão	38
3.3 Comparação de dois sistemas dosimétricos na medida de atividade	38
3.3.1 Medida com a câmara de ionização PTW LS01	38
3.3.2 Medida com a câmara Capintec CRC-7BT	41
3.4 Incerteza de medição das atividades de fontes de ¹³⁷ Cs.....	41

4	RESULTADOS E DISCUSSÃO	45
4.1	Teste de repetitividade.....	45
4.2	Teste de reprodutibilidade	47
4.3	Reprodutibilidade do posicionamento da fonte radioativa dentro da câmara	49
4.5	Teste de exatidão	52
4.6	Comparação entre os dois sistemas dosimétricos na medida de atividade	53
4.7	Incerteza das medições das atividades de fontes de ^{137}Cs	54
5	CONCLUSÃO.....	55
6	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	56

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 2.1 - Aparelho para teleterapia com fonte de ^{60}Co : a) vista frontal do cabeçote, b) vista lateral do cabeçote.....	4
FIGURA 2.2 - Esquema de uma fonte de ^{137}Cs usada em braquiterapia baixa taxa de dose aplicada manualmente.....	5
FIGURA 2.3 - Esquema de uma fonte de ^{137}Cs , forma esférica, usada em braquiterapia de baixa taxa de dose, aplicada através de controle remoto	5
FIGURA 2.4 - Aparelhos para exames radiográficos industriais com fontes de ^{192}Ir	6
FIGURA 2.5 - Esquema de um irradiador de alimentos.....	8
FIGURA 2.6 - Cebola não irradiada à esquerda e cebola irradiada à direita.....	8
FIGURA 2.7 - Vista externa da célula blindada.....	16
FIGURA 2.8 - Vista interna da célula blindada	16
FIGURA 2.9 - Esquema de uma câmara de ionização tipo poço	21
FIGURA 2.10 - Representação esquemática de alguns conceitos básicos sobre incertezas de medição.....	25
FIGURA 3.1 - Câmara de ionização tipo poço e o eletrômetro Capintec modelo CRC-7BT	29
FIGURA 3.2 - Diagrama de bloco simplificado de um eletrômetro modelo CRC-7, CRC-12 e CRC-120	29
FIGURA 3.3 - Suporte plástico para posicionamento, dentro da câmara, do frasco contendo radionuclídeo na forma líquida.....	30
FIGURA 3.4 - Suporte plástico para posicionamento de fontes seladas dentro da câmara de ionização Capintec modelo CRC-7BT	30
FIGURA 3.5 - Foto de um gerador de $^{99\text{m}}\text{Tc}$	36
FIGURA 3.6 - Foto de um gerador de $^{99\text{m}}\text{Tc}$	37
FIGURA 3.7 - Câmara de ionização PTW modelo LS01 e o eletrômetro.....	39

LISTA DE TABELAS

TABELA 2.1 Fonte radioativa selada e aplicações.....	9
TABELA 3.1 Fontes radioativas utilizadas no teste de repetitividade da câmara CRC-7BT.....	34
TABELA 3.2 Valores de k_{95} para diferentes graus efetivos de liberdade ν_{eff}	44
TABELA 4.1 Teste de repetitividade da câmara Capintec CRC-7BT	46
TABELA 4.2 Teste de reprodutibilidade da câmara de ionização Capintec CRC-7BT com uma fonte radioativa de ^{137}Cs de 610,5 MBq (16,5 mCi).....	48
TABELA 4.3 Medidas com posicionamentos diferentes das fontes de ^{226}Ra e ^{60}Co , dentro da câmara de ionização.	49
TABELA 4.4 Medidas com a fonte de ^{137}Cs realizadas na mesma posição dentro da câmara de ionização.....	50
TABELA 4.5 Linearidade da câmara CRC-7BT verificada com uma fonte de $^{99\text{m}}\text{Tc}$	51
TABELA 4.6 Linearidade da câmara CRC-7BT verificada com fontes de ^{137}Cs certificadas	52
TABELA 4.7 Exatidão da câmara CRC-7BT verificada com fontes de ^{137}Cs certificadas	53

TABELA 4.8	Incerteza na medição das atividades de fontes de ^{137}Cs , com a câmara CRC-7BT.....	54
------------	--	----

LISTA DE ANEXOS

ANEXO 1 – Metodologia para Cálculo de Declaração de Incerteza de Medição (U_{95}).....	61
--	----

1 INTRODUÇÃO

Fontes radioativas seladas¹ e fontes radioativas líquidas são extensivamente usadas na agricultura, indústria, medicina e vários campos de pesquisas tanto nos países desenvolvidos como nos países em desenvolvimento. Uma fonte é considerada fora de uso se ela é substituída por outra porque sua atividade tornou-se baixa devido ao decaimento radioativo, se o equipamento que é utilizado para sua manobra tornou-se obsoleto ou defeituoso, se a fonte apresentar defeito ou vazamento. Como os acidentes graves têm ocorrido mais com fontes radioativas fora de uso do que com fontes em serviço, os órgãos reguladores das práticas que envolvem materiais radioativos têm intensificado as exigências para controle de tais fontes, recolhendo-as e armazenando-as para reduzir a possibilidade de acidentes, já que uma fonte selada fora de uso pode apresentar alta atividade e ser potencialmente perigosa para o ser humano e meio ambiente caso ela esteja fora de controle (IAEA, 1988; 2002a,b).

Normalmente, uma fonte selada apresenta pequeno volume e alta atividade específica e é acondicionada em blindagem adequada, cujo peso varia de poucos até dezenas de quilos. Devido ao decaimento radioativo da fonte, tais blindagens tornam-se superdimensionadas após certo tempo, sugerindo a substituição das mesmas para racionalizar o uso da instalação de armazenamento de rejeito.

Para reduzir o risco associado ao uso de fontes seladas é importante que cada instalação radiativa² tenha uma infra-estrutura adequada e esteja licenciada quanto à

¹ Fonte radioativa selada, normalmente denominada fonte selada - uma fonte cuja estrutura previne, sob condições de uso normal, qualquer dispersão do material radioativo no ambiente (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1991b).

² Instalação radiativa (ou simplesmente Instalação) onde se produzem, processam, manuseiam, utilizam, transportam ou se armazenam fontes de radiação. Excetua-se desta definição: a) as instalações Nucleares definidas na Norma CNEN-NE-1.04, Licenciamento de Instalações Nucleares; b) os veículos transportadores de fontes de radiação (CNEN, 1985).

segurança, de acordo com as normas, para não por em risco os trabalhadores, os membros do público e o meio ambiente. As fontes seladas em uso, bem como as fontes fora de uso, têm que estar controladas de acordo com os regulamentos e normas e as operações devem ser acompanhadas por um bom sistema de radioproteção.

No Brasil, a Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN é o órgão regulador que tem a finalidade de controlar as atividades nucleares, garantido o uso de material nuclear somente para fins pacíficos, sendo o transporte, o tratamento e armazenamento de rejeitos radioativos regulamentados por normas técnicas e procedimentos de controle. As atividades envolvidas na gerência dos rejeitos estão inseridas em um Sistema de Garantia da Qualidade (SILVA e SILVA, 2001) com o qual busca-se que estas atividades sejam realizadas de maneira organizada e documentada, para ter uma gerência segura dos rejeitos radioativos.

O Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, um dos institutos da CNEN, recebe desde 1995 uma quantidade significativa de fontes radioativas seladas fora de uso, provenientes de vários estados do Brasil, para fins de armazenamento no Depósito de Fontes e Rejeitos do CDTN (SILVA e REIS, 2002a; REIS, 2005). No CDTN, quando necessário, as fontes radioativas seladas são manuseadas dentro de uma célula blindada, que possui uma câmara de ionização tipo poço para a medida da atividade da fonte e um instrumento para verificação da estanqueidade das mesmas (REIS, 2000).

A medida das atividades das fontes seladas é um dos parâmetros mais importantes no gerenciamento das tarefas que envolvem materiais radioativos já que é exigido que as atividades das mesmas sejam conhecidas quando forem enviadas para deposição definitiva (CNEN, 2002). Adicionalmente, no caso de transporte, as normas estabelecem os limites de atividade das fontes que podem ser transportadas por embalagem, implicando no seu projeto (IAEA, 1996; CNEN, 1988).

A atividade de uma fonte radioativa pode ser medida por meio de uma câmara de ionização tipo poço; neste trabalho, a câmara de ionização tipo poço, marca Capintec, modelo CRC-7B, teve sua confiabilidade metrológica confirmada, por meio dos testes de repetitividade, reprodutibilidade, posicionamento da fonte na câmara, linearidade e exatidão. Adicionalmente, o desempenho da câmara tipo poço, na medida da atividade de uma fonte de ^{60}Co , foi comparado com o de outro sistema dosimétrico.

2 FUNDAMENTOS

2.1 Aplicações com fontes radioativas seladas

As fontes radioativas seladas são dispositivos de grande utilidade em diversas aplicações sejam médicas, industriais ou de pesquisas, e, por isso, a sua utilização continua a crescer em todo o mundo (IAEA, 2000a; VICENTE, 2002).

Na teleterapia, tratamento radioterápico de pacientes com campos externos de radiações, as fontes radioativas possuem dimensões físicas relativamente pequenas, geralmente um cilindro de poucos centímetros de diâmetro por vários centímetros de comprimento. Por causa da alta atividade da fonte radioativa, que varia de 0,1 a 0,5 PBq (um pentabecquerel é igual a 10^{15} Bq) ela é contida dentro de uma blindagem de grandes dimensões e as instalações são projetadas com paredes de concreto de grandes (IAEA, 1991b). A FIG. 2.1 apresenta o cabeçote de um aparelho utilizado para teleterapia.

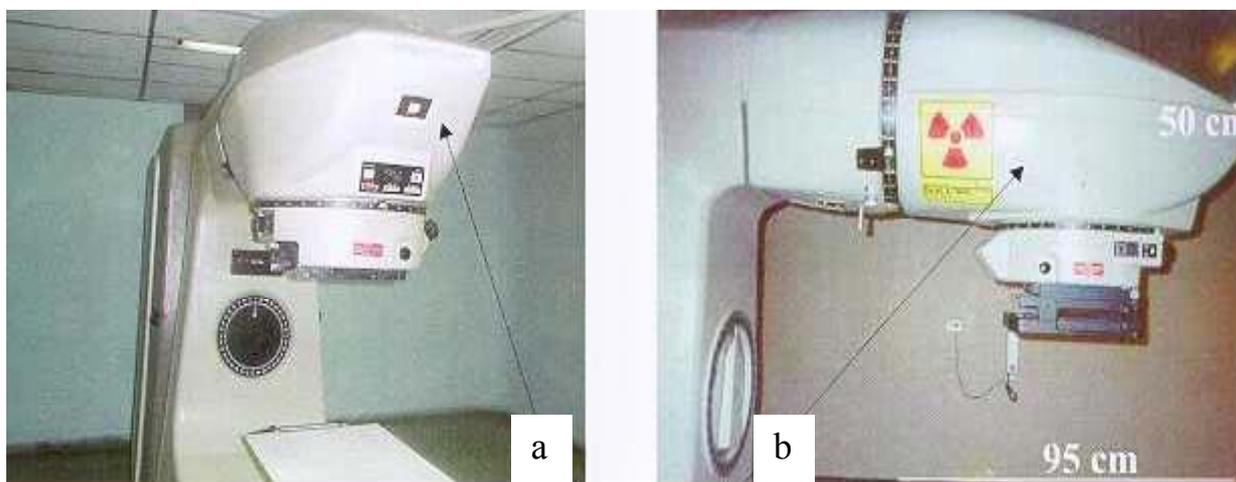


FIGURA 2.1 - Aparelho para teleterapia com fonte de ^{60}Co : a) vista frontal do cabeçote, b) vista lateral do cabeçote

Fonte: IAEA, 2000d

Na braquiterapia, tratamento radioterápico com inserção da fonte radioativa nos pacientes, as fontes radioativas de dimensões pequenas (menos de 1 centímetro de diâmetro e poucos centímetros de comprimento), e, assim, são susceptíveis de perda ou extravio. As FIG. 2.2 e 2.3 mostram os esquemas representativos de duas fontes utilizadas para braquiterapia de baixa taxa de dose (BTD), uma aplicada manualmente e a outra aplicada por controle remoto.

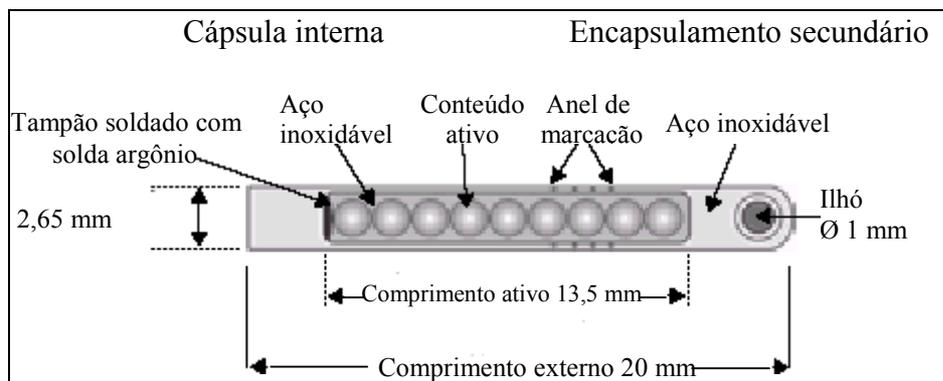


FIGURA 2.2 - Esquema de uma fonte de ^{137}Cs usada em braquiterapia baixa taxa de dose aplicada manualmente

Fonte: FLYNN, 2005

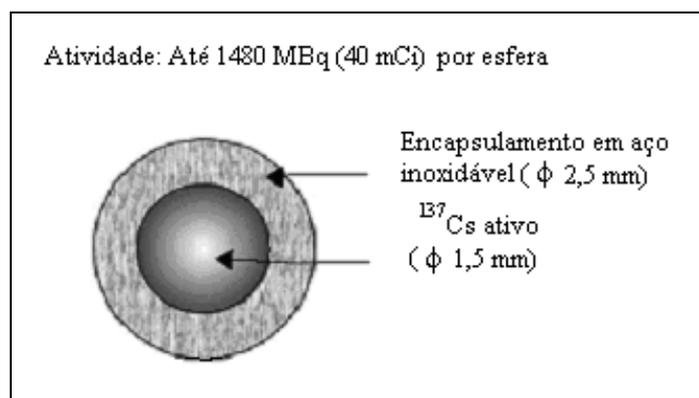


FIGURA 2.3 - Esquema de uma fonte de ^{137}Cs , forma esférica, usada em braquiterapia de baixa taxa de dose, aplicada através de controle remoto

Fonte: FLYNN, 2005

Na indústria, fontes radioativas seladas são também utilizadas em aparelhos móveis para a execução de ensaios não destrutivos durante a construção de plantas industriais, tubulações de óleos, gases, etc. Os aparelhos portáteis de radiografia e seus dispositivos são geralmente pequenos em termos de tamanho físico, contudo, são geralmente pesados devido ao material da blindagem de chumbo que os compõem. As fontes radioativas são pequenas, geralmente 1 cm de diâmetro e poucos cm de comprimento (IAEA, 2000c). O ^{192}Ir é o radionuclídeo mais utilizado mundialmente, mas o ^{60}Co e o ^{137}Cs são também empregados e em casos especiais são utilizados o ^{169}Yb e ^{170}Tm ; as atividades utilizadas estão na faixa de 0,1 até muitos TBq (IAEA, 1991b). A FIG 2.4 mostra dois aparelhos utilizados para exames radiográficos com fontes de ^{192}Ir .



FIGURA 2.4 - Aparelhos para exames radiográficos industriais com fontes de ^{192}Ir

Fonte: IAEA, 2000d

As fontes radioativas seladas, em conjunto com detetores e outros componentes eletrônicos, são utilizadas na perfilagem de solos para verificar a existência de óleo, carvão, gás natural, ou outros recursos naturais. As fontes radioativas e os instrumentos estão contidos em dispositivos longos, 1 a 2 metros de comprimento, porém de pouca espessura, de menos de 10 cm de diâmetro (IAEA, 2000c).

Os medidores radioativos industriais são de vários tipos, fixos ou portáteis. Estes dispositivos são geralmente projetados para durar vários anos e são utilizados para controles de processos, para medir fluxo, volume, densidade, presença de material. Dependendo da aplicação específica, os medidores industriais podem conter pequenas quantidades de materiais radioativos ou fontes radioativas (IAEA, 2000c). Outro exemplo é um medidor de densidade de material líquido que utiliza fontes de nêutrons, por exemplo, Am/Be de 4.000 MBq (LINDBON et al, 2001).

Na agricultura, fontes radioativas são utilizadas como técnica promissora entre os recursos atuais disponíveis para a preservação de alimentos. Trata-se de uma técnica eficiente na conservação dos alimentos, a fim de reduzir perdas causadas por processos fisiológicos (brotamento, maturação e envelhecimento), além de eliminar ou reduzir microrganismos, parasitas e pragas sem causar qualquer prejuízo ao alimento, tornando-os também mais seguros ao consumidor. Além disto, fontes radioativas são empregadas em hospitais para esterilização de equipamentos cirúrgicos e produtos medicinais (PEREIRA, 2005). A FIG. 2.5 mostra o esquema de um irradiador de alimentos e a FIG. 2.6 mostra exemplos de cebolas não irradiadas e cebolas após à irradiação.

A TAB. 2.1 apresenta uma relação de fontes radioativas seladas e as faixas de atividades empregadas em determinadas aplicações. As atividades das fontes vão desde 100 MBq em controles de processos até 400 PBq para esterilizações de alimentos e equipamentos cirúrgicos.

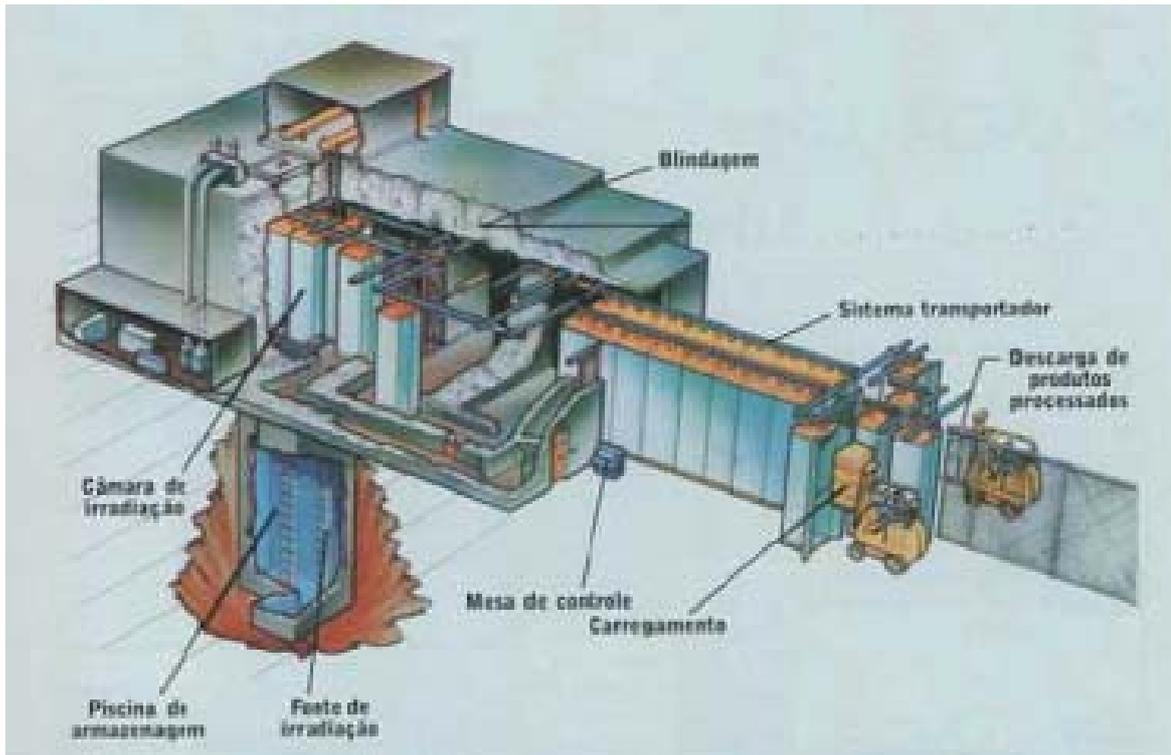


FIGURA 2.5 - Esquema de um irradiador de alimentos

Fonte: LADEIRA, 1999



FIGURA 2.6 - Cebola não irradiada à esquerda e cebola irradiada à direita

Fonte: LADEIRA, 1999

TABELA 2.1
Fonte radioativa selada e aplicações

Aplicação	Fonte radioativa Selada	Energia (keV)	Atividade
Braquiterapia aplicação manual ou controle remoto (Baixa taxa de dose)	^{226}Ra	γ (186), α (4784)	30 - 300 MBq
	^{60}Co	γ (1173,1333), β (max. 318)	50 - 500 MBq
	^{90}Sr	β (max. 196)	50 - 1500 MBq
	^{103}Pd	X(20)	50 - 1500 MBq
	^{137}Cs	γ (662), β (max. 512), e(624)	50 - 4000 MBq
Braquiterapia aplicação por controle remoto (Alta taxa de dose)	^{60}Co	γ (1173,1333), β (max. 318)	\cong 10 GBq
	^{192}Ir	γ (317), β (max. 675), e(303)	\cong 400 GBq
Perfilagem de poços	^{137}Cs	γ (662), β (max. 512), e(624)	1 – 100 GBq
	$^{241}\text{Am/Be}$	γ (60), α (5486), nêutrons	1 – 800 GBq
	^{252}Cf	α (6118), X(15)	50 GBq
Medidor de nível, medidor de espessura, correia transportadora	^{137}Cs	γ (662), β (max. 512), e(624)	20 - 500 GBq
	^{60}Co	γ (1173,1333), β (max. 318)	0,1 - 10 GBq
	^{241}Am	γ (60), α (5486)	1 - 100 GBq

(Continua)

TABELA 2.1 (Continuação)
Fonte radioativa selada e aplicações

Aplicação	Fonte radioativa Selada	Energia (keV)	Atividade
Radiografia industrial	¹⁹² Ir	γ(317), β(max. 675), e(303)	0,1 - 4 TBq
	⁶⁰ Co	γ (1173,1333), β(max. 318)	0,1 - 5 TBq
	¹³⁷ Cs	γ(662), β(max. 512), e(624)	0,1 - 5 TBq
	¹⁷⁰ Tm	γ(84), β(max. 968)	0,1 - 5 TBq
Irradiador de sangue	¹³⁷ Cs	γ(662), β(max. 512), e(624)	2 – 100 TBq
Teleterapia	⁶⁰ Co	γ (1173,1333), β(max. 318)	50 – 400 TBq
	¹³⁷ Cs	γ(662), β(max. 512), e(624)	50 – 500 TBq
Esterilização de alimentos, esterilização de equipamentos cirúrgicos	⁶⁰ Co	γ (1173,1333), β(max. 318)	0,1 – 400 PBq
	¹³⁷ Cs	γ(662), β(max. 512), e(624)	0,1 – 400 PBq

Fonte: IAEA, 2000c

2.2 Acidentes com fontes radioativas seladas

As fontes seladas em desuso precisam ser cuidadas convenientemente para não causar danos ao homem e ao meio ambiente, necessitando de um gerenciamento que compreende a coleta, o transporte, o armazenamento e a disposição final. As fontes seladas têm uma vida útil que variam de poucos anos até algumas dezenas de anos e, em quase todos os casos, ainda têm radioatividade suficiente para causar efeitos nocivos à saúde quando retiradas de serviço. Ao serem descartadas, tornam-se rejeitos radioativos que precisam de gestão especializada (VICENTE, 2002).

A responsabilidade da guarda segura das fontes radioativas é basicamente do órgão regulador, sendo ainda maior se as fontes em desuso forem armazenadas por longos períodos de tempo, pois a probabilidade de perda é maior (IAEA, 2001).

Aproximadamente 75 % dos acidentes durante a operação de fontes seladas são devidos à falhas do operador e apenas 25% provenientes de falhas dos equipamentos . Para prevenir tais acidentes são necessários sistemas eficientes de normas implementadas pelo conhecimento do pessoal que lida com estas fontes, devendo tais sistemas incluir rigorosos controles do inventário das fontes (IAEA, 2001).

Em Goiânia, Goiás, em setembro de 1987 foi roubado, em uma clínica desativada, um aparelho contendo uma fonte radioativa de ^{137}Cs de 50,9 TBq (1.375 Ci) utilizada em teleterapia. Por ser equipamento de metal com grande volume e peso ele foi desmantelado para ser comercializado, causando o rompimento da cápsula selada com conseqüente morte de quatro pessoas dentro de um mês; contaminação de várias pessoas, habitações e logradouros públicos (IAEA, 1988; SCHIRMER et al, 1997).

Nos Estados Unidos, desde 1995, foram encontradas pelos membros do público cerca de 50 fontes radioativas seladas. Recentemente alguns dispositivos de radiografia industrial, contendo ^{60}Co e ^{192}Ir foram roubados e vendidos como sucata. As pessoas que foram expostas desnecessariamente a estas fontes podem ter recebido doses de até 100 mSv (NARAINÉ e KARHNAK, 1998).

Em Gilan, República Islâmica do Iran, em 1996, um trabalhador encontrou um objeto brilhante na planta de combustível fóssil na forma de caneta e o colocou no bolso. O objeto era uma fonte radioativa selada de ^{192}Ir com atividade de 185 GBq (5 Ci), sem blindagem, que permaneceu no bolso durante 1,5 horas, sendo o bastante para que ele sofresse grave dano na

medula óssea e grande dano na região do tórax, o que requereu cirurgia plástica (IAEA, 2002a).

Em Samut Prakarn, Tailândia, em fevereiro de 2000 foi roubado um cabeçote contendo uma fonte radioativa selada de ^{60}Co de 15,7 TBq (425 Ci) utilizada em teleterapia. Este cabeçote foi vendido para um comércio de ferro-velho onde foi desmantelado, causando a morte de três pessoas dentro de 2 meses (IAEA, 2002b).

Em um determinado país, um aparelho de teleterapia contendo uma fonte de 37 TBq de ^{60}Co foi adquirido e importado sem que os requerimentos de importação fossem cumpridos. O aparelho foi armazenado por 6 anos em um galpão e chamou atenção de um mecânico de manutenção que o roubou e o vendeu para um ferro velho onde foi desmantelado. A fonte radioativa composta de uma cápsula contendo 6.000 pastilhas (1mm x 1mm de diâmetro) de ^{60}Co foi rompida, sendo as pastilhas espalhadas por todo ferro-velho que foi contaminado. Uma indústria de fundição comprou o material contaminado para fabricação de barras de aço para construção civil e bases de mesas. Um caminhão que transportava barras contaminadas passou próximo a um laboratório nuclear onde os detetores de radiação acusaram a presença de material radioativo no mesmo. Após uma extensiva investigação, foi constatado que 30.000 bases de mesas e 6.600 toneladas de barras de ferro tinham sido feitas com material contaminado. Uma inspeção aérea sobre uma área de 470 km² possibilitou a recuperação de, somente, 27 pastilhas. Visitas foram feitas em 17.636 habitações para verificar se foram utilizados materiais contaminados nas construções. Os limites aceitáveis de radiação excediam em 814 habitações que foram demolidas. O acidente expôs aproximadamente 4.000 pessoas à radiação, cerca de 80 delas receberam doses superiores a 250 mSv. Aparentemente, cinco pessoas receberam doses de 3-7 Sv no período de dois meses (IAEA, 2000) .

2.3 Gerência de rejeitos de fontes radioativas seladas

A Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN é uma autarquia federal criada em 10 de outubro de 1956 e vinculada ao Ministério de Ciência e Tecnologia. Como órgão superior de planejamento, orientação, supervisão e fiscalização, estabelece normas e regulamentos em radioproteção; licencia, fiscaliza e controla a atividade nuclear no Brasil. A CNEN desenvolve ainda pesquisas na utilização de técnicas nucleares em benefício da sociedade.

A missão da CNEN: "Garantir o uso seguro e pacífico da energia nuclear, desenvolver e disponibilizar tecnologias nuclear e correlatas, visando o bem estar da população", traduz a preocupação com a segurança e o desenvolvimento do setor, orientando sua atuação pelas expectativas da sociedade, beneficiária dos serviços e produtos.

O controle do material nuclear existente no País é de responsabilidade da CNEN, a fim de garantir seu uso somente para fins pacíficos, sendo que o transporte, o tratamento e o armazenamento de rejeitos radioativos são regulamentados por normas técnicas e procedimentos de controle.

Para executar suas atividades, a CNEN possui doze unidades localizadas em oito estados brasileiros:

- Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, em Belo Horizonte (MG)
- Centro Regional de Ciências Nucleares - CRCN, no Recife (PE)
- Distrito de Angra dos Reis (RJ)
- Distrito de Caetité (BA)
- Distrito de Fortaleza (CE)
- Distrito de Goiânia (GO)
- Distrito do Planalto Central (DF)

- Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, no Rio de Janeiro (RJ)
- Instituto de Engenharia Nuclear - IEN, no Rio de Janeiro (RJ)
- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, em São Paulo (SP)
- Laboratório de Poços de Caldas (MG)
- Sede administrativa da CNEN, no Rio de Janeiro (RJ)

As fontes de teleterapia descartadas apresentam grande atividade residual de ^{137}Cs e ^{60}Co , portanto merecem atenção especial por parte da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN que recolhe estas fontes diretamente no local de origem (hospitais, universidades, fundações) e as encaminha para os institutos da CNEN, dentre eles o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN (SILVA e REIS, 2002a).

2.3.1 O Papel do CDTN

O Papel do CDTN é dedicar-se à pesquisa nuclear desde que foi criado em 22 de agosto de 1952. O CDTN recebeu, desde 1995, uma quantidade significativa de fontes radioativas seladas fora de uso, provenientes de vários estados do Brasil. Até 11 de maio de 2005, 1.313 fontes fora de uso tinham sido recebidas e encontravam-se armazenadas no Depósito de Fontes e Rejeitos do CDTN.

A TAB. 2.2 apresenta os radionuclídeos recebidos pelo CDTN (REIS e SILVA, 2005), sendo 400 fontes de ^{226}Ra , que eram utilizadas em radioterapia e foram substituídas por outras fontes. As 791 fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co somam 98,7% da atividade total armazenada no depósito do CDTN, sendo que 11 delas estão fixadas em cabeçotes de chumbo e eram utilizadas em teleterapia.

TABELA 2.2
Fontes radioativas seladas recebidas no CDTN até 11/05/2005

Radionuclídeo	N.º de Fontes	Atividade Total Aprox.-GBq (Ci) até 11/05/2005
²⁴¹ Am-Be	28	1.608,6 (43,5)
⁶⁰ Co	175	77.316,1 (2089,6)
¹³⁷ Cs	616	73.897,0 (1997,2)
⁸⁵ Kr	26	49,6 (1,3)
²²⁶ Ra	400	62,1 (1,7)
⁹⁰ Sr	41	11,7 (0,32)
Outros (²⁴¹ Am, ²⁵² Cf, ¹⁴⁷ Pm, ⁵⁵ Fe, etc.)	27	233,9 (6,32)
Total	1313	153.179,0 (4.140,0)

Fonte: (REIS, L. C A.; SILVA, FÁBIO, 2005)

Visando um controle efetivo das fontes seladas fora de uso, o gerenciamento das mesmas, no CDTN/CNEN, é feito através do cumprimento de normas nacionais e internacionais e documentos técnicos, algumas citadas na TAB. 2.3.

TABELA 2.3
Normas e documentos relativos ao gerenciamento de materiais radioativos

Identificação do Documento	Título	Instituição emitente
NE-3.02	Serviço de radioproteção	CNEN
NE-6.02	Licenciamento de instalações radiativas	CNEN
NE-6.05	Gerência de rejeitos radioativos em instalações radiativas	CNEN
TECDOC-1145	Handling, conditioning and storage of spent sealed sources	IAEA
TECDOC-1357	Management of disused long lived sealed radioactive sources	IAEA

2.3.2 Célula blindada para manuseio de fontes radioativas

A maioria das fontes seladas fora de uso apresenta uma significativa atividade residual, tornado necessário o manuseio de forma segura, minimizando as doses de radiação recebidas pelos operadores envolvidos (CNEN, 2005).

Para a execução dessa tarefa foi construída uma célula blindada (FIG. 2.6 e 2.7) para a remoção das fontes seladas dos dispositivos que as contêm, visando a avaliação da estanqueidade daquelas com possibilidade de reutilização e o acondicionamento seguro daquelas não reutilizáveis, reduzindo o volume deste tipo de rejeito como manda a prática do gerenciamento de rejeitos radioativos (CNEN, 1985).



FIGURA 2.7 - Vista externa da célula blindada



FIGURA 2.8 - Vista interna da célula blindada

As paredes da célula blindada são em tijolos de chumbo de 10 cm de espessura, suficiente para o desmonte de fontes ^{60}Co de até 7,4 GBq (200mCi) e de ^{137}Cs de até 740 GBq (20 Ci). Incorpora à célula, visores em vidros plumbíferos, pinças para manuseio remoto,

instrumentação eletro-pneumática e uma câmara de ionização tipo poço marca Capintec, modelo CRC-7BT para as medidas das atividades das fontes (REIS, 2000).

A medida da atividade das fontes radioativas é uma tarefa importante no gerenciamento de materiais radioativos, porque é exigido o conhecimento da atividade de toda fonte enviada para deposição final, bem como o conhecimento das atividades caso as fontes venham ser reutilizadas (CNEN, 2002).

Uma tarefa que está vinculada à de deposição e reutilização é o transporte de materiais radioativos, onde as fontes radioativas devem ser transportadas em embalagens qualificadas, tendo com um limite de atividade permissível de acordo com o radionuclídeo.

Na TAB. 2.4 são apresentados os valores de A_1 e A_2 para algumas fontes radioativas a serem transportadas. A_1 corresponde à máxima atividade de um material radioativo sob forma especial (fonte selada) que pode ser transportado em uma embalagem do tipo A e A_2 é o limite de atividade de um material radioativo não classificado sob forma especial (outras formas), que pode ser transportado em uma embalagem do tipo A (IAEA, 1996).

TABELA 2.4
Valores de atividade máxima (A_1 e A_2) e outras formas

Radioisótopo	A_1 – TBq (Ci)	A_2 - TBq (Ci)
^{241}Am	10 (250)	0,01 (0,25)
^{60}Co	0,4 (10)	0,4 (10)
^{137}Cs	2 (50)	0,6 (15)
^{192}Ir	1 (25)	0,6 (15)
^{226}Ra	0,2 (7,5)	0,03 (0,75)
^{90}Sr	0,3 (7,5)	0,3 (7,5)

Fonte: (IAEA, 1996)

“Rejeito radioativo (ou simplesmente rejeito) é qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radioisótopos em quantidades superiores aos limites de isenção especificados e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista” (CNEN, 1998).

Os rejeitos radioativos provêm de duas grandes classes de instalações: as instalações radiativas e as instalações nucleares (VICENTE, 2002). Os rejeitos das instalações radiativas, ou seja, instituições de pesquisas, laboratórios de análises clínicas hospitalares, indústrias, universidades bem como muitos reatores de pesquisa operados por universidades e instituições de pesquisa são chamados "rejeitos institucionais".

Os rejeitos radioativos de hospitais, instituições de pesquisas e indústrias farmacêuticas ou bioquímicas consistem principalmente de radionuclídeos de meias-vidas curtas. A cada ano são usados radionuclídeos com atividades de 40-50 TBq e 70 % são radionuclídeos de meias-vidas menores do que 1 dia (LINBON et al, 2001).

As fontes seladas em desuso precisam ser cuidadas convenientemente para não causar danos ao homem e ao meio ambiente, necessitando de um gerenciamento que compreende a coleta, a segregação dos diversos tipos de rejeitos, o transporte, o armazenamento e a disposição final.

As fontes seladas têm uma vida útil que varia de poucos anos até algumas dezenas de anos e, em quase todos os casos, ainda têm radioatividade suficiente para causar efeitos nocivos à saúde quando retirados de serviço. Ao serem descartadas, tornam-se rejeitos radioativos que precisam de gestão especializada (VICENTE, 2002).

A responsabilidade da guarda segura das fontes é basicamente do órgão regulador. Se as fontes em desuso são estocadas por longos períodos de tempo, isto aumentará a probabilidade, de algum modo, da perda das fontes (IAEA, 2001).

2.4 Medida da atividade de fontes radioativas seladas

A taxa de decaimento, ou transformação de um radionuclídeo é denominada atividade, que é o número de átomos que decaem por unidade de tempo. A atividade de uma certa quantidade de material radioativo é o quociente de dN por dt , sendo dN o número de

transformações espontâneas que ocorrem nesta quantidade na unidade de tempo, representada pela equação 2.1.

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (2.1)$$

A unidade atual de atividade é o Becquerel, abreviada por Bq, definida como uma desintegração por segundo. A unidade antiga, ainda empregada, é o Curie abreviada por Ci corresponde a $3,7 \times 10^{10}$ desintegrações por segundo (GILMORE e HEMINGWAY, 1995; U. S. DEPARTMENT OF HEALTH, EDUCATION, AND WELFARE. BUREAU OF RADIOLOGICAL HEALTH, 1970).

As relações existentes entre o Becquerel e o Curie são:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ dps} = 2,7 \times 10^{-11} \text{ Ci}$$

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ dps} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

Os primeiros padrões de radioatividade eram referenciados à massa de rádio, sendo o Curie associado à radioatividade de 1 grama de rádio-226. O Curie foi inicialmente definido como a quantidade de radônio em equilíbrio com um grama de rádio; através de medições posteriores foi verificado que esta quantidade de radônio emitia radiação alfa em uma razão de $3,7 \times 10^{10}$ partículas por segundo. Após o VI Congresso Internacional de Radiologia, realizado em Londres em 1950, a definição do Curie foi alterada para se aplicar a qualquer substância radioativa se desintegrando a uma taxa de $3,7 \times 10^{10} \text{ s}^{-1}$ (IWAHARA et al, 1994).

As câmaras de ionização tipo poço são empregadas para medidas de atividade de fontes radioativas seladas utilizadas na indústria em testes não-destrutivos e controles de processos (GONÇALVES, 2005). As câmaras tipo poço são, também, utilizadas na medicina nuclear para medida das atividades das fontes radioativas e radiofármacos, que são empregados em exames para radiodiagnósticos e radioterapia. No caso de aplicação

radioterápica é necessário que a câmara apresente uma exatidão melhor do que 2-3%, ao ser comparada com uma fonte calibrada com padrões reconhecidos (IAEA, 2003).

Uma câmara de ionização, apresentada esquematicamente na FIG. 2.8, é um instrumento no qual um campo elétrico é aplicado, por meio dos eletrodos, sobre um volume de gás. Ao ser exposta a campos de radiação ionizante, o gás é ionizado, gerando uma corrente elétrica que é coletada por um sistema eletrônico de medida e expressa em termos de atividade. Sua geometria é geralmente cilíndrica, constando de dois eletrodos: o catodo que envolve o volume de gás e o filamento central que é o anodo. O anodo, na maioria dos casos, é um cilindro no qual é inserida a fonte a ser medida (NCRP, 1978).

A câmara de ionização funciona na região de saturação de íons, onde a quantidade de carga coletada é independente da diferença de potencial entre os eletrodos, sendo dependente do número de pares de íons formados, que por sua vez é determinado pelo tipo de radiação, energia da radiação e do tipo de gás utilizado (SILVA, 2002b).

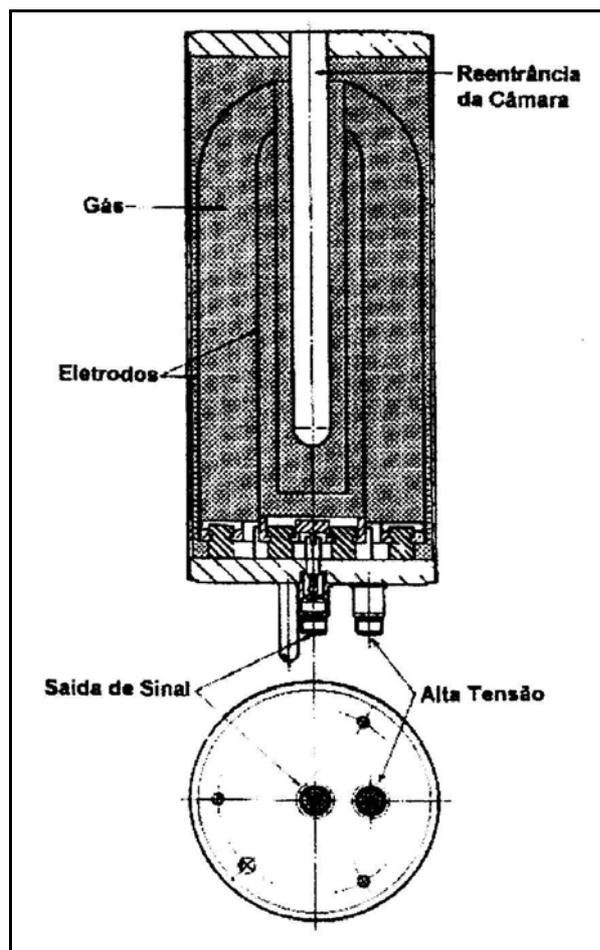


FIGURA 2.9 - Esquema de uma câmara de ionização tipo poço

Fonte: (SILVA, 2002b)

Os volumes típicos das câmaras são milhares de cm^3 e as paredes são geralmente de latão ou aço. O eletrodo central coletor é feito de uma folha de alumínio ou cobre para evitar atenuação da radiação. A geometria é escolhida de tal maneira que são evitadas regiões com reentrâncias que podem conduzir a mudanças no volume ativo efetivo com a aplicação da voltagem. Em uma câmara com volume ativo de 10^4 cm^3 , a corrente de saturação produzida por $(3,7 \times 10^4 \text{ Bq})$ $1\mu\text{Ci}$ de ^{60}Co é da ordem de 10^{-13} A , cerca de 5 vezes a corrente produzida pela radiação de fundo (Knoll, 2000). A câmara de ionização tipo poço é projetada de maneira que a fonte radioativa seja completamente envolvida pelo volume sensível; e este arranjo

proporciona alta eficiência geométrica que minimiza os efeitos de pequenas variações na posição e volume da fonte.

2.5 Confiabilidade metrológica de uma câmara de ionização tipo poço

A confiança na calibração de um instrumento feita pelo fabricante pode ser obtida pela boa documentação que acompanha o instrumento, mas é aconselhável que o adquirente assegure os valores dos erros citados no documento, realizando testes para confirmações (NCRP, 1978; THRALL e ZIESSMAN, 2003).

Para o caso de uma câmara de ionização tipo poço, as normas estabelecem que sejam feitos os testes de repetitividade, reprodutibilidade, posicionamento da fonte, linearidade e exatidão (ANSI, 1978, 1986; NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1993). Tais testes, acrescidos das comparações entre as medidas obtidas com a câmara e outro instrumento calibrado ou certificado de calibração da fonte radioativa, permitem estabelecer a confiabilidade metrológica.

2.5.1 Teste de repetitividade

“A repetitividade é o grau de concordância entre os resultados de medições sucessivas de um mesmo mensurando³, efetuados sob as mesmas condições de medição” (INMETRO, 1998).

As condições de repetitividade incluem mesmo procedimento de medição, mesmo observador, mesmo instrumento de medição e condições, mesmo local e repetição em curto intervalo de tempo. No caso de medição de atividade de uma de fonte radioativa tem que ser levado em consideração o decaimento da mesma. A repetitividade pode ser expressa,

³ Grandeza específica submetida à medição (INMETRO, 1995)

quantitativamente, em função das características de dispersão dos resultados pela expressão 2.2:

$$s(q) = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^n (q_j - \bar{q})^2}{n-1}} \quad (2.2)$$

onde:

$s(q)$ é o desvio padrão;

q_j são os valores individuais observados;

\bar{q} é a média dos valores observados;

n é o número de observações.

2.5.2 Teste de reprodutibilidade

Este teste tem a finalidade de verificar se a câmara de ionização reproduz a medida da atividade de uma fonte radioativa, de meia-vida longa, ao longo do tempo, sendo esta verificação feita através dos desvios padrão de várias medidas desta fonte radioativa.

2.5.3 Teste de posicionamento da fonte dentro da câmara

Este teste tem a finalidade de verificar se a câmara é capaz de realizar leituras adequadas, quando fontes radioativas de mesma geometria são colocadas dentro da câmara de ionização na mesma posição.

Ao se estabelecer a calibração para uma determinada fonte radioativa com determinado encapsulamento e determinada energia deve ser observado que somente outras fontes com as mesmas características poderão ser medidas nesta condição, pois existem diferenças entre situações desiguais (BRASIL, 2000).

2.5.4 Teste de linearidade

O teste de linearidade tem a finalidade de verificar se o sistema de medida é linear para o intervalo de atividades que são rotineiramente utilizados (NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1993; CAPINTEC, 1993).

Neste teste, procura-se avaliar a resposta da câmara para diversos valores de atividades, uma vez que alterações no circuito de alimentação da câmara alteram a resposta do eletrômetro (INSTITUTO BRASILEIRO DE INFORMAÇÃO EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA, 2004). O teste de linearidade pode ser feito por um dos três recursos: método do decaimento radioativo, método das camadas atenuadoras e método proporcional.

No método do decaimento radioativo utiliza-se uma amostra de radionuclídeo de meia-vida curta, que pode ser o tecnécio-99m. A atividade deve ser pelo menos a atividade máxima que deve ser utilizada rotineiramente. Em intervalos regulares de tempo, são feitas medidas dos valores da atividade da fonte à medida que ela decai.

Um cuidado deve ser observado quando da avaliação por este método: inicialmente como o ^{99m}Tc é gerado pelo ^{99}Mo , a atividade do ^{99}Mo na amostra é insignificante comparada com a atividade do ^{99m}Tc , mas para baixas atividades a contaminação pelo ^{99}Mo pode tornar um fator adverso para as medidas.

No método das camadas atenuadoras são colocadas camadas metálicas (blindagens) para a atenuação da radiação entre a fonte e o orifício da câmara. As camadas atenuadoras devem ter suas espessuras medidas corretamente antes dos testes e a fonte a ser utilizada tem que ter meia-vida alta, por exemplo, ^{137}Cs .

No método proporcional a linearidade pode ser confirmada pela medida de uma amostra de radiofármaco e então conferir cuidadosamente as atividades das porções desta

amostra. As razões das atividades medidas têm que ser as mesmas razões dos pesos ou volumes.

2.5.5 Teste de exatidão

“Exatidão é o grau de concordância entre o resultado de uma medição e o valor verdadeiro do mensurando” (INMETRO, 1998). A exatidão da câmara de ionização tem que ser verificada através de uma fonte certificada, por exemplo, ^{137}Cs , ^{57}Co , e ^{60}Co .

2.6 Considerações gerais sobre erros e incertezas

Ao contrário de momentos anteriores, quando os termos erro e incerteza eram usados reciprocamente, o Bureau Internacional de Pesos e Medidas - BIPM distingue estes dois conceitos representados esquematicamente na FIG. 2.9 (IAEA, 2000b). Isto é útil para distinguir uma situação ideal e uma situação prática.

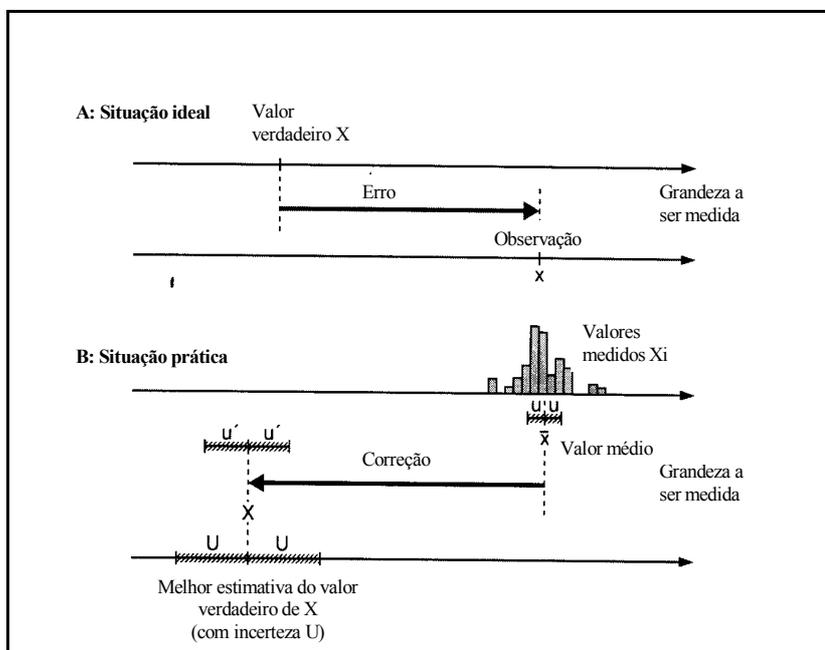


FIGURA 2.10 - Representação esquemática de alguns conceitos básicos sobre incertezas de medição

Fonte: IAEA, 2000b

O erro tem um valor numérico e um sinal, ao contrário, a incerteza associada com uma medida é um parâmetro que caracteriza a dispersão dos valores que poderiam ser atribuídos ao mensurando. Este parâmetro é normalmente um desvio padrão estimado. Uma incerteza, portanto, não possui sinal conhecido e é usualmente admitido ser simétrica. A incerteza é um recurso da nossa falta de conhecimento exato do mensurando após a eliminação dos efeitos sistemáticos através de correções apropriadas.

Se os erros fossem exatamente conhecidos, o valor verdadeiro poderia ser determinado e, portanto não seria problema. Na realidade, os erros são estimados da melhor maneira possível e corrigidos. Portanto, após aplicação de todas as correções, os erros desapareceriam (seria zero). De acordo com a definição, um erro é a diferença entre o valor verdadeiro de um mensurando e seu valor medido. A incerteza geralmente é o resultado de várias componentes que, na visão do Comitê Internacional de Pesos e Medidas-CIPM, se agrupam em duas categorias, de acordo com o método empregado na determinação de seu valor numérico (REDE MINEIRA DE LABORATÓRIOS DE METROLOGIA E ENSAIOS, 2000):

Tipo A - são as incertezas calculadas por métodos estatísticos;

Tipo B - são as incertezas calculadas por outros métodos.

O resultado de uma medida depende do processo de medição, do padrão utilizado, do observador, do local onde se realiza a medição e da duração entre duas medições, por causa destes fatores, os valores atribuíveis a um mensurando subsistem, com uma dada probabilidade, dentro de uma faixa de valores, no entorno do valor mais provável da grandeza. A dúvida a respeito da faixa de valores do resultado de uma medição é o que se considera a incerteza da medição e o Anexo 1 apresenta detalhadamente a metodologia para o

cálculo desta incerteza baseado no Guia para Expressão da Incerteza de Medição (INMETRO, 1998; REDE MINEIRA DE LABORATÓRIO DE METROLOGIA E ENSAIOS, 2000).

3 MATERIAIS E MÉTODOS

Este capítulo fornece detalhes da câmara de ionização tipo poço, marca Capintec, modelo CRC-7B, os materiais e os procedimentos de testes a que ela foi submetida para a verificação de sua confiabilidade metrológica.

3.1 Sistema câmara de ionização tipo poço CRC-7BT

A câmara de ionização tipo poço marca Capintec, modelo CRC-7BT é composta por duas unidades: um cilindro com cavidade cilíndrica reentrante que é a câmara de ionização em si, e um eletrômetro para integração da corrente de ionização (FIG. 3.1).

O eletrômetro representado esquematicamente na FIG. 3.2, recebe os sinais de corrente gerados pela câmara de ionização e, trabalhando em modo “feed-back” (realimentação), amplifica estes sinais e os ajusta de acordo com as necessidades. O eletrômetro apresenta uma saída analógica na qual o valor da atividade é apresentado em um mostrador digital, possuindo ainda recurso para que o sinal possa ser transmitido para um computador.

Como acessório é utilizado um suporte de plástico, mostrado na FIG. 3.3 para ajustar convenientemente dentro da câmara, os frascos de vidro ou plástico que contêm radionuclídeos na forma líquida e evitar contaminação radioativa da mesma. Para garantir a reprodutibilidade de posicionamento durante as medidas com fontes radioativas seladas é utilizado, adicionalmente, o suporte feito em plástico, mostrado na FIG. 3.4.



FIGURA 3.1 - Câmara de ionização tipo poço e o eletrômetro Capintec modelo CRC-7BT

Fonte: CAPINTEC, 1993

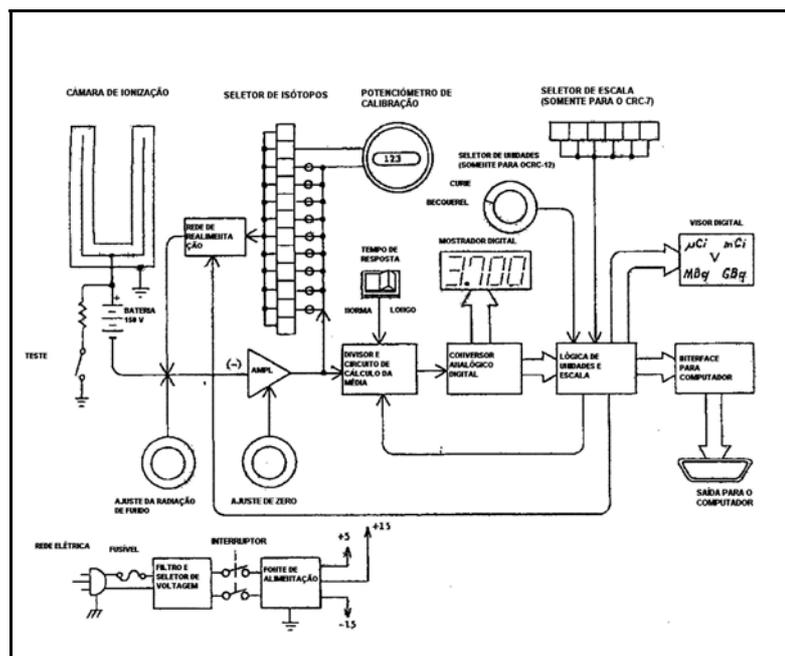


FIGURA 3.2 - Diagrama de bloco simplificado de um eletrômetro modelo CRC-7, CRC-12 e CRC-120

Fonte: CAPINTEC, 1993.

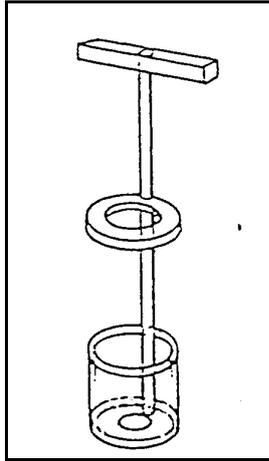


FIGURA 3.3 - Suporte plástico para posicionamento, dentro da câmara, do frasco contendo radionuclídeo na forma líquida

Fonte: CAPINTEC, 1993.



FIGURA 3.4 - Suporte plástico para posicionamento de fontes seladas dentro da câmara de ionização Capintec modelo CRC-7BT

A câmara de ionização, que é preenchida com argônio, selada e submetida à pressão de 1 atmosfera, não necessita, portanto, de correções das medidas devidas às variações de temperatura e pressão. Seu poço possui as dimensões de 6,0 cm de diâmetro e 25 cm de

profundidade e uma blindagem em chumbo de 3,2 mm de espessura, pesando 10 kg, que reduz a radiação de fundo e a exposição dos operadores à radiação.

A câmara apresenta saturação de 2 % para 74 GBq (2,0 Ci) e uma dependência energética de $\pm 2\%$ para energias de radiações entre 100 keV a 3,0 MeV, tomando-se como referência a energia média do ^{60}Co que é 1.250 MeV (CAPINTEC, 1993).

A medida da atividade de uma fonte radioativa é apresentada em um mostrador digital na unidade Ci, em seis faixas selecionadas por seletores dispostos no painel, cujos fundos de escala são 0,2 mCi, 2,0 mCi, 20 mCi, 200 mCi, 2,0 mCi e 80 Ci.

Oito botões seletores representados por $^{6711}\text{I}_{125}$, $^{6702}\text{I}_{125}$, $^{\text{LDR}}\text{Ir}_{192}$, $^{\text{HDR}}\text{Ir}_{192}$, $^{\text{LDR}}\text{Cs}_{137}$, $^{99\text{m}}\text{Tc}$, I_{131} , I_{123} são utilizados para medir as atividades dos radionuclídeos comumente utilizados na medicina nuclear, podendo cada um destes botões ser renomeado para outro radionuclídeo ou fonte selada após re-calibração. No painel existem os botões "BKG", "OTHER", "TEST" e "ZERO" e os potenciômetros de ajuste da radiação de fundo e ajuste do zero para fazer os testes do instrumento, de acordo com os procedimentos estabelecidos no manual (CAPINTEC, 1993).

O potenciômetro de calibração de 3 dígitos, graduado de 000 a 999, atua juntamente com o botão "OTHER", propiciando a medida da atividade de um radionuclídeo que não está incluído entre os oito botões seletores. Para a execução da medida nestas condições é necessário que a câmara esteja calibrada com uma fonte padrão calibrada em um laboratório de calibração.

Para a operação, a câmara de ionização e o eletrômetro devem ser colocados em local cujo nível de radiação de fundo seja o mais baixo possível e não sejam atingidos por radiação solar, nem estejam nas proximidades de calor ou ar condicionado, para evitar interferências nas medidas.

Para confiança máxima da medida, a câmara e o eletrômetro têm que ser colocados em local onde a temperatura seja razoavelmente constante entre 10 °C a 30 °C e a umidade relativa máxima não exceda 60%.

Para a realização de qualquer medida tem que estar assegurado que a câmara esteve ligada pelo menos 30 minutos antes das qualquer operação, tempo requerido para a estabilização da mesma e do circuito eletrônico.

Atendida a condição acima, é feita a verificação das condições de funcionamento da câmara e do eletrômetro através dos seguintes testes:

- teste de bateria - consiste em selecionar a condição "TEST", devendo o mostrador digital apresentar leitura entre 140 e 155 volts;
- teste de ajuste da radiação de fundo - consiste em selecionar a condição "BKG" e ajustar a leitura do painel digital para $(0,0000 \pm 0,0005)$ mCi através do potenciômetro da radiação de fundo,
- teste de ajuste do zero - consiste em selecionar a condição "ZERO e ajustar a leitura do painel digital para $(0,0000 \pm 0,0002)$ mCi através do potenciômetro de ajuste do ZERO.

3.2 Testes de confiabilidade metrológica

Para verificar a confiabilidade metrológica da câmara de ionização CRC-7BT foram realizados os testes desempenho quanto à repetitividade, reprodutibilidade, posicionamento da fonte, linearidade e exatidão, de acordo com os procedimentos e padrões de desempenho estabelecidos por normas internacionais (ANSI, 1978, 1986; NCRP, 1978).

Adicionalmente, foi feita a comparação da câmara CRC-7BT com uma câmara de ionização calibrada no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes - LNMRI do Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, utilizando-se uma fonte de ^{60}Co .

A etapa final foi a realização do cálculo da incerteza de medição de 5 fontes radioativas de ^{137}Cs , com base no Guia para Expressão da Incerteza de Medição (INMETRO, 1998) e no Calibration of radiation protection monitoring instruments (AIEA, 2000).

3.2.1 Teste de repetitividade

Os testes de repetitividade da câmara de ionização Capintec CRC-7BT foram realizados após os testes de funcionamento da câmara e do eletrômetro descritos no item 3.1, utilizando-se as fontes radioativas de $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{137}Cs e ^{60}Co relacionadas na TAB. 3.1, com atividades que variavam de 5,6 MBq a 3.133 MBq.

Na medida com cada fonte radioativa foi ajustado o potenciômetro de calibração e selecionada a escala de medida da atividade que era mais sensível; por se tratar do teste de repetitividade, as medidas não precisaram ser feitas com fontes certificadas. Cada fonte foi colocada no centro geométrico do poço câmara e 10 medidas consecutivas foram registradas em intervalos de 30 segundos, permitindo determinar a dispersão das medidas dada pelo desvio padrão s , através a equação 2.2 do item 2.5.1.

TABELA 3.1
Fontes radioativas utilizadas no teste de repetitividade da câmara CRC-7BT

Fonte radioativa	Atividade (MBq)
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	5,6
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	26
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	1.067
^{137}Cs	610
^{60}Co	3.133

3.2.2 Teste de reprodutibilidade

O teste de reprodutibilidade da câmara de ionização CRC-7BT foi realizado com uma fonte radioativa de ^{137}Cs , de 610 MBq (16,48 mCi). Esta fonte possui encapsulamento feito em aço inoxidável 304L, sendo o comprimento da parte ativa de 1,5 cm e o diâmetro de aproximadamente 2,0 mm (NUCLEAR ASSOCIATES, 1983a).

Medidas similares foram realizadas no período de 05/11/2004 a 20/05/2005, de acordo com o seguinte procedimento estabelecido pelas normas (ANSI, 1978, 1986; NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1993):

1- a fonte foi colocada no centro geométrico da câmara e, na condição "ÖTHER" e com o potenciômetro de calibração ajustado no número 243, que corresponde ao valor de 610,5 MBq (16,5 mCi), foram realizadas 10 medidas consecutivas, em intervalos de 30 segundos;

2- com a fonte colocada no centro geométrico da câmara e mantendo o potenciômetro de calibração ajustado no número 243, foram selecionados, um por um, os botões seletores de isótopos de $^{6711}\text{I}_{125}$, $^{6702}\text{I}_{125}$, $^{\text{LDR}}\text{Ir}_{192}$, $^{\text{HDR}}\text{Ir}_{192}$, $^{\text{LDR}}\text{Cs}_{137}$, $^{99\text{m}}\text{Tc}$, I_{131} , I_{123} e, em cada condição, realizadas 10 medidas consecutivas em intervalos de 30 segundos;

3- com a fonte na mesma posição, na condição "OTHER" e o potenciômetro de calibração ajustado em 990, foram feitas 10 medidas consecutivas em intervalos de 30 segundos;

4- com a fonte na mesma posição, na condição "OTHER" e o potenciômetro ajustado em 112, foram feitas 10 medidas consecutivas em intervalos em 30 segundos.

Este procedimento proporcionou a verificação do intervalo de atuação do potenciômetro de calibração e dos botões seletores para os radionuclídeos habitualmente utilizados. As medidas realizadas foram comparadas para determinação dos desvios em relação às medidas realizadas em 05/11/2004.

3.2.3 Teste de reprodutibilidade do posicionamento da fonte radioativa dentro da câmara

A verificação da variação máxima das medidas da atividade de uma fonte radioativa, quando seu posicionamento dentro da câmara é modificado, foi feita através das medidas com uma fonte de ^{226}Ra de 185 MBq e outra de ^{60}Co de 3.133 MBq.

Cada fonte foi medida em 10 posições diferentes, dentro do espaço circular de 30 mm de diâmetro situado no suporte de fontes mostrado na FIG. 3.3.

Adicionalmente, foi verificada a variação máxima entre as medidas da atividade de uma fonte de ^{137}Cs , de 610 MBq (16,48 mCi) quando o seu posicionamento dentro da câmara é mantido inalterado, pelo uso do suporte plástico mostrado na FIG. 3.4.

3.2.4 Teste de linearidade

O teste de linearidade da câmara de ionização Capintec CRC-7BT foi realizado pelo método do decaimento radioativo de uma amostra de 1,0 ml de $^{99\text{m}}\text{Tc}$, de atividade inicial igual 636 MBq (17,19 mCi), contida em um frasco, que foi colocado no suporte plástico mostrado na FIG. 3.3.

O tecnécio-99 metaestável é um elemento radioativo fundamental para a medicina nuclear e é obtido do decaimento radioativo do molibidênio-99 que é um produto de fissão produzido no reator nuclear. A FIG. 3.5 apresenta a foto de um gerador de tecnécio e os frascos contendo solução de NaCl e os frascos para recolhimento do ^{99m}Tc .

A coluna do gerador de tecnécio-99m representada esquematicamente na FIG.3.6 é composta de uma coluna de vidro que contém o ^{99}Mo adsorvido em alumina, o frasco B que contém uma solução salina de cloreto de sódio a 0,9 % e um frasco A, em vácuo, que recolhe o ^{99m}Tc .



FIGURA 3.5 - Foto de um gerador de ^{99m}Tc

Fonte: IPEN, 2005

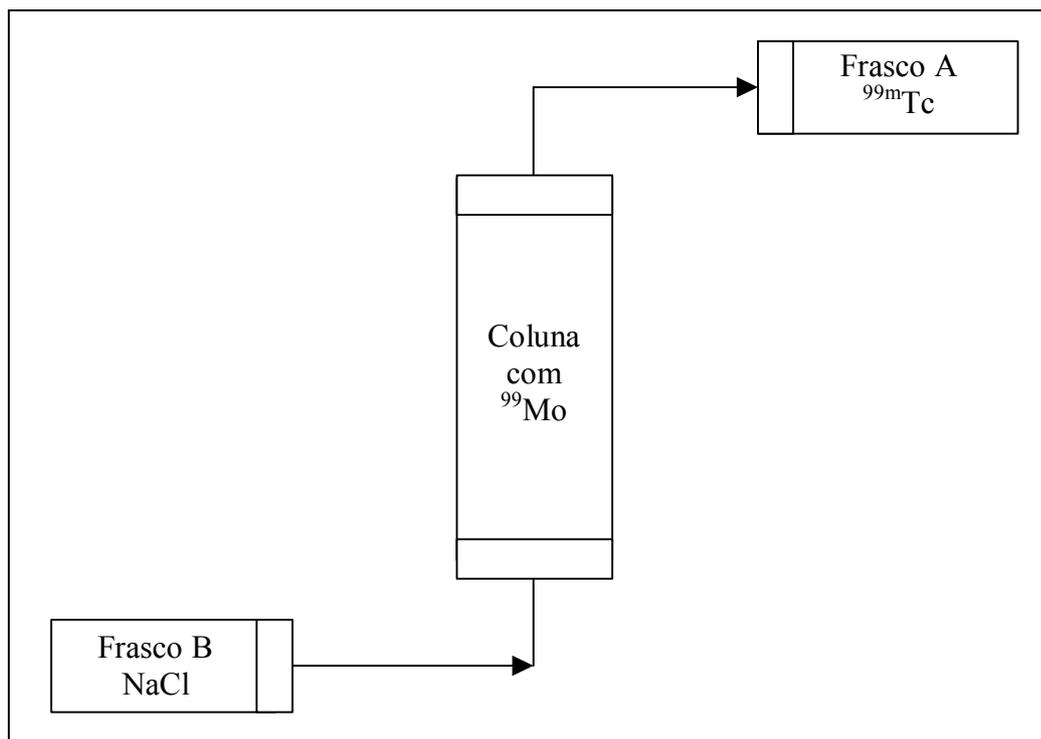


FIGURA 3.6 - Foto de um gerador de ^{99m}Tc

Pressionado o seletor de radionuclídeo ^{99m}Tc fez-se 10 leituras consecutivas em intervalos de 30 segundos no tempo inicial t_0 e após 6, 24, 30 e 48 horas, bem como as respectivas leituras da radiação de fundo. Os desvios entre atividades medidas pela câmara e as atividades nominais foram calculados através da equação 3.1.

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda t} \quad (3.1)$$

onde:

A_0 é a atividade inicial da fonte;

A é a atividade da fonte após um certo tempo t ;

λ é a constante de decaimento radioativo do radionuclídeo;

t é o tempo decorrido.

Adicionalmente, foram realizadas medidas de 5 fontes radioativas de ^{137}Cs certificadas (NUCLEAR ASSOCIATES, 1983a, 1983b, 1983c, 1983d, 1983e) para verificar a linearidade da câmara na faixa entre 329 MBq (8,9 mCi) e 1.400 MBq (37,9 mCi). A fonte radioativa de 329 MBq (8,9 mCi), escolhida como padrão, foi colocada dentro da câmara na posição em que seriam medidas as demais fontes, sendo esta posição garantida pelo suporte de plástico mostrado na FIG. 3.4. Ajustada a condição de leitura “OTHER”- cal. 243, que correspondia à leitura igual a 8,9 mCi fez-se 10 leituras consecutivas em intervalos de 30 segundos; as demais fontes foram lidas nestas mesmas condições. Estas leituras fornecem as razões entre as atividades mencionadas nos certificados e as atividades medidas de cada fonte.

3.2.5 Teste de exatidão

A avaliação da exatidão da câmara Capintec CRC-7BT foi feita, tomando-se como base os resultados das medidas obtidas durante a realização do teste de linearidade quando foram utilizadas as 5 fontes de ^{137}Cs , conforme item 3.2.4. Os desvios entre as atividades médias e as atividades certificadas foram comparados com as normas.

3.3 Comparação de dois sistemas dosimétricos na medida de atividade

Medidas da atividade de uma fonte radioativa de ^{60}Co foram realizadas com a câmara de ionização PTW LS01 e com a câmara de ionização Capintec CRC-7BT, sendo comparados os valores destas medidas.

3.3.1 Medida com a câmara de ionização PTW LS01

A câmara de ionização PTW LS01, calibrada no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes - LNMRI do Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, é projetada para medida de radiação gama e X (FIG. 3.7).



FIGURA 3.7 - Câmara de ionização PTW modelo LS01 e o eletrômetro

O valor da atividade da fonte de ^{60}Co avaliada pela câmara foi feito a partir do cálculo da taxa de equivalente de dose para fótons através da equação 3.2.

$$\dot{H}_x = \frac{1}{0,876} \cdot N_x \cdot k_q \cdot k_{cam} \cdot \frac{\sum_1^n \frac{M}{t} \cdot \phi \gamma h_{(t,p)}}{n} \quad (3.2)$$

onde:

\dot{H}_x é a taxa de equivalente de dose para fótons em Sv/h;

N_x é o fator de correção da câmara na energia do ^{137}Cs igual a $(2,57 \times 10^4 \pm 1,4 \%) \text{ Gy/C}$;

k_q é o fator de correção para a qualidade da radiação do ^{60}Co igual a $(0,972 \pm 1,4 \%)$;

$k_{cam} = \frac{1}{\frac{1}{2a} \cdot \ln\left(\frac{1+a}{1-a}\right)}$, onde $a = \frac{r}{d}$, r é o raio da câmara (0,0685 cm) e d é a distância fonte-

câmara (100 cm);

M é a leitura em Coulomb;

t é o tempo da leitura em segundos;

$\phi y h_{(t,p)}$ é o fator de correção para temperatura e pressão, dado por,

$$\phi y h_{(t,p)} = \frac{101,325}{P} \cdot \left(\frac{T + 273,15}{293,15} \right), \text{ onde } P \text{ a pressão em kPa e } T \text{ a temperatura ambiente em } ^\circ\text{C};$$

n é o número de medidas efetuadas.

A incerteza padrão combinada relativa à grandeza $\dot{H}x$ é dada pela expressão:

$$u_c = \sqrt{\left(\frac{s_{Nx}}{\sqrt{3}} \right)^2 + \left(\frac{s_{Kq}}{\sqrt{3}} \right)^2 + (u_{M,t})^2}, \text{ onde } s_{Nx} = 1,4\%, s_{Kq} = 1,4\% \text{ são incertezas padrão tipo B}$$

fornecidas pelo certificado de calibração da câmara de ionização PTW LS01 e são divididas por $\sqrt{3}$ por se tratar de distribuição probabilidade retangular (ELLISSON et al,2002; INMETRO, 1998). A incerteza padrão tipo A, $u_{M,t} = 0,07\%$, calculada pela expressão

$$u_{M,t} = \frac{s_{M,t}}{\sqrt{n}}, \text{ onde } s_{M,t} = 0,12\% \text{ é o desvio padrão de } 3 \text{ (} n = 3 \text{) medidas da fonte radioativa,}$$

considerando-se as correções da temperatura e pressão. A incerteza devida à distância entre a câmara e a fonte foi considerada desprezível.

A atividade da fonte radioativa foi calculada pela equação 3.3, pois suas dimensões de 27 mm por 6 mm de diâmetro a caracteriza como uma fonte pontual, levando em consideração a distância de 100 cm entre ela e a câmara (GILMORE et al, 1995) :

$$A = \frac{\dot{H}x \cdot d^2}{\Gamma} \quad (3.3)$$

onde:

A é a atividade da fonte em Bq (Ci);

$\dot{H}x$ é a taxa de equivalente de dose para fótons em Sv/h que multiplicado por 100 fornece o valor desta taxa em R/h;

d é a distância do centro da fonte ao centro da câmara (100 cm);

Γ é a constante específica da radiação gama do ^{60}Co igual a $1,32 \left(\frac{R \cdot m^2}{h \cdot Ci} \right)$

A fonte de ^{60}Co foi posicionada a um metro de distância da câmara fazendo-se 3 séries de medidas de 3 minutos, que foram corrigidas para condições de temperatura e pressão de referência.

3.3.2 Medida com a câmara Capintec CRC-7BT

A fonte radioativa de ^{60}Co foi medida com a câmara de ionização Capintec CRC-7BT e a incerteza padrão combinada foi calculada através da expressão;

$u_c = \sqrt{(s_R)^2 + (s_{RD})^2}$, onde $s_R = 0,04\%$ é a incerteza padrão tipo A relativa ao desvio padrão verificado na medida da fonte radioativa e $s_{RD} = 1,15\%$ é a incerteza padrão tipo B relativa à resposta do detetor fornecida pelo certificado de calibração.

3.4 Incerteza de medição das atividades de fontes de ^{137}Cs

A determinação da incerteza padrão combinada, nas medidas das fontes radioativas de ^{137}Cs relacionadas na TAB. 4.7, item 4.5 do capítulo 4, foi calculada pela combinação das incertezas tipo A e tipo B através da equação 3.4.

$$u_c = \sqrt{u_A^2 + u_B^2} \quad (3.4)$$

onde;

u_c é a incerteza padrão combinada;

u_A é a incerteza padrão tipo A;

u_B é a incerteza padrão tipo B.

As incertezas tipo A foram calculadas a partir da equação 3.5.

$$\mu_A = \frac{s}{\sqrt{n}} \quad (3.5)$$

onde:

μ_A é a incerteza tipo A;

s é o desvio padrão;

n é o número de medidas, igual a 10.

As incertezas tipo B (u_B) foram divididas por $\sqrt{3}$, pois as distribuições de probabilidades são retangulares (ELLISSON et al, 2002).

A incerteza padrão tipo B, devida à calibração da fonte (u_{BCf}) foi calculada a partir da incerteza igual a $\pm 1,96\%$, com nível de confiança de 95% (NUCLEAR ASSOCIATES, 1983a, 1983b, 1983c, 1983d, 1983e).

A incerteza padrão tipo B, devido ao decaimento da fonte (u_{Bdf}) foi calculada pela expressão $S_T = \ln 2 \cdot \frac{\Delta t}{T} \cdot \frac{u_T}{T}$ (BELL, 1999), onde Δt é o intervalo de tempo entre a data de calibração da fonte radioativa e a data da medida (7.908,33 dias), T é a meia-vida e u_T é a incerteza na meia-vida ($T = 1.925,5 \pm 0,5$ dias) (IAEA, 1991a).

A incerteza padrão tipo A, devida à repetitividade das medidas (u_{Arm}) foi calculada a partir da maior incerteza obtida quando da realização das medidas das fontes de ^{137}Cs , sendo este valor igual a 0,26%.

A incerteza padrão Tipo B, devida à dependência energética do detetor (u_{Brd}), calculada a partir da incerteza de $\pm 2\%$, tomando-se como referência a energia do ^{60}Co (CAPINTEC, 1993).

A incerteza padrão tipo B, devida à leitura do último dígito do mostrador (u_{Bmd}), calculada a partir da incerteza de ± 1 contagem no último dígito (CAPINTEC, 1993).

As incertezas tipo A, devidas à linearidade e reprodutibilidade não foram consideradas porque se referem aos testes para verificação do desempenho da câmara ao longo do tempo e seus valores foram considerados desprezíveis.

A incerteza tipo A, devida ao posicionamento da fonte dentro da câmara também não foi considerada porque as medidas foram realizadas com a fonte na mesma posição.

A incerteza expandida U_{95} , que possibilita a declaração da incerteza do resultado da medida associado ao nível de confiança igual a 95 % foi calculada através da equação 3.6.

$$U_{95} = k_{95} \cdot u_c \quad (3.6)$$

onde:

k_{95} é o fator de abrangência;

u_c é a incerteza padrão combinada.

O fator de abrangência (k_{95}) foi determinado a partir da distribuição t de Student com ν_{eff} graus efetivos de liberdade, para um nível de confiança de 95 %, sendo ν_{eff} calculado pela equação 3.7.

$$\nu_{eff} = \frac{u_c^4}{\sum_{i=1}^n \frac{u_{(A,B)}^4}{\nu_i}} \quad (3.7)$$

onde:

$v_i = n - 1$, para as incertezas do tipo A onde n foi igual 10;

$v_i = \infty$ para incertezas do tipo B que não são declaradas nos certificados de calibração da fonte radioativa e nem no manual do fabricante do câmara.

Os valores dos fatores de abrangência (k_{95}) em função dos graus efetivos de liberdade calculados foram obtidos na TAB. 3.2.

TABELA 3.2
Valores de k_{95} para diferentes graus efetivos de liberdade v_{eff}

v_{eff}	1	2	3	4	5	6	7	8	10	20	50	100	∞
k_{95}	12,71	4,30	3,18	2,78	2,57	2,45	2,36	2,31	2,23	2,09	2,01	1,984	1,960

Fonte: REDE MINEIRA DE LABORATÓRIOS DE METROLOGIA E ENSAIOS, 2000

4 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Este capítulo apresenta os resultados dos testes realizados com a câmara de ionização tipo poço Capintec, modelo CRC-7BT, utilizando os materiais e metodologia descritos no capítulo 3.

4.1 Teste de repetitividade

Das dezenas de medidas das atividades das fontes realizadas, foram escolhidas para a análise, em cada escala, aquelas que apresentaram maiores desvios padrão. A TAB. 4.1 apresenta as leituras, as médias e os desvios padrão das 10 medidas para as fontes radioativas de $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{137}Cs e ^{60}Co realizadas nas escalas de 0,2 mCi, 2,0 mCi, 20 mCi e 200 mCi.

Apesar das normas não apresentarem requisitos para o teste de repetitividade, ele é um parâmetro que deve ser levado em consideração para a avaliação das incertezas, tratando-o como uma componente de incerteza do tipo A.

Os valores máximos encontrados para os desvios padrão foram 0,30 %, 0,07 %, 0,04 % e 0,04 % para as escalas de 0,2 mCi, 2,0 mCi, 20 mCi e 200 mCi, respectivamente.

Os resultados mostram que quanto maior a atividade medida, menor é a dispersão. A maior dispersão foi obtida para a escala mais sensível de 0,2 mCi e, dentro da escala mais sensível, quanto menor a atividade maior é o desvio padrão.

TABELA 4.1
 Teste de repetitividade da câmara Capintec CRC-7BT

Escala	Atividade da fonte	Leituras (mCi)		Leitura média (mCi)	Desvio padrão (%)
0,2 mCi	(5,6 MBq) $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	0,1249	0,1250	0,1253	0,30
		0,1251	0,1258		
		0,1253	0,1260		
		0,1254	0,1250		
		0,1250	0,1253		
0,2 mCi	(26 MBq) $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	0,1972	0,1972	0,1974	0,12
		0,1976	0,1975		
		0,1973	0,1976		
		0,1977	0,1971		
		0,1971	0,1977		
2 mCi	(1.067 MBq) $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	1,411	1,411	1,411	0,07
		1,412	1,411		
		1,410	1,410		
		1,411	1,412		
		1,411	1,411		
20 mCi	(614 MBq) ^{137}Cs	16,64	16,64	16,63	0,04
		16,63	16,64		
		16,65	16,63		
		16,64	16,63		
		16,63	16,63		
200 mCi	(3.130 MBq) ^{60}Co	84,6	84,6	84,6	0,04
		84,7	84,6		
		84,6	84,6		
		84,6	84,6		
		84,6	84,6		

4.2 Teste de reprodutibilidade

A TAB. 4.2 apresenta as médias das 10 medidas da atividade da fonte radioativa de ^{137}Cs de 610,5 MBq (16,5mCi), em cada condição especificada em 3.2.2, realizadas nas datas de 05/11/04, 10/11/04, 29/12/04 e 20/05/05 e corrigidas para a primeira data. As medidas foram realizadas na escala de 20 mCi por ser a mais compatível. A incerteza corresponde a um desvio padrão exceto nos casos, que o desvio padrão foi nulo.

Os resultados mostram que, em todas as condições de medida, no período mencionado, o maior desvio em relação à data de 05/11/04 foi de 0,70 %, na data de 29/12/04, na condição “OTHER”-cal. 990; este valor pode ser considerado representativo para as demais condições.

Considerando que o fabricante estabelece como valor aceitável para reprodutibilidade o limite de $\pm 2 \%$ e as normas ANSI (1978, 1986) e NCRP (1978) estabelecem limites de $\pm 5 \%$ e 10% , respectivamente, pode-se dizer que a câmara de ionização apresentou uma reprodutibilidade bem adequada.

TABELA 4.2
 Teste de reprodutibilidade da câmara de ionização Capintec CRC-7BT com uma fonte radioativa de ^{137}Cs de 610,5 MBq (16,5 mCi).

Condição da média	Valor médio da atividade média corrigido para 05/11/04 e desvio padrão (mCi)			
	05/11/04	10/11/04	29/12/04	20/05/05
OTHER- cal. 243	16,58 ± 0,01	16,60 ± 0,01	16,63 ± 0,01	16,65 ± 0,01
$^{6711}\text{Ir}_{125}$	10,54 ± 0,01	10,55 ± 0,01	10,52 ± 0,01	10,50 ± 0,01
$^{6702}\text{I}_{125}$	8,52 ± 0,01	8,50 ± 0,01	8,55 ± 0,01	8,53 ± 0,01
$^{\text{LRD}}\text{Ir}_{192}$	9,51 ± 0,01	9,48 ± 0,01	9,48 ± 0,01	9,50 ± 0,01
$^{\text{HDR}}\text{Ir}_{192}$	10,02 ± 0,01	10,03 ± 0,01	9,98 ± 0,01	9,98 ± 0,01
$^{\text{LDR}}\text{Cs}_{137}$	15,44 ± 0,01	15,42 ± 0,01	15,41 ± 0,01	15,47 ± 0,01
$\text{Tc}_{99\text{m}}$	38,0 ± 0,1	37,9 ± 0,1	37,8 ± 0,1	38,1 ± 0,1
I_{131}	19,84 ± 0,01	19,86 ± 0,01	19,81 ± 0,01	19,82 ± 0,01
I_{123}	14,28 ± 0,01	14,26 ± 0,01	14,30 ± 0,01	14,34 ± 0,01
OTHER -cal. 990	4,29 ± 0,01	4,27 ± 0,01	4,32 ± 0,01	4,30 ± 0,01
OTHER -cal. 112	32,5 ± 0,0*	32,3 ± 0,0*	32,6 ± 0,0±	32,7 ± 0,0*

Incerteza correspondente a um desvio padrão exceto nos casos*, que o desvio padrão foi nulo.

4.3 Reprodutibilidade do posicionamento da fonte radioativa dentro da câmara

A TAB. 4.3 apresenta as médias de 10 medidas realizadas para cada posicionamento e a variação máxima observada para as fontes radioativas de ^{226}Ra e ^{60}Co , dentro do suporte de fontes da câmara de ionização, conforme descrito no item 3.2.3.

Os valores mínimo e máximo foram, respectivamente, 183 MBq (4,97 mCi) e 188 MBq (5,09 mCi), que corresponde à variação de 2,4 %, para a fonte radioativa de 185 MBq (5,00 mCi) de ^{226}Ra . Para a fonte de 3.133 MBq (84,7 mCi) de ^{60}Co os valores mínimo e máximo foram, respectivamente, 3.089,5 (83,5 mCi) e 3.178,3 (85,8 mCi), que corresponde à variação de 2,8 %.

TABELA 4.3
Medidas com posicionamentos diferentes das fontes de ^{226}Ra e ^{60}Co , dentro da câmara de ionização.

Atividade da fonte e tipo de fonte	Leitura média (mCi)		Varição máxima entre as leituras (%)
185 MBq (5,00 mCi) ^{226}Ra	4,99 ± 0,48	4,99 ± 0,48	2,4
	4,97 ± 0,12	5,08 ± 0,42	
	5,03 ± 0,42	5,09 ± 0,43	
	5,05 ± 0,52	4,97 ± 0,48	
	5,01 ± 0,48	5,02 ± 0,25	
3.133 MBq(84,7 mCi) ^{60}Co	85,4 ± 0,0*	84,1 ± 0,0*	2,8
	84,6 ± 0,0*	85,5 ± 0,0*	
	84,1 ± 0,0*	85,4 ± 0,0*	
	84,8 ± 0,0*	83,5 ± 0,0*	
	85,8 ± 0,0*	83,5 ± 0,0*	

Incerteza correspondente a um desvio padrão exceto nos casos*, onde o desvio padrão foi nulo.

A TAB. 4.4 apresenta as médias de 10 leituras realizadas com a fonte radioativa de 610 MBq (16,50 mCi) de ^{137}Cs , conforme descrito no item 3.2.3.

Os valores mínimo e máximo foram, respectivamente, 606,80 MBq (16,40 mCi) e 611 MBq (16,52 mCi) que corresponde à variação de 0,73 %; este desvio é praticamente o mesmo encontrado para o teste de reprodutibilidade apresentado no item 4.2.

Então, para cada tipo de geometria de fonte a ser medida, é necessário que seja providenciado um suporte de plástico compatível com esta geometria para garantir posicionamentos idênticos das fontes radioativas seladas dentro da câmara, evitando incertezas indesejáveis.

TABELA 4.4
Medidas com a fonte de ^{137}Cs realizadas na mesma posição dentro da câmara de ionização

Atividade da fonte e tipo da fonte	Leitura média (mCi)		Varição máxima entre as leituras (%)
610 MBq (16,5 mCi) ^{137}Cs	16,49 ± 0,00	16,47 ± 0,00	0,73
	16,40 ± 0,00	16,46 ± 0,00	
	16,49 ± 0,00	16,49 ± 0,00	
	16,52 ± 0,00	16,47 ± 0,00	
	16,46 ± 0,00	16,45 ± 0,00	

4.4 Teste de linearidade

A TAB. 4.5 apresenta os desvios entre as atividades médias de uma amostra de $^{99\text{m}}\text{Tc}$, medidas com a câmara CRC- 7BT no intervalo de 0 a 48 horas e as atividades nominais. A câmara apresentou comportamento linear no intervalo de atividades entre 18,5 MBq (0,500 mCi) e 636 MBq (17,19 mCi), pois o desvio máximo em relação à atividade

inicial foi de 6,9 % que está de acordo com o limite de ± 10 % estabelecido em NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1993) e NCRP (1978).

De acordo com a norma NCRP (1978) e o manual CAPINTEC (1993), inicialmente a atividade do ^{99}Mo na amostra é insignificante, comparada com a atividade do $^{99\text{m}}\text{Tc}$, mas para baixas atividades a contaminação pelo ^{99}Mo pode tornar um fator adverso às medidas, afetando os resultados, o que pode ter ocorrido após 48 horas do início do teste quando foi verificado o desvio de - 46 % em relação à atividade nominal.

TABELA 4.5
Linearidade da câmara CRC-7BT verificada uma fonte de $^{99\text{m}}\text{Tc}$

Tempo decorrido (h)	Atividade nominal (mCi)	Atividade medida (mCi)	Desvio (%)
0	17,19	$17,19 \pm 0,0^*$	-
6	8,59	$8,55 \pm 0,0^*$	- 0,5
24	1,075	$1,038 \pm 0,002$	- 3,6
30	0,537	$0,502 \pm 0,003$	- 6,9
48	0,067	$0,046 \pm 0,041$	- 46,0

Incerteza correspondente a um desvio padrão exceto nos casos*, onde o desvio padrão foi nulo.

A TAB. 4.6 mostra que para a faixa de atividade entre 329 MBq (8,9 mCi) e 1.402 MBq (37,9 mCi) a câmara demonstrou linearidade dentro de $\pm 1,3$ %, que está de acordo com o limite de ± 10 % estabelecido em NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1993) e NCRP (1978).

TABELA 4.6
Linearidade da câmara CRC-7BT verificada com fontes de ^{137}Cs certificadas

Atividade certificada (MBq)	Atividade medida (MBq)	Razão
$329,3 \pm 6,7$	$329,3 \pm 6,7$	-
$610,5 \pm 12,2$	$603,1 \pm 15,2$	0,988
$865,8 \pm 17,4$	$869,5 \pm 21,5$	1,004
$1.228,4 \pm 24,4$	$1.243,2 \pm 31,1$	1,012
$1.383,8 \pm 27,8$	$1.402,3 \pm 35,2$	1,013

Incerteza expandida - fator de abrangência $k=1,96$.

Como conclusão, pode-se afirmar que para o intervalo de atividades entre 18,5 MBq (0,500 mCi) e 1400 MBq (38 mCi), a câmara de ionização apresentou linearidade adequada, sendo o desvio máximo igual a -6,9 %. Para medida de fontes com atividades superiores 1.400 MBq deve-se fazer testes para verificar se a conformidade é mantida. Caso seja verificada não linearidade ocasionada, por exemplo, por problema de recombinação de íons, isto não impede que fontes tenham suas atividades determinadas desde, que se aplique os fatores de correções calculados a partir das medidas de fontes radioativas certificadas por um laboratório de calibração.

4.5 Teste de exatidão

A TAB 4.7 apresenta os desvios entre as atividades mencionadas nos certificados das fontes radioativas de ^{137}Cs e atividades médias lidas na câmara CRC-7BT, concluindo que a câmara apresentou exatidão adequada, pois o desvio máximo foi de + 1,3 %, enquanto que o limite é de $\pm 10\%$ (NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1978; ANSI, 1978, 1986;

NCRP, 1978). A incerteza expandida nas medidas destas fontes é de 2,5 % (fator de abrangência $k=1,96$) conforme resultado apresentado na TAB. 4.8 do item 4.7.

TABELA 4.7
Exatidão da câmara CRC-7BT verificada com fontes de ^{137}Cs certificadas

Atividade certificada (MBq)	Atividade média (MBq)	Desvio (%)
$329,3 \pm 6,7$	$329,3 \pm 6,7$	-
$610,5 \pm 12,2$	$603,1 \pm 15,2$	- 1,2
$865,8 \pm 17,4$	$869,5 \pm 21,5$	+ 0,4
$1.228,4 \pm 24,4$	$1.243,2 \pm 31,1$	+ 1,2
$1.383,8 \pm 27,8$	$1.402,3 \pm 35,2$	+ 1,3

Incerteza expandida- fator de abrangência $k=1,96$

4.6 Comparação entre os dois sistemas dosimétricos na medida de atividade

Para três medidas realizadas com a câmara PTW LS 01, com o tempo médio de 186,54 segundos, sob uma temperatura média igual a $21,5^{\circ}\text{C}$ e pressão de 62,6 kPa, a leitura média da carga integrada foi $1,80 \times 10^9$ Coulombs, que corresponde ao valor da taxa equivalente de dose $\dot{H}_x = (108,9 \pm 1,1)$ mR/h, sendo a atividade média da fonte radioativa igual a $(82,5 \pm 0,8)$ mCi. O valor da atividade média da fonte, medido com a câmara CRC-7BT foi $(84,7 \pm 1,2)$ mCi, mostra que o desvio entre as medidas das duas câmaras foi de 2,6 %, o que caracteriza coerência metrológica aceitável entre os dois sistemas dosimétricos, confirmando a exatidão da câmara de ionização CRC - 7BT.

4.7 Incerteza das medições das atividades de fontes de ^{137}Cs

A TAB. 4.8 apresenta as componentes de incertezas e as respectivas incertezas padrão calculadas em função das incertezas declaradas nos certificados ou medidas e dos divisores relativos às probabilidades de distribuições. As maiores contribuições foram as incertezas padrão relativas ao decaimento da fonte radioativa com 0,60 % e à resposta do detector com 1,15 %.

A TAB. 4.8 ainda apresenta o valor da incerteza padrão combinada (u_c) e o valor da incerteza expandida (U_{95}).

TABELA 4.8
Incerteza na medição das atividades de fontes de ^{137}Cs , com a câmara CRC-7BT

Símbolo	Componente de incerteza	Valor (± %)	Tipo	Distribuição de probabilidade	Divisor	Incerteza padrão (± %)	Graus de liberdade
u_{Bcf}	Calibração da fonte	1,0	B	Retangular	$\sqrt{3}$	0,60	∞
u_{Bdf}	Correção do decaimento da fonte	0,07	B	Retangular	$\sqrt{3}$	0,04	∞
u_{Arm}	Repetitividade da medida	0,26	A	Normal	1	0,08	9
u_{Brd}	Resposta do detector	1,96	B	Retangular	$\sqrt{3}$	1,13	∞
u_{Bmd}	Incerteza na leitura do último dígito	0,01	B	Retangular	$\sqrt{3}$	0,006	∞

Incerteza padrão combinada $u_c = 1,3 \%$

$\nu_{eff} = 627$

$k_{95} = 1,96$

Incerteza expandida $U_{95} = 2,5\%$

5 CONCLUSÃO

Neste trabalho, a câmara de ionização tipo poço marca Capintec, modelo CRC-7BT, a ser utilizada para medida das atividades das fontes radioativas, teve sua confiabilidade metrológica confirmada por meio dos testes de repetitividade, reprodutibilidade, posicionamento da fonte dentro da câmara, linearidade, exatidão que apresentaram resultados coerentes com as normas internacionais, estando apta para as medidas das fontes radioativas manipuladas no CDTN.

A comparação entre a câmara de ionização CRC-7BT e a câmara de ionização PTW LS01, na medida da atividade de uma fonte apresentou o desvio de 2,6 % o que caracteriza coerência metrológica aceitável entre os dois sistemas dosimétricos.

Testes similares com a câmara de ionização Capintec CRC-7BT deverão ser realizados para a medida de atividade de fontes radioativas seladas de outros radionuclídeos e diferentes geometria das utilizadas neste trabalho.

Os resultados dos testes realizados com a câmara de ionização Capintec CRC-7BT mostram que ela pode ser utilizada para realização de medidas de atividades de radioisótopos empregados na medicina nuclear. De acordo com o resultado do teste de linearidade, para atividade de 318 MBq (8,6 mCi) o desvio entre a atividade nominal e a atividade medida foi de 0,5 % e para aplicações de radioterapia admite-se um desvio de 2,0 – 3,0 %. Como foi verificado um desvio de 3,6 % para atividade de 37 MBq (1,0 mCi) sugere-se a realização de testes adicionais para a verificação da atividade mínima que atenda a faixa de desvio admissível.

6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AMERICAN NATIONAL STANDARD INSTITUTE. ANSI N42.13: Calibration usage of "dose calibration" ionization chambers for the assay of radionuclides-description. New York, 1986.

AMERICAN NATIONAL STANDARD INSTITUTE. ANSI N42.13: Calibration usage of "dose calibration" ionization chambers for the assay of radionuclides. New York, 1978.

BELL, S. **Guia do iniciante à incerteza da medição**. Rio de Janeiro: Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes. Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 1999.

BRASIL. MINISTÉRIO DA SAÚDE, INSTITUTO NACIONAL DE CÂNCER. **TECDOC-1151 Aspectos físicos da garantia da qualidade em radioterapia; protocolo de controle da qualidade**. Rio de Janeiro: INCA, 2000. 158 p.

CAPINTEC. **CRC-7BT Radioisotope calibrator**: Owner's manual. Pittsburgh, 1993. 43 p.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NE-3.01**: Diretrizes básicas de proteção radiológica. Rio de Janeiro, 2005.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NN-6.09**: Critérios de aceitação para deposição de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação. Rio de Janeiro, 2002.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NE-6.02**: Licenciamento de instalações radiativas. Rio de Janeiro, 1998.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NE-5.01**: Transporte de materiais radioativos. Rio de Janeiro, 1988.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NE-6.05**: Gerência de rejeitos radioativos em instalações radiativas. Rio de Janeiro, 1985.

ELLISSON, S. L. R.; ROSSLEIN, M.; WILLIAMS, A. **Guia Eurachem/ CITAC Determinando a incerteza na medição analítica**. 2 ed. Rio de Janeiro: Sociedade Brasileira de Metrologia, 2002.

FLYNN, A. **Isotopes and delivery systems for brachytherapy**. Disponível em <http://www.oup.co.uk/pdf/0-19-852940-6.pdf>. Acesso em 25 de maio de 2005.

GILMORE, G; HEMINGWAY, J. D. **Practical gamma-ray spectrometry**. Chichester: John Wiley, 1995. 314 p.

GONÇALVES, J. A. C. et al. Uso de uma câmara de ionização de poço para medidas de atividades de fontes sólidas de ^{192}Ir . In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 9. **Proceedings...**Santos: Associação Brasileira de Energia Nuclear, 2005. (CD-ROM)

INMETRO. **Guia para a expressão da incerteza de medição**. 2 ed. Rio de Janeiro: INMETRO, 1998. 120 p.

INMETRO. **Vocabulário internacional de termos fundamentais e gerais de metrologia**. Rio de Janeiro: INMETRO, 1995. 75 P.

INSTITUTO BRASILEIRO DE INFORMAÇÃO EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA. **Pesquisadores desenvolvem tecnologia mais segura e econômica para testar os calibradores das doses de radiação administradas na medicina nuclear**. Disponível em <http://www.canalciencia.ibict.br>. Acesso em 12 de abril de 2004.

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES- IPEN. **Tecnólogo permite diagnósticos rápidos e precisos**. Disponível em <http://www.ipen.br/>. Acesso em 14 de dezembro de 2005.

INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON STANDARDS AND CODES OF PRACTICE IN MEDICAL RADIATION DOSIMETRY. **Proceedings...**Vienna: IAEA, 2003. V.2. p 45-47

INTERNACIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Gilan**. Vienna: IAEA, 2002a. 46 p.

INTERNACIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Samut Prakarn**. Vienna: IAEA, 2002b. 52 p.

INTERNACIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Radioactive waste management status and trends**: An overview of international status and trends in radioactive waste management, number 1. Vienna: IAEA, 2001. (CD-ROM)

INTERNACIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Lessons learned from accidental exposures in radiotherapy**. VIENNA, 2000, 93 P.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Handling, conditioning and storage of spent sealed radioactive sources.** VIENNA: IAEA, 2000a. 61 p. (IAEA-TECDOC-1145).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Calibration of radiation protection monitoring instruments.** Vienna: IAEA, 2000b. 153 p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Categorization of radiation sources.** VIENNA: IAEA, 2000c. 24 p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Guía práctica para la identificación de fuentes radioactivas y equipos que las contienen.** Buenos Aires: CNEA, 2000d, 164 p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Regulations for the safe transport of radioactive material.** Vienna: IAEA, 1996. 220 p. (Safety standards series, ST-1)

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **X-ray and gamma-ray standards calibration.** VIENNA: IAEA, 1991a. 157 p. (IAEA-TECDOC-619).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nature and magnitude of the problem of spent radiation sources.** VIENNA: IAEA, 1991b. 81 P. (IAEA-TECDOC-620).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Goiânia.** Vienna: IAEA, 1988. 132 p.

IWAHARA, A. et al. **Metrologia de radionuclídeos.** Rio de Janeiro: Comissão Nacional de Energia Nuclear/ Instituto de radioproteção e dosimetria. 1994. 150 p.

Knoll, G. F. **Radiation detection and measurement.** 3 ed. New York: John Willey, 2000. P 83-101.

LINDBON, G.; HAGG, A.C.; PERSSON, M. **Radioactive waste from non-power applications in Sweden.** In: INTERNATIONAL CONFERENCE HELD IN MALTA, MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE FROM NON-POWER APPLICATION-SHARING THE EXPERIENCE, 5-9 Nov. 2001. Vienna: IAEA, 2001. Pg 19-24. (CD-ROM)

NARAIN, N.; KARHNAK, J. M. The new orphaned radioactive sources in the United States. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON THE SAFETY OF RADIATION SOURCES AND THE SECURITY OF RADIOACTIVE MATERIALS, 1998. **Proceedings...** Vienna: IAEA, 1998.

NCRP. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. **A handbook of radioactivity measurements procedures**; with nuclear data for some biologically important radionuclides. Washington: 1978. (NCRP report, 58)

NUCLEAR ASSOCIATES. **Leak test and Certificate of calibration**. Brachytherapy Tube Source Model Number 67.801. Carle Place: 1983a.

NUCLEAR ASSOCIATES. **Leak test and Certificate of calibration**. Brachytherapy Tube Source Model Number 67.802. Carle Place: 1983b.

NUCLEAR ASSOCIATES. **Leak test and Certificate of calibration**. Brachytherapy Tube Source Model Number 67.803. Carle Place: 1983c.

NUCLEAR ASSOCIATES. **Leak test and Certificate of calibration**. Brachytherapy Tube Source Model Number 67.804. Carle Place: 1983d.

NUCLEAR ASSOCIATES. **Leak test and Certificate of calibration**. Brachytherapy Tube Source Model Number 67.805. Carle Place: 1983e.

NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Information notice 93-10. Dose calibration quality control. Washington, 1993.

PEREIRA, A. S. C. Irradiação de alimentos. **Revista Nacional da carne**, n. 324, 2006. Disponível em: http://www.dipemar.com.br/carne/324/materia_pesquisa_carne.htm. Acesso em 22/04/2005.

REDE MINEIRA DE LABORATÓRIOS DE METROLOGIA E ENSAIOS. **Curso incerteza de medição-módulo 2**. Belo Horizonte: 2000. 70 p.

REIS, L. C. A.; SILVA, FÁBIO. Controle de fontes seladas fora de uso no CDTN. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 9. **Proceedings...** Santos: Associação Brasileira de Energia Nuclear, 2005. (CD-ROM)

REIS, L. C. A. **Célula-quente para desmonte de medidores Nucleares**. 2000. 78 p. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares). Escola de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2000.

SILVA, FÁBIO.; REIS L. C. A. Estado atual do sistema de informações sobre fontes seladas fora de uso no CDTN. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE INTERNATIONAL, 9. **Proceedings...** Rio de Janeiro: Associação Brasileira de Energia Nuclear, 2002a. (CD-ROM)

SILVA, M. A. L. **Determinação das meias-vidas do ^{67}Ga , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{123}I e ^{131}I aplicados à medicina nuclear pelo método da amostra referência**. 2002b. 108 p. Dissertação (Mestrado em Engenharia Nuclear) Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro, 2002b.

SILVA, E.M. P.; SILVA, FÁBIO. Gerência de Rejeitos Radioativos no CDTN/CNEN. In: V REGIONAL CONGRESS ON RADIATION PROTECTION AND SAFETY, 9. **Proceedings...** Recife: Sociedade Brasileira de Proteção Radiológica, 2001. (CD-ROM)

SCHIRMER, H. P., GOMES, C. A., RECIO, J. C. A. Documento do acidente de Goiânia. In: CONFERÊNCIA INTERNACIONAL DO ACIDENTE RADIOLÓGICO DE GOIÂNIA, 9. **Anais...**Goiânia: Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1997. (CD-ROM)

THRALL, J. H.; ZIESSMAN, H. A. **Medicina nuclear**. 2 ed. Rio de Janeiro, Rj: Guanabara Koogan, 2003, 408 p.

U. S. DEPARTAMENT OF HEALTH, EDUCATION, AND WELFARE. BUREAU OF RADIOLOGICAL HEALTH. **Radiological health handbook**. Rockville: 1970. 458 p.

VICENTE, R. **Gestão de fontes radioativas seladas descartadas**. 2002. 124 p. Tese (Doutorado em ciências na área de tecnologia nuclear–Aplicações). São Paulo, 2002.

ANEXO 1

METODOLOGIA PARA CÁLCULO E DECLARAÇÃO DE INCERTEZA DE MEDIÇÃO (U_{95})

O cálculo da incerteza de medição é composto de seis etapas a saber: construção das hipóteses de trabalho, determinação da função de medição, cálculo das incertezas padrão tipo A (u_{An}), cálculo das incertezas padrão tipo B (u_{Bn}), cálculo da incerteza padrão combinada (u_C), e o cálculo da incerteza expandida (U_{95}) (REDE MINEIRA DE LABORATÓRIOS DE METROLOGIA E ENSAIOS, 2000; INMETRO, 1998):

1 Hipóteses de trabalho

Nesta etapa são analisadas as condições em que é efetuada a medição e sua influência no cálculo da incerteza. Como exemplo dessas condições a análise pode citar:

- influência da pressão;
- influência da temperatura;
- influência da geometria da fonte;
- influência do posicionamento da fonte na câmara; etc.

2 Função de medição e resultado de uma medição

A determinação da função de medição se constitui no primeiro passo para o cálculo da incerteza. A função de medição estabelece a relação entre o mensurando y e as grandezas de entrada de que depende o mensurando.

O valor de um mensurando depende em geral de n grandezas de entrada $X_1, X_2, \dots, X_i, \dots, X_n$, relacionadas por uma função f , conforme a relação abaixo:

$$y = f(X_1, X_2, \dots, X_i, \dots, X_n) \quad (1.1)$$

Como os valores verdadeiros das grandezas de entrada X_i não são, em geral, conhecidos, são utilizados valores estimados x_i para as grandezas de entrada em (1.1). O resultado de uma medição, y , estimativa do mensurando Y , é então determinado a partir da substituição na equação (1.1) das estimativas dos valores de entrada x_i . Então:

$$y = f(x_1, x_2, \dots, x_i, \dots, x_n) \quad (1.2)$$

O resultado y pode ser determinado através de uma medição direta ou indireta. A medição direta consiste em determinar através de um instrumento de medição que fornece diretamente uma estimativa do mensurando Y . Nesse caso, pode-se ter uma expressão simples do tipo:

$$y = x \quad (1.3)$$

Um exemplo típico é a medição da atividade de uma fonte radioativa através de uma câmara de ionização tipo poço, onde o eletrômetro já fornece diretamente a leitura da atividade. Neste caso o resultado da medição pode ser determinado através da média aritmética de n observações independentes de y :

$$y = \bar{y} = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n f(x_{1,j}, x_{2,j}, \dots, x_{i,j}, \dots, x_{n,j}) \quad (1.4)$$

A medição indireta consiste em determinar y por meio de n outras grandezas de entrada x_i , que definem o mensurando. Um exemplo disso é a medição da corrente elétrica (i), quando o processo é realizado através de um resistor padrão e de uma tensão elétrica.

Neste caso o resultado da medida pode ser determinado com base na média de observações individuais das n grandezas de entrada:

$$y = f(\bar{x}_1, \bar{x}_2, \dots, \bar{x}_i, \dots, \bar{x}_n) \quad (1.5)$$

1.3 Cálculo da incerteza padrão do tipo A (u_A)

A incerteza padrão tipo A é determinada por métodos estatísticos a partir da análise dos dados obtidos na fase de medição da grandeza. É a capacidade de um processo de medição de, sob condições de repetitividade, fornecer um mesmo resultado para várias observações repetidas de um mesmo mensurando. Essencialmente a incerteza tipo A é a incerteza de repetitividade. Para a determinação das incertezas de repetitividade, os dados de entrada são:

n = número de medidas independentes de um certo valor da grandeza,

q_j = valores individuais da grandeza X_i fornecidos pelo objeto da calibração.

A média aritmética dos valores fornecidos em uma série de medidas sob condições de repetitividade, \bar{q} , é um valor que representa, com maior probabilidade, o valor verdadeiro da grandeza física (mensurando), sendo essa representação tanto melhor à medida que cresce o número das observações, podendo escrever:

$$x_i = \bar{q} = \frac{1}{n} \cdot \sum_{j=1}^n q_j \quad (1.6)$$

Pode ser afirmado que, quando essas medidas são executadas sob condições de repetitividade, o desvio padrão do conjunto de dados obtidos nessa série de medidas (consideradas amostra), o denominado desvio padrão experimental da média, $s = (q)$,

caracteriza a variabilidade dos valores q_j observados ou, mais especificamente, sua dispersão em torno de sua média \bar{q} . Assim, segue que:

$$s(q) = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^n (q_j - \bar{q})^2}{n-1}} \quad (1.7)$$

Portanto, uma boa estimativa da incerteza padrão tipo A, $u_A(x_i)$ para esse conjunto de medidas será dado por:

$$u_A(x_i) = s(\bar{q}) = \frac{s(q)}{\sqrt{n}} \quad (1.8)$$

1.4 Cálculo da incerteza padrão do tipo B (u_B)

As incertezas padrão do tipo B são obtidas a partir de fontes externas, portanto, de dados não obtidos durante o processo de medição. São consideradas como um desvio padrão estimado para a distribuição de probabilidade conhecida, pressuposta, ou simplesmente assumida para representar a grandeza de entrada x_i .

Quando as informações sobre a incerteza, ou relacionadas à incerteza, provêm de fontes externas, estas informações geralmente correspondem a mais de um desvio padrão para suas distribuições de probabilidade. Portanto, devem ser corrigidas por um fator apropriado, para que correspondam a apenas um desvio padrão de suas distribuições, antes de serem usadas na avaliação de incerteza do mensurando em estudo. A TAB. 1 mostra para cada tipo de distribuição o tipo correspondente de divisor que deve ser usado na Planilha para o cálculo de incerteza de medição.

TABELA 1
Distribuição de probabilidade e respectivo divisor

TIPO DE DISTRIBUIÇÃO	DIVISOR
Retangular	$\sqrt{3}$
Triangular	$\sqrt{6}$
Em forma de U	$\sqrt{2}$
Normal/Guassiana (~ 68%)	1
Normal/U95 (~95%)	K=t

Os tipos mais comuns de incerteza do tipo B são:

- incerteza do certificado de calibração do padrão de referência, de trabalho, ou de transferência;
- incerteza do certificado de calibração do instrumento de medição;
- incerteza associada a constantes que foram tiradas de livros;
- especificação da indicação do instrumento de medição que se encontra, em geral, no seu manual de operação fornecido pelo fabricante; etc.

A determinação dessas incertezas deve ser detalhada, caso a caso, de acordo com os equipamentos utilizados no processo de medição ou calibração de um dado mensurando.

1.5 Incerteza padrão combinada u_c

A determinação da incerteza associada ao resultado de medição, y , é obtida da combinação das incertezas das grandezas de entrada, $u(x_i)$ (incertezas do tipo A combinadas com todas as incertezas do tipo B).

1.5.1 Grandezas não correlacionadas

A partir da aproximação por série de Taylor de primeira ordem para a equação (1.2) e supondo que as grandezas de entrada X_i não são correlacionadas, as variâncias $u^2(x_i)$ associadas às grandezas de entrada, podem ser combinadas por meio da equação abaixo para produzir uma variância combinada $u_c^2(y)$.

$$u_c^2(y) = \sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 \cdot u^2(x_i) \quad (1.9)$$

A incerteza padrão combinada $u_c(y)$ será dada pela raiz quadrada positiva da variância $u_c^2(y)$:

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 \cdot u^2(x_i)} \quad (1.10)$$

ou

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_{i=1}^n u_i^2(y)} \quad (1.11)$$

onde:

$$u_i(y) = \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right) \cdot u(x_i) = c_i \cdot u(x_i) \quad (1.12)$$

e $c_i = \frac{\partial f}{\partial x_i}$ é denominado coeficiente de sensibilidade. (1.13)

As derivadas parciais dos coeficientes de sensibilidade deverão ser calculadas a partir dos valores usados para se determinar y , ou seja, se $y = f(\bar{x}_1, \bar{x}_2, \dots, \bar{x}_i, \dots, \bar{x}_n)$, o valor de c_i deverá ser calculado para o conjunto dos valores de entrada $\bar{x}_1, \bar{x}_2, \dots, \bar{x}_i, \dots, \bar{x}_n$.

A incerteza padrão combinada do resultado da medição y , $u_c(y)$, corresponde a um desvio padrão calculado para a dispersão dos valores que podem ser razoavelmente atribuídos ao mensurando Y . Da mesma forma, as incertezas associadas às grandezas de entrada $u(x_i)$ também correspondem a um desvio padrão da distribuição de probabilidades das grandezas de entrada.

Tanto $u_c(y)$ como os $u(x_i)$, correspondem à apenas um desvio padrão para suas distribuições de probabilidade. Portanto, ao se trazer valores para a equação (1.10) de fontes externas como certificados de calibração, especificações de fabricantes dados da literatura, etc., esses valores devem ser corrigidos por fatores apropriados de modo que correspondam tão somente a um desvio padrão de suas distribuições, por exemplo, que tenham a probabilidade de 68 % de se encontrar nessa distribuição, dentro do intervalo que inicia em $-s(\bar{q})$ e termine em $+s(\bar{q})$. Deve ser enfatizado que isto vale tanto para a incerteza do tipo A quanto para a incerteza do tipo B, ou seja, usar sempre $u_{A_n}(x_i)$ e $u_{B_n}(x_i)$.

Denominando $u_A(y)$ a incerteza padrão combinada, derivada da equação (1.10), apenas para a incerteza padrão do tipo A e $u_B(y)$ a incerteza padrão combinada derivada da equação (2.13), apenas para as incertezas padrão do tipo B, a equação (1.10) pode ser escrita como:

$$u_c(y) = \sqrt{u_A^2(y) + u_B^2(y)} \quad (1.14)$$

A equação (1.10) pode ser simplificada no caso em que a função f seja linear de todos os x_i o que ocorre com frequência no caso de medição direta. Para esse caso, e medição direta, as derivadas parciais em (1.10) serão iguais a um, e essa equação pode ser escrita assim:

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_{i=1}^n u^2(x_i)} \quad (1.15)$$

1.5.2 Grandezas correlacionadas

A partir da aproximação por série de Taylor de primeira ordem para a equação 1.2 e supondo que as grandezas de entrada X_i são correlacionadas, as variâncias $u^2(x_i)$ associadas às grandezas de entrada, podem ser combinadas por meio da equação abaixo para produzir uma variância combinada $u_c^2(y)$.

$$u_c^2(y) = \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^n \frac{\partial f}{\partial x_i} \cdot \frac{\partial f}{\partial x_j} \cdot u(x_i, x_j) \quad (1.16)$$

A incerteza padrão combinada $u_c(y)$ será dada pela raiz quadrada positiva da variância $u_c^2(y)$:

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^n \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 \cdot u^2(x_i) + 2 \sum_{i=1}^{n-1} \sum_{j=i+1}^n \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u(x_i, x_j)} \quad (1.17)$$

onde:

x_i e x_j são as estimativas de X_i e X_j e $u(x_i, x_j) = u(x_j, x_i)$ é a covariância estimada associada com x_i e x_j . O grau de correlação entre x_i e x_j é caracterizado pelo coeficiente de correlação estimado:

$$r(x_i, x_j) = \frac{u(x_i, x_j)}{u(x_i)u(x_j)} \quad (1.18)$$

onde: $r(x_i, x_j) = r(x_j, x_i)$ e $-1 \leq r(x_i, x_j) \leq +1$.

Caso particular: quando $r(x_i, x_j) = +1$ significa que as grandezas (x_i, x_j) estão correlacionadas positivamente, então a equação 1.17 se reduz a:

$$u_c(y) = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 \cdot u^2(x_i)} = \sum_{i=1}^n \frac{\partial f}{\partial x_i} \cdot u_i \quad (1.19)$$

1.6 Incerteza expandida U_{95}

A incerteza expandida, designada por U , visa possibilitar a declaração da incerteza do resultado de uma medição, y , através de um intervalo, associado a um nível de confiança. Essa incerteza é obtida multiplicando-se a incerteza padrão combinada $u_c(y)$ por um fator de abrangência k_p , obtendo-se:

$$U = k_p \cdot u_c(y) \quad (1.20)$$

O fator de abrangência k_p é determinado a partir da distribuição t de Student com ν_{eff} graus de liberdade, para um nível p de confiança. O valor dos graus efetivos de liberdade, ν_{eff} , a ser usado para determinar o valor de k_p é calculado através de aproximação dada pela fórmula de Welch-Satterthwaite:

$$\nu_{eff} = \frac{u_c^4(y)}{\sum_{i=1}^n \frac{u_i^4(y)}{\nu_i}} \quad (1.21)$$

sendo v_i os graus de liberdade efetivos associados a $u(x_i)$, e onde $u_i(y)$, para grandezas de entrada não correlacionadas, é dado pela equação 1.12.

A fórmula de Welch-Satterthwaite pode ser simplificada para o caso em que $\frac{\partial x}{\partial f} = 1$, no caso de medições diretas e funções f lineares:

$$v_{eff} = \frac{u_c^4(y)}{\sum_{i=1}^n \frac{u^4(x_i)}{v_i}} \quad (1.22)$$

As incertezas do tipo A são determinadas com base nos dados e no processo de medição. Para n observações independentes de uma grandeza de entrada X_i , determinada por medição direta pela média aritmética das observações, por exemplo, tem-se que:

$$v_i = n - 1 \quad (1.22a)$$

No caso de incertezas do tipo B quando v_i não for declarado em certificados de calibrações, não puder ser obtido da literatura, ou não ser determinado com base na experiência, o que é freqüente para o caso das incertezas tipo B, será considerado preferencialmente que:

$$v_i \rightarrow \infty \quad (1.22b)$$

Para este caso, a equação (1.21) pode ser escrita:

$$v_{eff} = \frac{u_c^4(y)}{\sum_{i=1}^n \frac{u_{A,i}^4(y)}{v_i}} \quad (1.23)$$

onde $u_{A,i}(y)$ corresponde a incerteza padrão combinada considerando apenas incerteza do tipo A, calculada a partir da equação 1.13.

Geralmente é adotado o nível de confiança de 95 %. Com esse nível de confiança e o valor de v_{eff} determinado pela equação (1.21) ou (1.23), o valor de $t_{95}(v_{eff})$ é obtido da tabela

t de Student ou em outras referências. Caso o valor obtido para ν_{eff} não seja um número inteiro, deverá ser adotado o inteiro imediatamente inferior para ν_{eff} e a seguir determinado o valor de $t_{95}(\nu_{eff})$. Esse valor é utilizado como valor do fator de abrangência k_{95} , ou seja:

$$k_{95} = t_{95}(\nu_{eff}) \quad (1.24)$$

Para a incerteza expandida normalmente usada tem-se:

$$U = k_{95} \cdot u_c(y) \quad (1.25)$$

1.7 Declaração da incerteza de medição

Nos certificados de calibração deverão ser declarados o resultado da medição y e a incerteza expandida, U , na forma $Y = y \pm U$ seguindo as unidades de y e de U .

Livros Grátis

(<http://www.livrosgratis.com.br>)

Milhares de Livros para Download:

[Baixar livros de Administração](#)

[Baixar livros de Agronomia](#)

[Baixar livros de Arquitetura](#)

[Baixar livros de Artes](#)

[Baixar livros de Astronomia](#)

[Baixar livros de Biologia Geral](#)

[Baixar livros de Ciência da Computação](#)

[Baixar livros de Ciência da Informação](#)

[Baixar livros de Ciência Política](#)

[Baixar livros de Ciências da Saúde](#)

[Baixar livros de Comunicação](#)

[Baixar livros do Conselho Nacional de Educação - CNE](#)

[Baixar livros de Defesa civil](#)

[Baixar livros de Direito](#)

[Baixar livros de Direitos humanos](#)

[Baixar livros de Economia](#)

[Baixar livros de Economia Doméstica](#)

[Baixar livros de Educação](#)

[Baixar livros de Educação - Trânsito](#)

[Baixar livros de Educação Física](#)

[Baixar livros de Engenharia Aeroespacial](#)

[Baixar livros de Farmácia](#)

[Baixar livros de Filosofia](#)

[Baixar livros de Física](#)

[Baixar livros de Geociências](#)

[Baixar livros de Geografia](#)

[Baixar livros de História](#)

[Baixar livros de Línguas](#)

[Baixar livros de Literatura](#)
[Baixar livros de Literatura de Cordel](#)
[Baixar livros de Literatura Infantil](#)
[Baixar livros de Matemática](#)
[Baixar livros de Medicina](#)
[Baixar livros de Medicina Veterinária](#)
[Baixar livros de Meio Ambiente](#)
[Baixar livros de Meteorologia](#)
[Baixar Monografias e TCC](#)
[Baixar livros Multidisciplinar](#)
[Baixar livros de Música](#)
[Baixar livros de Psicologia](#)
[Baixar livros de Química](#)
[Baixar livros de Saúde Coletiva](#)
[Baixar livros de Serviço Social](#)
[Baixar livros de Sociologia](#)
[Baixar livros de Teologia](#)
[Baixar livros de Trabalho](#)
[Baixar livros de Turismo](#)