

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

**CÉLULA-QUENTE PARA DESMONTE
DE MEDIDORES NUCLEARES**

Autor: Luiz Carlos Alves Reis

Orientador: Arno Heeren de Oliveira - CCTN/UFMG

Dissertação apresentada ao Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais como requisito parcial para a obtenção do grau de Mestre.

Área de Concentração: Técnicas de Radioproteção / Aplicação de Radioisótopos

Belo Horizonte
Julho de 2000

Este trabalho está sendo realizado com o apoio do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), da Superintendência de Licenciamento e Controle (SLC) e do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), órgãos da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

Aos meus pais, Clotildes e João
Baptista, à Sônia e meus filhos,
Iara, Maíra, Marcos e Ana Luiza

AGRADECIMENTOS

A Arno Heeren de Oliveira pela orientação, dedicação e incentivo.

A Superintendência de Licenciamento e Controle - SLC na pessoa de Paulo Fernando Lavalle Heilbron Filho, pela co-orientação, amizade e apoio financeiro na aquisição dos equipamentos necessários.

Ao Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, nas pessoas do Chefe da Supervisão de Rejeitos Murillo Senne Júnior e sua substituta Marcia Flavia Righi Guzella, pelo incentivo, cooperação e possibilidade de realização deste trabalho.

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN nas pessoas do Eng. Luís Miyashiro, Chefe da Divisão de Projetos e equipe, Eng. Gilberto Carvalho, responsável pelo Laboratório de Produção de Fontes Seladas e ao Dr. Jair Mengatti, Chefe do Setor de Produção de Radiofármacos, pela intensa colaboração e disponibilização de bibliografia, instalações e assessoria técnica.

Ao Projetista Fernando Luiz Pugliese pela colaboração na concepção e detalhamento do projeto da célula-quente.

A Fábio Silva pelo auxílio na confecção das figuras e banco de dados dos medidores nucleares.

Aos amigos e colaboradores anônimos pelo incentivo e cooperação.

RESUMO

Este trabalho tem como objetivo projetar uma célula-quente para desmonte de medidores nucleares, cuja implementação reduzirá substancialmente o volume de rejeitos radioativos a ser armazenado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. No interior da célula, os medidores recebidos como rejeito serão desmontados, visando a retirada das fontes. As fontes originalmente acondicionadas como material radioativo sob forma especial, serão testadas quanto a vazamentos e, caso estejam íntegras, montadas novamente nos respectivos medidores, que serão disponibilizados para reutilização. As fontes não acondicionadas sob forma especial e as que não puderem ser reutilizadas serão acondicionadas em embalagens especiais, posicionadas sob a célula, visando a deposição. Descrevem-se todas as etapas do trabalho, o projeto da célula-quente e o método de acondicionamento que será utilizado.

ABSTRACT

This work objectives the design of a hot-cell that will be used for dismantling of nuclear gauges. In the hot-cell, nuclear gauges received as radioactive waste at the Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN will be dismantled, in order to decrease the volume of radioactive waste to be stored at the Center. Sources originally conditioned as special form radioactive material will be tested and in case do not present leakage, the respective gauges will be disposable for reusing by radioisotope users. The remaining sources will be taken off the original shielding and conditioned in special packages adequate for storage and disposal. All steps of work, the hot-cell design and methodology for conditioning are also described.

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	1
2	DEFINIÇÃO DE TERMOS	3
3	GERÊNCIA DOS MEDIDORES NUCLEARES RECEBIDOS COMO REJEITO	6
3.1	Medidores Nucleares	8
3.1.1	Medidores por Transmissão (beta ou fóton)	8
3.1.2	Medidores por Retro-espalhamento Beta	9
3.1.3	Medidores por Retro-espalhamento Gama	10
3.1.4	Medidores por Fluorescência de Raios-X	11
3.1.5	Medidores de Nível	12
3.1.6	Medidores por Absorção Seletiva de Raios Gama	13
3.1.7	Medidores por Espalhamento Gama	14
3.1.8	Termalização de Neutrons	15
3.2	Banco de Dados dos Medidores Recebidos no CDTN	16
3.3	Reutilização De Medidores Nucleares	17
3.4	Acondicionamento Das Fontes Não Reutilizáveis	19
3.4.1	Acondicionamento De Fontes Segundo A AIEA	19
3.4.2	Aspectos Normativos Do Acondicionamento De Fontes	20
3.4.3	Método De Acondicionamento no CDTN	21
3.4.4	Acondicionamento de Fontes de ⁶⁰ Co	23
3.4.5	Acondicionamento das Fontes de ¹³⁷ Cs	24
3.4.6	Concreto A Ser Utilizado Na Imobilização	25
3.5	Treinamento Realizado No Ipen	25
4	PROJETO DA CÉLULA-QUENTE	32
4.1	Blindagem	35
4.2	Estimativa de Dose Para os Operadores	36
4.3	Otimização do Sistema de Radioproteção [33]	41
4.4	Equipamentos e Materiais da Célula	42
4.4.1	Vidros Plumbíferos ou Visores	42
4.4.2	Pinças	43
4.4.3	Rótulas	44
4.4.4	Cilindro Pneumático Duplex Geminado	45
4.4.5	Cilindro Pneumático Padrão	46
4.4.6	Calibrador de Dose Tipo Câmara de Ionização	46
4.4.7	Monitor de Área com Alarme	47
4.4.8	Carrinho para Movimentação de Medidores	48
4.4.9	Estrutura Suporte da Célula	48
4.4.10	Bancada Auxiliar	49
4.4.11	Medidor de Radiação Beta em Esfregaços	50
4.5	Sistema de Ventilação	51
4.6	Licenciamento	53
5	CONCLUSÃO	54
6	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	55

LISTA DE FIGURAS

Figura 3.1 Gerência de Medidores Nucleares no CDTN	7
Figura 3.2 Medidores por Transmissão: (a) chapa contínua; (b) pesagem em correia.....	8
Figura 3.3 Medidor por Retro-espalhamento Beta.....	9
Figura 3.4 Medidores por Retro-espalhamento Gama: (a) espessura; (b) Z médio	10
Figura 3.5 Medidores por Fluorescência de Raios-X.....	11
Figura 3.6 Medidores de Nível	12
Figura 3.7 Absorção Seletiva de Raios Gama.....	13
Figura 3.8 Espalhamento Gama: (a) medição em furos; (b) monitoração de superfície	14
Figura 3.9 Termalização de Neutrons: (a) medição em furos; (b) aplicação em linha de produção	15
Figura 3.10 Acondicionamento em Embalagens tipo A [14].....	20
Figura 3.11 Acondicionamento das Fontes no CDTN.....	22
Figura 3.12 Célula-Quente do Laboratório de Produção de Fontes Seladas.....	26
Figura 3.13 Medidores Nucleares Levados para o IPEN.....	29
Figura 3.14 Ensaio de Esfregação na Blindagem de um Medidor de ^{60}Co	29
Figura 3.15 Cápsulas Utilizadas no IPEN para Fabricação de Fontes Seladas de ^{60}Co	30
Figura 3.16 Detalhes das Cápsulas da Fig. acima. À Esquerda Fonte Soldada e à Direita Fonte Rebitada (atualmente só são produzidas fontes soldadas).....	30
Figura 3.17 Medidor Contendo Fonte de ^{137}Cs Fixada no Interior do Disco	31
Figura 3.18 Fonte de ^{137}Cs Retirada do Medidor Acima no Interior da Célula-Quente.....	31
Figura 4.1 Esquema da Fonte no Interior da Célula.....	37
Figura 4.2 Taxas de Dose Equivalente para as Fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs	38
Figura 4.3 Esquema das Blindagens sob a Célula.....	39
Figura 4.4 Visor que Será Montado na Célula-Quente	43
Figura 4.5 Conjunto PER 236 Completo [28].....	44
Figura 4.6 Rótula R22L2	45
Figura 4.7 Calibrador de Dose (determinação de atividade das fontes).....	47
Figura 4.8 Monitor de Área com Alarme.....	48
Figura 4.9 Vista Detalhada da Estrutura-suporte da Célula	49
Figura 4.10 Desenho da Bancada Auxiliar	50
Figura 4.11 Medidor de Radiação Beta em Esfregaços	51
Figura 4.12 Sistema de Exaustão Localizada.....	52

LISTA DE TABELAS

Tabela 3.1 Fontes Utilizadas para Medidas por Transmissão	8
Tabela 3.2 Medidores Nucleares Recebidos no CDTN até 30/04/00.....	17
Tabela 3.3 Valores de A_1 e A_2 Para as Fontes Mais Comuns	21
Tabela 3.4 Variação das Taxas de Dose de Acordo com a Altura Alcançada- ^{60}Co	24
Tabela 3.5 Variação das Taxas de Dose de Acordo com a Altura Alcançada- ^{137}Cs	24
Tabela 4.1 Resultado do Cálculo das Taxas de Dose (Fontes no Interior da Célula)	38
Tabela 4.2 Resultado do Cálculo das Taxas de Dose (blindagens sob a célula)	40
Tabela 4.3 Doses Equivalentes Anuais Estimadas Conforme a Espessura de Blindagem (^{60}Co).....	40
Tabela 4.4 Doses Equivalentes Anuais Estimadas Conforme a Espessura de Blindagem (^{137}Cs)	40
Tabela 4.5 Principais Custos Envolvidos na Otimização (Valores em US\$).....	41
Tabela 4.6 Análise Custo/Benefício para o ^{60}Co	42

LISTA DE ANEXOS

Anexo 1 - Formulário De Entrada De Dados No Banco De Fontes.....	68
Anexo 2 - Tipos De Medidores Recebidos.....	69
Anexo 3 - Questionário Sobre Medidores Nucleares.....	84
Anexo 4 - Projeto Da Célula-Quente.....	86
Anexo 5 - Procedimento de Desmonte dos Medidores.....	87

1 INTRODUÇÃO

A maioria das aplicações onde se utilizam fontes radioativas requer que as mesmas apresentem uma atividade concentrada no menor volume possível, usualmente poucos centímetros cúbicos. Normalmente o material radioativo está sob uma forma insolúvel, por exemplo, na forma metálica, caso de ^{60}Co e ^{192}Ir ou cerâmica para o ^{137}Cs e ^{241}Am [1]. Fontes seladas constituídas por emissores alfa, beta e gama de baixa energia exigem uma janela fina, para evitar uma deformação acentuada do espectro de emissão. O encapsulamento é feito normalmente com aço inoxidável, sendo usados algumas vezes platina, titânio, tungstênio ou outros metais. A confecção e testes de estanqueidade das fontes seguem normas internacionais [2,3].

Nos últimos anos estas aplicações, principalmente as que empregam medidores nucleares, têm crescido no Brasil devido aos seguintes fatores :

- custo competitivo em relação às alternativas convencionais;
- instalação no país de fábricas e empresas multinacionais, onde técnicas nucleares têm sido muito empregadas;
- facilidade de registro e controle de variáveis como nível de tanques, espessura de chapas, densidade de solos, etc.;
- ausência de contato entre o material cujo nível ou densidade se quer medir e o conjunto fonte/detector, evitando-se problemas de corrosão e abrasão;
- alta sensibilidade dos detetores utilizados, possibilitando o emprego de fontes com atividades cada vez menores.

Esse aumento de utilização traz como conseqüência o aumento do volume de rejeitos radioativos, pois, após a retirada de serviço, as fontes são consideradas como rejeito pelos usuários de radioisótopos. Normalmente esta retirada ocorre quando a atividade da fonte decaiu para valores abaixo do mínimo necessário, o equipamento ou a técnica utilizada tornou-se obsoleta ou o equipamento foi danificado pelo uso intensivo. Estas fontes têm sido encaminhadas aos institutos de pesquisa da CNEN, que têm a atribuição legal de recebê-las, tratá-las se necessário e armazená-las com segurança.

O gerenciamento adequado de fontes fora de uso é essencial, pois os acidentes ocorridos com as mesmas, na maioria dos casos, têm sido mais severos do que aqueles com fontes em serviço. Isto porque estes são identificados rapidamente enquanto os primeiros demoram a ser observados, por ocorrerem devido ao manuseio das fontes por pessoas inabilitadas, que desconhecem totalmente as normas de radioproteção. Partindo deste ponto de vista, a CNEN tem intensificado esforços no sentido de recolher e armazenar estas fontes, minimizando a possibilidade de acidentes [4].

A maioria das fontes seladas apresenta pequeno volume e alta atividade específica, sendo acondicionadas em blindagens adequadas, cujo peso varia de alguns à dezenas de quilogramas. Estas blindagens são projetadas para reduzir as taxas de dose na superfície a valores tão baixos quanto exequíveis, levando em consideração os aspectos sociais, econômicos e normativos. Após um certo período de decaimento, as blindagens tornam-se superdimensionadas, sendo então vantajosa a retirada das fontes das blindagens originais. No entanto para que isto possa ser feito, torna-se necessária a construção de uma célula-quente.

Célula-quente é o nome genérico dado às instalações completamente blindadas, onde são manuseadas fontes intensas de radiação. Sua principal função é possibilitar o manuseio seguro das fontes, minimizando as doses para os trabalhadores e indivíduos do público.

O objetivo deste trabalho é o projeto de uma célula-quente para desmonte dos medidores nucleares, visando principalmente a minimização do volume de rejeitos seja através da reutilização dos medidores ou de uma forma otimizada de acondicionamento das fontes não reutilizáveis[5]. Pretende-se reutilizar as fontes que tiverem sido originalmente acondicionadas sob forma especial e não apresentarem vazamentos. Os medidores cujas fontes não preencham estes requisitos deverão ser desmontados, sendo as fontes acondicionadas convenientemente visando a deposição.

Como parte do estudo de viabilidade do projeto da célula-quente foram feitas várias visitas ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, cujos técnicos apresentam mais de dez anos de experiência na montagem e desmontagem de medidores nucleares que utilizam fontes seladas de ^{60}Co . Nestas visitas comprovou-se que não é

necessária a utilização de telemanipuladores para a desmontagem dos medidores, o que reduziu bastante o custo do projeto, viabilizando-o.

2 DEFINIÇÃO DE TERMOS

- *Área Livre* - Área isenta de regras especiais de segurança onde as doses equivalentes efetivas anuais não ultrapassam o limite primário para indivíduos do público [6].
- *Área Restrita* - Área sujeita a regras especiais de segurança na qual as condições de exposição podem ocasionar doses equivalentes efetivas anuais superiores a 1/50 (dois centésimos) do limite primário para trabalhadores [6].
- *Área Controlada* - Área restrita na qual as doses equivalentes efetivas anuais podem ser iguais ou superiores a 3/10 (três décimos) do limite primário para trabalhadores [6].
- *Armazenamento* - Confinamento dos rejeitos radioativos por um período definido de tempo [7].
- *Concreto* - Mistura , em proporções prefixadas, de um aglutinante (cimento) com água e um agregado constituído de areia e pedra, que forme uma massa compacta e de consistência mais ou menos plástica, e que endureça com o tempo [7].
- *Acondicionamento* - Operações que transformam o rejeito em uma forma apropriada para o transporte e/ou armazenamento e/ou deposição. As operações podem incluir conversão do rejeito para outra forma, colocação dos rejeitos em embalagens e fornecimento de embalagem adicional [8].
- *Contaminação Radioativa* - presença indesejável de materiais radioativos em qualquer material, meio ou local [6].
- *Deposição* - Colocação de rejeitos radioativos em local aprovado pelas Autoridades Competentes, sem a intenção de removê-los [9].
- *Dose Equivalente* - grandeza equivalente à dose absorvida no corpo humano modificada de modo a constituir uma avaliação do efeito biológico da radiação, sendo expressa por [6]:
$$H = D.Q$$
 , onde: D = dose absorvida num ponto de interesse do tecido ou órgão humano e Q = fator de qualidade da radiação no ponto de interesse.
- *Embalado* - Compreende a embalagem e o respectivo produto de rejeito [7].

- *Exposição* - Irradiação externa ou interna de pessoas com radiação ionizante [6].
- *Fonte de Radiação* - Aparelho ou material que emite ou é capaz de emitir radiação ionizante [6].
- *Fonte Selada (ou simplesmente fonte)* - fonte radioativa encerrada hermeticamente numa cápsula, ou ligada totalmente a material inativo envolvente, de forma que não possa haver dispersão da substância radioativa em condições normais e severas de uso [10].
- *Gerência de Rejeitos Radioativos* - Conjunto de atividades administrativas e técnicas relacionadas com a coleta, segregação, manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento, controle e deposição de rejeitos radioativos [9].
- *Imobilização* - Processo de tratamento que consiste em envolver o rejeito radioativo em uma matriz sólida de modo a minimizar o potencial de migração ou dispersão de radionuclídeos pelos processos naturais, durante o armazenamento, transporte e deposição [7].
- *Indivíduo do Público* - Qualquer membro da população não exposto à radiação ocupacionalmente, inclusive trabalhadores, estudantes e estagiários quando ausentes das áreas restritas da instalação [6].
- *Instalação Radioativa* - Estabelecimento ou instalação onde se produzem, utilizam, transportam ou armazenam fontes de radiação.[6]
- *Limite Derivado* - Limite estabelecido pela CNEN, ou pela Direção da Instalação com base em modelo realístico da situação e aprovado pela CNEN, de modo que o seu cumprimento implique em virtual certeza da observância do limite primário ou limite secundário a ele relacionado [6].
- *Limite Primário* - Limites básicos no contexto de radioproteção, estabelecidos pela CNEN [6].
- *Material Radioativo sob Forma Especial* - material radioativo sólido não dispersivo ou material radioativo contido em cápsula selada, que satisfaça os requisitos específicos estabelecidos na norma CNEN-NE-5.01-Transporte de Materiais Radioativos [11].

- *Rejeito Radioativo* - Qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção especificados na norma CNEN-NE-6.02 - Licenciamento de Instalações Radiativas, e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista [9].
- *Repositório* - Depósito destinado a receber, em observância aos critérios estabelecidos pela CNEN, os rejeitos radioativos provenientes de armazenamentos iniciais, depósitos intermediários e depósitos provisórios. O mesmo que depósito final.[12]
- *Tratamento* - Qualquer operação visando modificar as características do rejeito radioativo (por exemplo: redução de volume, mudança de composição, remoção de radionuclídeos, etc.) [9].
- *Vazamento ou perda de selagem de uma fonte* - presença de material radioativo fora da cápsula selada com atividade total superior a 0,185 kBq (5 η Ci).

3 GERÊNCIA DOS MEDIDORES NUCLEARES RECEBIDOS COMO REJEITO

No CDTN são recebidos como rejeito radioativo diversos medidores, que não se prestam mais para a aplicação inicial.

Um moderno e eficiente gerenciamento destes rejeitos prevê a devolução do medidor nuclear para o produtor/fornecedor, após a retirada de operação, sem taxas adicionais por parte do comprador do equipamento e sem que haja o compromisso de aquisição de um novo medidor. Tal prática, no entanto, tem sido estabelecida apenas nos contratos de aquisição mais recentes. Para as fontes mais antigas é usual a prática de encaminhamento dos medidores fora de uso aos institutos de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN.

O CDTN têm recebido um grande número de medidores, vindos de várias partes do país. A estratégia de gerenciamento que será adotada para os medidores é representada na Figura 3.1.

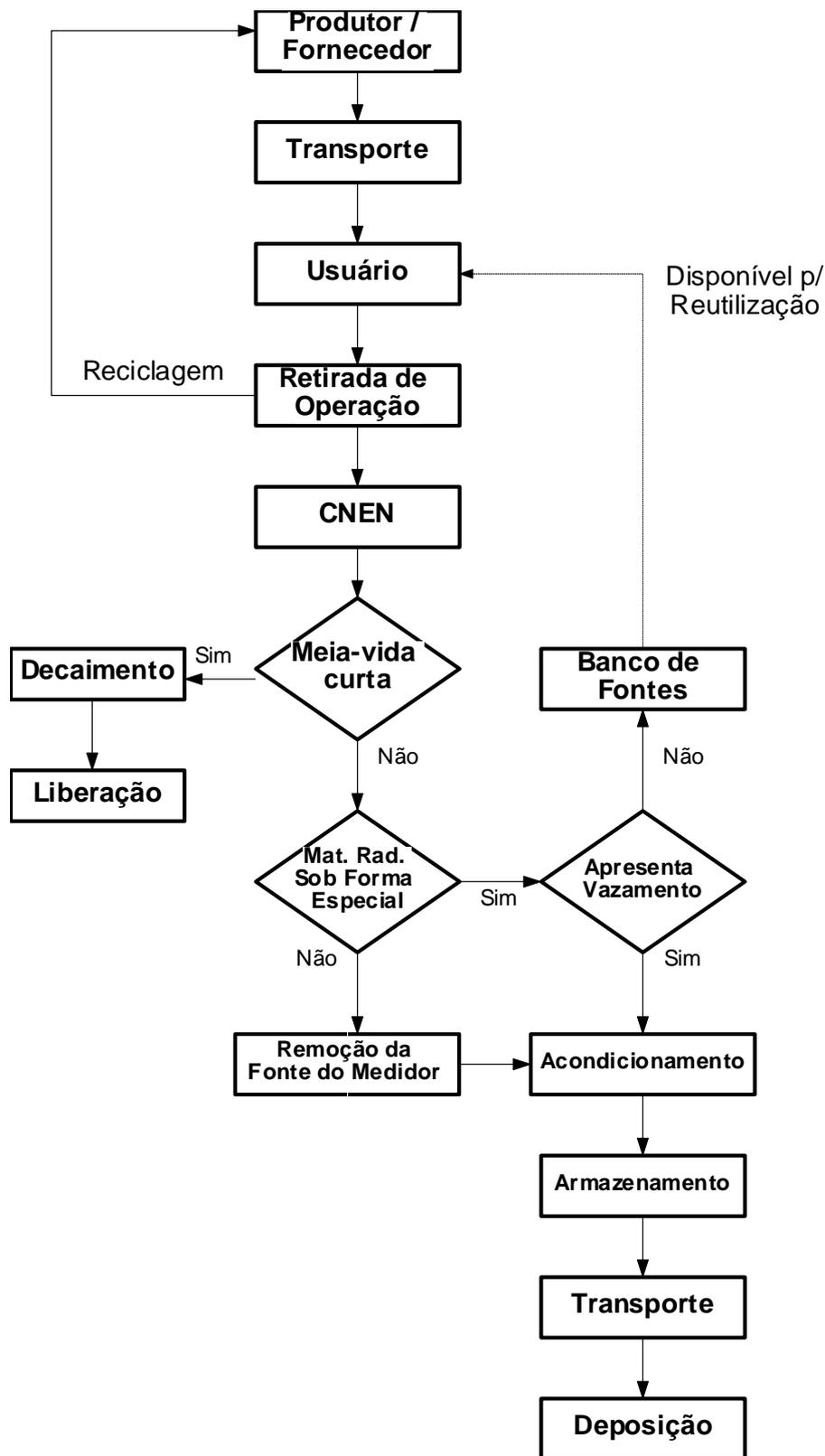


Figura 3.1 Gerência de Medidores Nucleares no CDTN

3.1 Medidores Nucleares

As principais aplicações envolvendo técnicas de medição nucleares são descritas a seguir [13]:

3.1.1 Medidores por Transmissão (beta ou fóton)

Nesta aplicação a amostra é colocada entre a fonte de radiação e o detector. A radiação interage com a amostra e o grau de atenuação é uma medida direta da espessura ou densidade. O tipo de fonte e sua intensidade é uma função do material da amostra. Alguns exemplos podem ser vistos na figura abaixo.

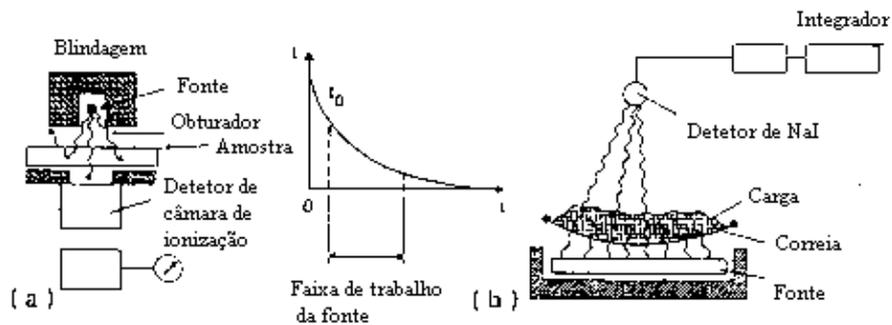


Figura 3.2 Medidores por Transmissão: (a) chapa contínua; (b) pesagem em correia

Dependendo da aplicação, a fonte de radiação pode ser uma fonte beta, gama ou um tubo de Raios-X, conforme mostrado na tabela a seguir.

Tabela 3.1 Fontes Utilizadas para Medidas por Transmissão

Radioisótopo	Tipo De Radiação	Faixa De Medidas
^{147}Pm	β	1-15 mg.cm^{-2}
^{85}Kr	β	5-100 mg.cm^{-2}
^{204}Tl	β	7-150 mg.cm^{-2}
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	β	25-500 mg.cm^{-2}
Raios-X de média voltagem	-----	Até cerca de 20 mm aço
^{241}Am	$\alpha - \gamma$	Até cerca de 10 mm aço
^{137}Cs	$\beta - \gamma$	Até cerca de 100 mm aço

As atividades das fontes beta variam de 40 MBq até 40 GBq, enquanto as atividades das fontes de radiação gama variam de 0,4 a 40 GBq . Aplicações típicas:

(a) Medidores com fontes de radiação beta

- Medição de espessuras de plástico, papel, chapas finas de metal, borrachas, têxteis, etc.
- determinação do conteúdo de tabaco em cigarros
- medição do nível de pó e poluentes em amostras de papel de filtro.

(b) Medidores com fontes de radiação gama

- medição de espessuras de chapas metálicas (laminadores), vidro, plástico, borracha, etc., em espessuras consideradas grandes para fontes beta
- monitoração do fluxo de material em correias ou tubulações
- medidas de densidade óssea para diagnose de osteoporose.

3.1.2 Medidores por Retro-espalhamento Beta

Neste caso a fonte e o detetor ficam na frente da amostra, sendo o feixe primário blindado (ver Figura 3.3). A intensidade da radiação retro-espalhada dá uma indicação da espessura ou do número atômico da amostra.

As fontes mais utilizadas são ^{147}Pm , ^{85}Kr , ^{204}Tl e $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$. Para fontes pontuais as atividades variam na faixa de 40-200 MBq.

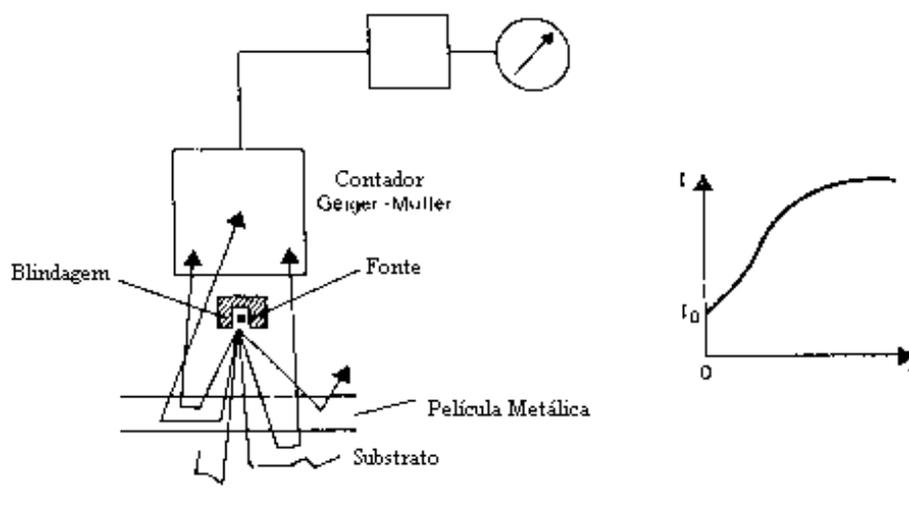


Figura 3.3 Medidor por Retro-espalhamento Beta

Aplicações típicas incluem:

- medição da espessura de finas amostras de papel, plásticos, borracha, etc.;
- determinação da espessura de revestimento sobre um substrato, considerando uma suficiente diferença de densidade ou número atômico dos dois materiais envolvidos.

3.1.3 Medidores por Retro-espalhamento Gama

Como os medidores beta, a fonte e o detetor são montados sobre a amostra e a intensidade da radiação espalhada é uma medida direta da espessura ou do número atômico médio da amostra. O método é usado para medida de material composto por elementos de baixo número atômico, onde o método de retro-espalhamento beta não é aplicável. As principais fontes são:

Isótopo	Faixa Típica de Medidas
^{241}Am (4 GBq)	Vidro 1-10 mm, Plástico 1-30 mm
^{137}Cs (2 GBq)	Vidro maior que 20 mm
^{238}Pu (1GBq)	
^{241}Am (4 GBq)	Cinzas em carvão acima de 2-45 %

A figura a seguir ilustra o método.

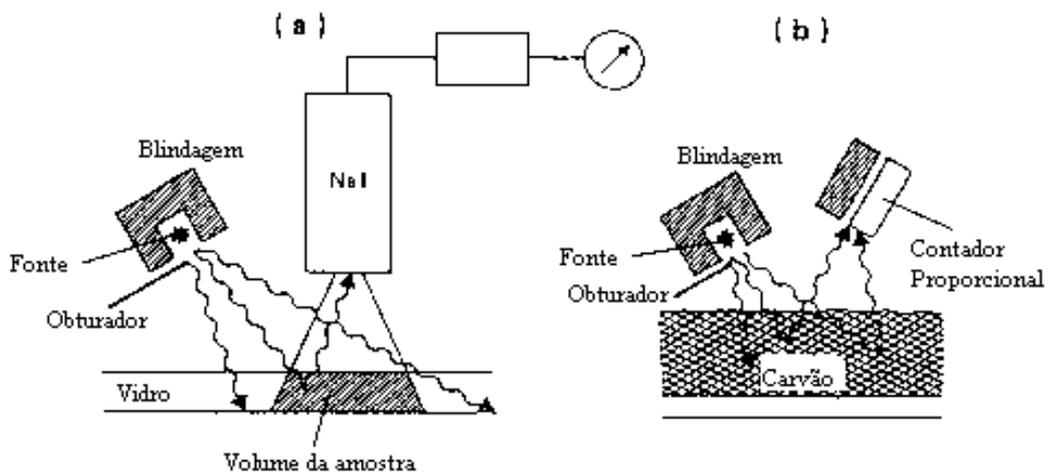


Figura 3.4 Medidores por Retro-espalhamento Gama: (a) espessura; (b) Z médio

Aplicações típicas:

- determinação de espessuras de ligas leves, vidro, plásticos, borracha, etc., acima da faixa de medição das fontes beta;
- medida de espessura de paredes de tubos, tanques, vasos de processo, etc.;
- medição de conteúdo de cinzas em carvão (as cinzas aumentam o número atômico médio);
- sensores para máquinas com controle automático para corte de carvão.

3.1.4 Medidores por Fluorescência de Raios-X

Um feixe de fótons de baixa energia ao interagir com os átomos de uma amostra, pode arrancar elétrons da camada k dos elementos presentes na mesma. O rearranjo do cortejo eletrônico provoca a emissão de raios-x de fluorescência. Na Figura 3.5 (a) a seguir, os raios-x emitidos pelo substrato metálico são absorvidos assim que eles passam através do revestimento plástico e sua intensidade é uma medida da espessura do revestimento. Na Figura 3.5 (b), os raios-x são emitidos tanto pelo substrato metálico como pelo revestimento, mas os do substrato são removidos pelo uso de filtros adequados. A intensidade dos raios-x é então uma medida da espessura do revestimento.

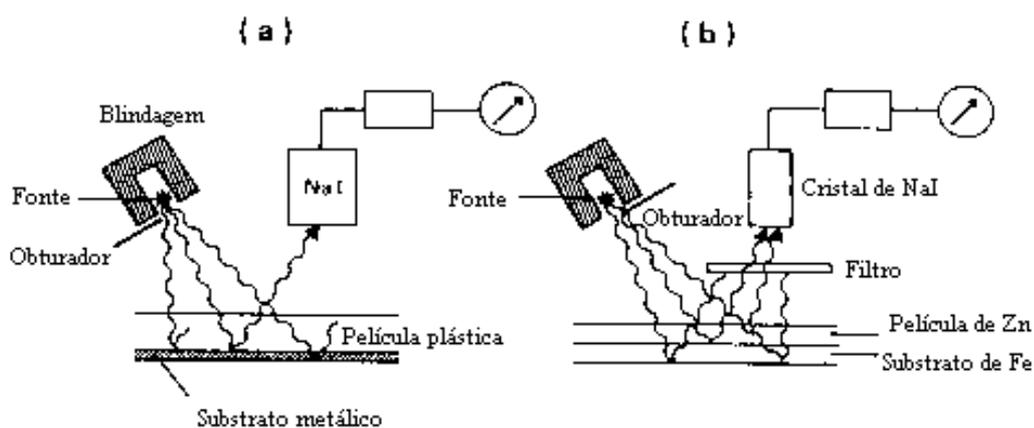


Figura 3.5 Medidores por Fluorescência de Raios-X

As fontes mais utilizadas são:

Isótopo	Faixa de Aplicação
^{55}Fe (200-800 MBq)	0-25 μm plástico sobre alumínio
Trício (40 GBq) (radiação de frenagem)	< 0,1 to 10 μm de zinco sobre ferro

^{238}Pu (1GBq)	1-100 μm de zinco sobre ferro
^{241}Am (4-40 GBq)	1-100 μm de zinco sobre ferro

As principais aplicações incluem:

- medição da espessura de revestimentos plásticos sobre metais;
- medidas da espessura de metais sobre outros metais onde existe apenas uma pequena diferença entre os números atômicos dos mesmos, por exemplo estanho e zinco sobre ferro, metais preciosos sobre cobre.

3.1.5 Medidores de Nível

Os raios gama ou X são transmitidos de um lado de um contêiner ou tanque para um detetor montado no lado oposto ou algumas vezes de uma fonte dentro do tanque para um detetor do lado de fora. A intensidade da radiação que atinge o detetor depende principalmente do nível do conteúdo do tanque. Na montagem mais simples (Fig. 3.6 (a)), uma fonte e um detetor dão uma indicação direta do nível. Em versões mais sofisticadas (Fig. 3.6 (b)), um conjunto de fontes e detetores pode dar mais informações sobre o nível em diversos pontos do tanque.

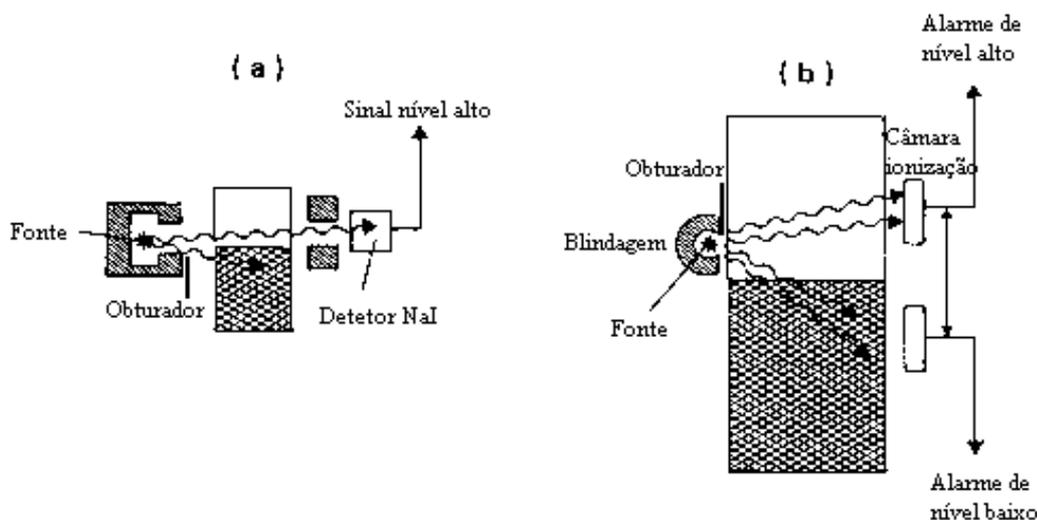


Figura 3.6 Medidores de Nível

Fontes mais utilizadas:

- ^{241}Am (4 GBq) para medição de nível em garrafas de vidro;

- ^{137}Cs e ^{60}Co (atividade de acordo com as dimensões e conteúdo do contêiner, normalmente variando de 2-80 GBq).

Aplicações típicas:

- controle de preenchimento de embalagens, rejeitando automaticamente as preenchidas parcialmente;
- controle de nível de grandes vasos, alimentadores, tanques, por exemplo: líquidos em vasos, carvão em silos, etc.;
- alinhamento do alimentador e do contêiner em fornos.

3.1.6 Medidores por Absorção Seletiva de Raios Gama

Raios-X ou raios gama de energia específica são transmitidos através da amostra a ser analisada (figura a seguir). A energia da radiação é escolhida de maneira que a absorção na amostra seja predominantemente seletiva em relação a um composto ou elemento (usualmente de alto número atômico em oposição ao baixo número atômico médio do material).

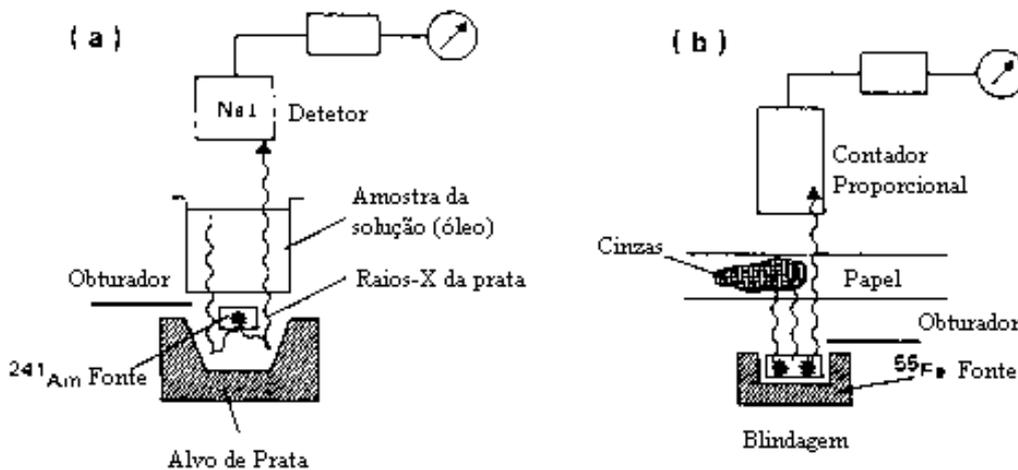


Figura 3.7 Absorção Seletiva de Raios Gama

As fontes mais utilizadas são:

- $^{241}\text{Am}/\text{Ag}$ (400 MBq) para medição de enxofre em óleo;
- ^{55}Fe (800 MBq) para medida de cinza em papel.

Aplicações mais comuns:

- Medição de enxofre em óleos;
- Medição de chumbo em gasolina;
- Medição de cinza em papel.

3.1.7 Medidores por Espalhamento Gama

Uma forma de medida de densidade e porosidade de um meio é através do fenômeno de espalhamento da radiação gama, quando esta interage com este meio (Figura 3.8).

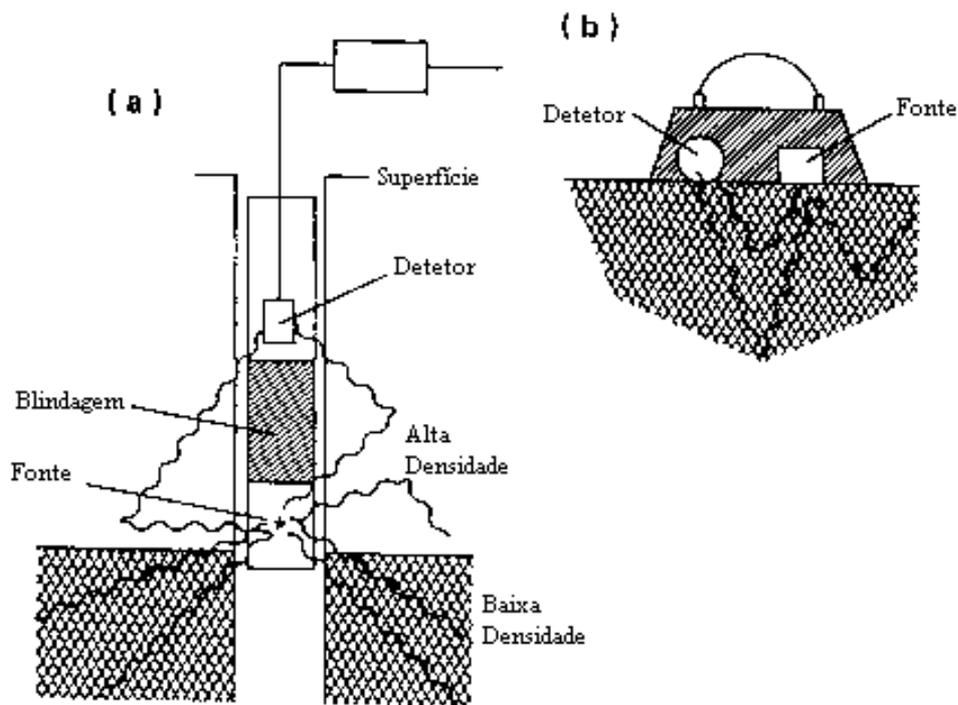


Figura 3.8 Espalhamento Gama: (a) medição em furos; (b) monitoração de superfície

Na maioria das aplicações são utilizadas fontes de ^{137}Cs ou ^{60}Co , com atividade de aproximadamente 20 GBq .

Esta técnica é utilizada para medida de densidade em furos de sondagem e sobre superfícies, principalmente na mineração, exploração de petróleo, e estudos de fundação na indústria de construção. O medidor pode também incorporar uma fonte de neutrons, para possibilitar a medição combinada de densidade e umidade.

3.1.8 Termalização de Neutrons

Neutrons rápidos interagindo com um meio hidrogenado são moderados através de colisões elásticas com os núcleos de hidrogênio presentes na amostra. A detecção dos neutrons moderados nos permite determinar a concentração dos elementos do meio moderador (Figura 3.9).

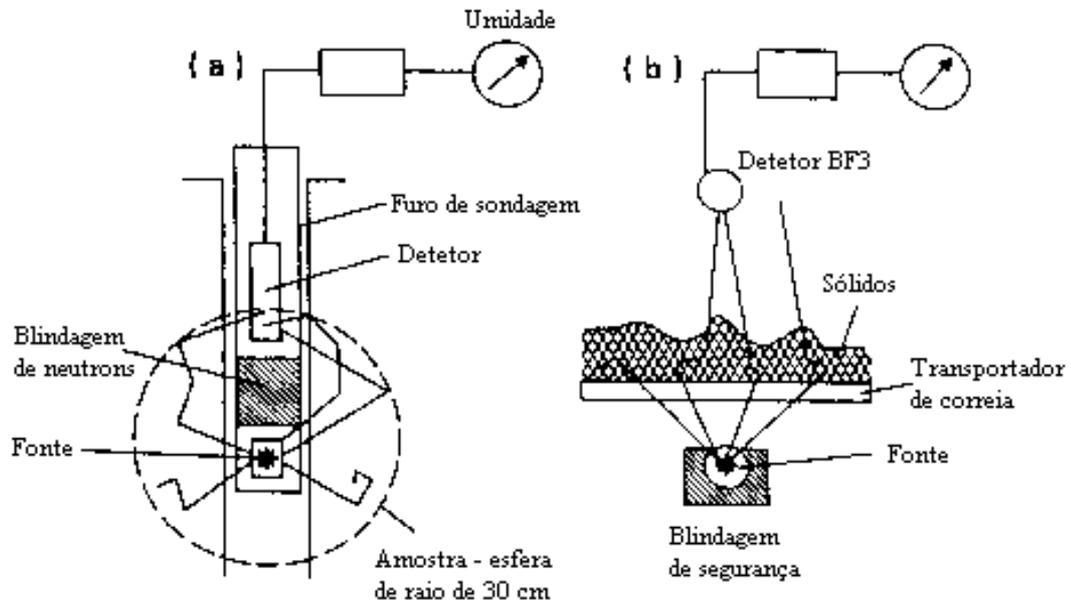


Figura 3.9 Termalização de Neutrons: (a) medição em furos; (b) aplicação em linha de produção

Fontes típicas:

- $^{241}\text{Am-Be}$ (1-800 GBq)
- ^{252}Cf (0,1 μg).

Aplicações típicas:

- medida de umidade de solo em agricultura e na indústria de construção. Estes medidores podem também ser providos com uma fonte gama para medida de densidade;
- Prospecção de petróleo (detecção do conteúdo de hidrogênio em depósitos de óleo);
- Controle de umidade em materiais tais como pedaços de madeira (confecção de celulose).

3.2 Banco de Dados dos Medidores Recebidos no CDTN

Até 1992, todas as fontes recebidas no CDTN eram repassadas ao IPEN, que tinha a função de armazenar e tratar todas as fontes do país. O esforço despendido pela CNEN quanto ao recolhimento das fontes fora de uso do país teve como consequência o esgotamento da capacidade de armazenamento do IPEN e o início do armazenamento no CDTN. Além disso, em 1995, foi estabelecido pela CNEN que todos os seus institutos deveriam se capacitar para o armazenamento e acondicionamento adequado dos rejeitos recebidos.

Visando um controle efetivo dos medidores nucleares, facilidade de recuperação dos dados [14], fornecimento de medidores aos usuários e o cumprimento das normas CNEN-NE-3.02 e 6.05 [15,9], está em desenvolvimento um Banco de Dados cujas principais características e informações são:

- atualização automática de atividade;
- classificação dos medidores de acordo com o tipo;
- empresa que liberou a fonte como rejeito;
- fabricante da fonte e seu número de série;
- número de identificação;
- radionuclídeo e correspondente meia-vida;
- atividade e data de referência;
- aplicação;
- tipo de blindagem e sua posição no depósito;
- taxa de dose e data de monitoração.
- estado da fonte, inclusive se é passível de reutilização ou não;
- etc.

No ANEXO 1 é apresentado o formulário de entrada de dados.

Através do banco, poder-se-á programar com muito mais eficiência, o acondicionamento, a reutilização e a estocagem dos medidores nucleares. A tabela a seguir apresenta sucintamente o inventário dos medidores estocados.

Tabela 3.2 Medidores Nucleares Recebidos no CDTN até 30/04/00

Radionuclídeo	N.º de Fontes	Faixa de Atividade - (MBq)	Atividade Total Aprox.-GBq (Ci)
^{60}Co	110	37 - 11.100	40,7 (1,1)
^{85}Kr	19	1.850 - 3.700	52,7 (1,9)
^{90}Sr	3	72 - 3700	3,1 (0,08)
^{137}Cs	92	1.850 - 740.000	3.470 (93,8)
^{147}Pm	4	3.600 - 7.400	36,8 (1,0)
$^{241}\text{Am} - \text{Be}$	5	1.110 - 1.850	1,48 (0,04)
Total	225	37 - 740.000	3.604,78 (97,92)

No ANEXO 2 são apresentadas as várias características dos medidores recebidos.

3.3 Reutilização De Medidores Nucleares

Nos Estados Unidos da América a reutilização de medidores nucleares é uma prática usual. A empresa J. L. Shepherd & Associates é especializada na área e somente recicla medidores contendo fontes acondicionadas originalmente sob forma especial [16].

A reutilização dos medidores [17] apresenta as seguintes vantagens :

- aproveitamento de uma fonte em que estão agregados muitos procedimentos de garantia da qualidade;
- economia de divisas tanto para o usuário, que irá adquirir uma fonte certificada a baixo preço, quanto para a CNEN, que terá o número de fontes a serem

encaminhadas para a deposição diminuídas, reduzindo ainda a importação de novas fontes;

- redução do espaço para armazenamento das fontes;
- e desenvolvimento da tecnologia para controle e registro.

Outra questão de vital importância foi saber se as empresas que utilizam medidores nucleares estariam dispostas a adquirir fontes usadas. Para responder a esta pergunta, fêz-se uma pesquisa de mercado através da distribuição de um questionário (ANEXO 3) a 56 empresas cadastradas como usuárias de fontes seladas na indústria, que fazem controle dosimétrico junto ao CDTN. De acordo com as respostas, cerca de 70 % das empresas estariam interessadas na compra destas fontes, desde que elas não apresentassem vazamento e fossem acompanhadas pelos respectivos certificados.

A maioria dos medidores nucleares recebidos contém material radioativo acondicionado sob forma especial, possuindo elevado grau de integridade física e pequena probabilidade de dispersão e contaminação, mesmo em caso de acidente. A norma CNEN-NE-5.01 [11] usa esta denominação para material radioativo sólido não dispersivo ou contido em cápsula selada, que tenha pelo menos uma dimensão não inferior a 5 mm e que não quebre ou estilhace ao ser submetida aos seguintes testes :

- a) teste de impacto. A amostra deve cair, em regime de queda livre, de uma altura de nove metros sobre um alvo plano e resistente;
- b) teste de percussão. A amostra deve ser colocada sobre uma placa de chumbo amparada por uma superfície lisa e sólida e golpeada verticalmente pela face plana de uma barra de aço de seção redonda, de modo a produzir um impacto equivalente ao de uma massa de 1,4 Kg, em queda livre a partir de 1 metro de altura;
- c) teste de flexão. Aplicado apenas para fontes finas e delgadas, cujo comprimento não seja inferior a 10 cm e que apresentem uma razão não inferior a 10 entre comprimento e largura mínima. A amostra deve ser fixada firmemente na posição horizontal, de modo que metade do seu comprimento permaneça projetado para fora do grampo. Sua orientação deve ser tal que ela sofra um dano máximo quando sua extremidade livre for golpeada pela face plana de uma barra de aço cilíndrica, de 25 mm de diâmetro e borda arredondada.

d) teste térmico. A amostra deve ser aquecida no ar até atingir a temperatura de 800 °C, que será mantida durante 10 minutos, findos os quais a amostra deve ser deixada esfriar naturalmente.

Além disso as cápsulas seladas devem ser produzidas de modo que só possam ser abertas se destruídas e as águas de lixiviação dos testes devem apresentar uma atividade inferior a 0,185 kBq (cerca de 5 ηCi).

3.4 Acondicionamento Das Fontes Não Reutilizáveis

3.4.1 Acondicionamento De Fontes Segundo A AIEA

Acondicionamento é definido pela AIEA [8], como a operação que produz uma embalagem de rejeito adequada ao manuseio, transporte, estocagem e deposição. Pode incluir a conversão do rejeito em uma forma sólida, a contenção do rejeito em embalagens e, se necessário, o fornecimento de embalagem adicional.

A AIEA recomenda a colocação das blindagens originais contendo as fontes em tambores de 200 litros ou caixas e posterior imobilização com concreto [14], podendo a embalagem final ser classificada como tipo A, se aprovada nos testes correspondentes. A aplicação deste método de condicionamento resulta em grande número de embalagens, pois a geometria das blindagens não permite a colocação de muitas unidades no tambor, sendo limitado de 2 a 4, conforme ilustrado na abaixo.

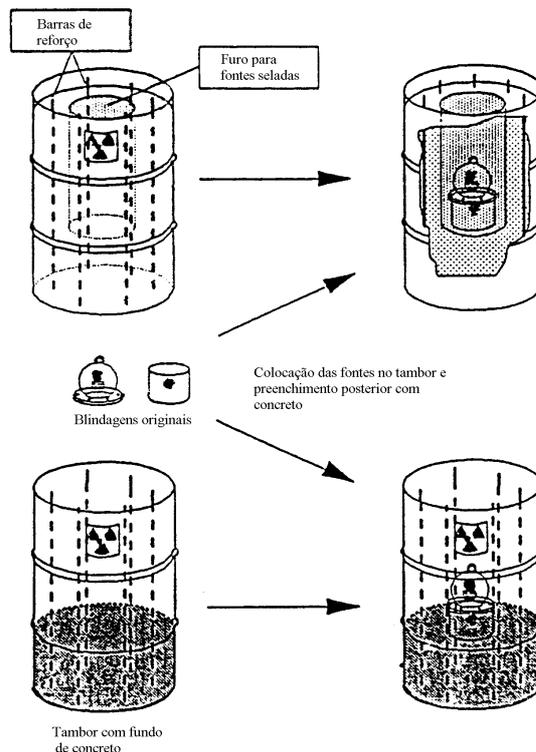


Figura 3.10 Acondicionamento em Embalagens tipo A [14]

3.4.2 Aspectos Normativos Do Acondicionamento De Fontes

No Brasil não existem normas específicas sobre o acondicionamento de fontes. Existe um projeto de norma CNEN-NE-6.09, "Critérios de Aceitação de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação" [18], que estabelece critérios para aceitação de rejeitos no futuro repositório nacional, encontrando-se em processo de elaboração. Este projeto de norma propõe que a embalagem final de rejeito deve atender, além dos requisitos de transporte, os requisitos relativos à uma deposição segura. A AIEA recomenda, por exemplo, que a atividade máxima de qualquer embalagem contendo emissores beta-gama para deposição próximo à superfície do solo deve ser de 740 GBq ou 20 Ci [19].

O transporte de produtos perigosos é regulamentado pelo decreto 96.044 de 18/05/88 e o de materiais radioativos deve ainda atender norma específica da CNEN [11]. Na Tabela 3.3 são apresentados os valores de A_1 e A_2 relativo ao transporte de fontes. A_1 corresponde à máxima atividade de um material radioativo sob forma especial 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 um embalado do tipo **A** [20].

Tabela 3.3 Valores de **A₁** e **A₂** Para as Fontes Mais Comuns

Radioisótopo	A₁ - GBq (Ci)	A₂ - GBq (Ci)
⁶⁰ Co	370 (10)	370 (10)
¹³⁷ Cs	1850 (50)	370 (10)
¹⁹² Ir	740 (20)	370 (10)
²²⁶ Ra	296 (8)	18,5 (0,5)
²⁴¹ Am	1850 (50)	0,185 (0,005)

Um método ideal de acondicionamento deve então ser elaborado de maneira a satisfazer tanto à norma de transporte quanto aos requisitos para uma deposição segura.

3.4.3 Método De Acondicionamento no CDTN

As fontes seladas recebidas no CDTN são constituídas em sua maioria por fontes de ⁶⁰Co e ¹³⁷Cs; assim a solução proposta é dirigida principalmente para estas fontes, podendo ser estendida para as demais.

As diretrizes para o estabelecimento do método foram [21,22]:

- respeito aos limites da norma de transporte;
- utilização de embalagem tipo **A**;
- possibilidade de recuperação das fontes, se necessário;
- respeito à atividade máxima recomendada pela AIEA para a deposição de rejeitos contendo emissores beta-gama;
- baixas doses de radiação para os técnicos envolvidos;
- utilização de um concreto de alto desempenho - CAD para prover alta resistência à compressão e baixa permeabilidade;
- facilidade de imobilização caso a análise final de segurança, quanto à deposição, confirme a adequação do método.

Propõe-se que o acondicionamento das fontes não reutilizáveis seja feito em duas etapas. A primeira etapa do acondicionamento, conforme ilustrado na Figura 3.11, consistirá dos seguintes itens:

1. desmontagem dos medidores nucleares em célula-quente;
2. retirada e colocação das fontes em um tubo blindado de 30 cm de altura útil e 6 cm de diâmetro externo, posicionado sob a célula, até atingir a atividade limite especificada ou a altura útil do mesmo;
3. colocação de um tampão de chumbo sobre o tubo porta-fontes;
4. preparação do tambor com concreto;
5. transferência da blindagem interna com as fontes, da célula para o tambor;
6. colocação da tampa superior de concreto, provendo blindagem e isolamento.

A blindagem que ficará sob a célula será composta por duas camadas de chumbo para maior proteção dos operadores. Quando a atividade das fontes na blindagem interna atingir o limite especificado ou o volume máximo no interior do tubo, apenas a blindagem interna será transferida para o tambor.

Nesta primeira etapa as fontes não serão imobilizadas, podendo ser recuperadas, se necessário.

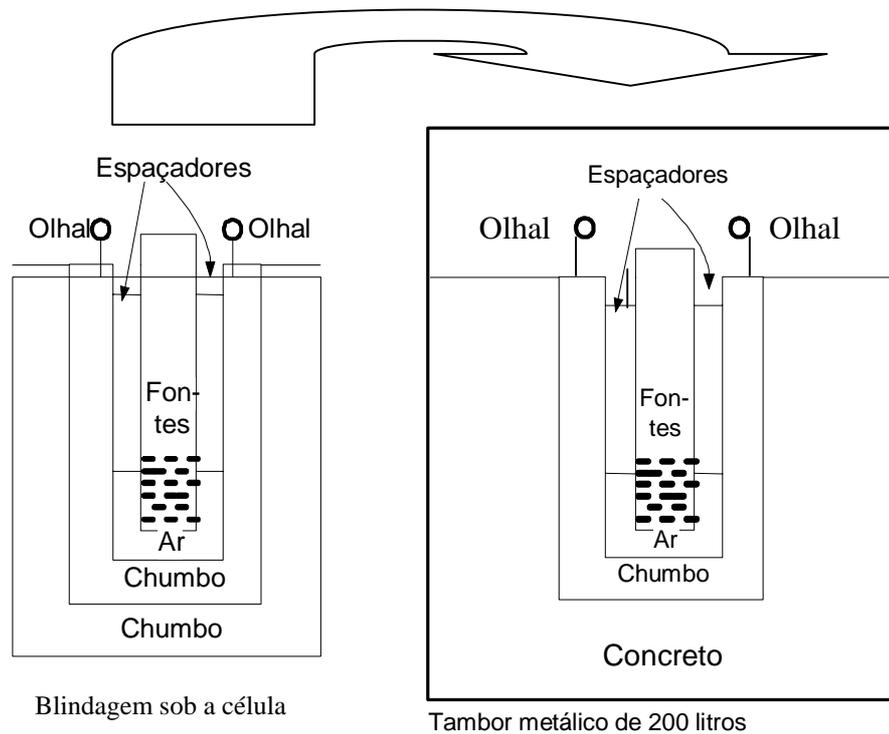


Figura 3.11 Acondicionamento das Fontes no CDTN

A segunda etapa consistirá no acondicionamento final, que só deverá ser feito após o estabelecimento dos critérios de aceitação de rejeitos no repositório nacional. Se

o método proposto atender estes critérios, a imobilização poderá ser realizada através da seguinte maneira:

7. retirada da tampa superior de concreto e do tampão;
8. preenchimento do espaço em torno das fontes com uma liga metálica de baixo ponto de fusão;
9. selagem da embalagem com concreto fresco.

A utilização de ligas metálicas na imobilização apresenta a vantagem de baixíssima permeabilidade, alta resistência mecânica e baixa corrosão desde que haja compatibilidade entre os materiais metálicos [23]. Além disso, em um cenário de intrusão após a colocação no repositório, as fontes estarão bem mais seguras.

Várias espessuras de concreto e chumbo foram avaliadas através do programa "Microshield" versão 3.12, a espessura da camada de ar foi mantida em 2,5 cm. Foram consideradas uma atividade máxima de 74 GBq (2 Ci) de ^{60}Co , bem inferior ao limite das normas de transporte (1/5 A2), e de 370 GBq (10 Ci) de ^{137}Cs , limite de atividade para fontes não classificadas como material radioativo sob forma especial (A2). O limite considerado para a taxa de dose equivalente na superfície do tambor para efeito de transporte foi de 2 mSv/h (uso não exclusivo)

Já que não se conhece à priori a geometria de todas as fontes dos medidores que serão desmontados, considerou-se nos cálculos de taxas de dose, que as fontes poderiam atingir alturas diferentes no tubo coletor e fixaram-se as dimensões de 10, 20 ou 30 cm para se avaliar este parâmetro. Apesar do ideal ser completar todo o tubo com as fontes, poderá acontecer que o limite de atividade seja atingido antes, o que resultaria em uma atividade mais concentrada e conseqüentemente maior taxa de dose.

3.4.4 Acondicionamento de Fontes de ^{60}Co

Conforme metodologia descrita no item anterior, o acondicionamento das fontes de ^{60}Co , apresentou a seguinte variação nas taxas de dose:

Tabela 3.4 Variação das Taxas de Dose de Acordo com a Altura Alcançada- ^{60}Co

Espessura de concreto (cm)	Espessura de chumbo (cm)	Peso estimado do tambor (Kg)	Taxa de dose equivalente na superfície externa do tambor (mSv/h)		
			Altura 10 cm	Altura 20 cm	Altura 30 cm
20,0	3,0	540	13,13	11,96	10,46
18,5	4,5	570	6,79	6,12	5,28
17,0	6,0	610	3,48	3,10	2,64
15,5	7,5	660	1,77	1,56	1,31
14,0	9,0	710	0,89	0,78	0,65

Logo a embalagem a ser utilizada para o acondicionamento de ^{60}Co terá espessura de concreto de 14 cm e de chumbo de 9,0 cm, que é a condição mais conservativa (destacada na tabela).

3.4.5 Acondicionamento das Fontes de ^{137}Cs

A tabela abaixo apresenta os cálculos para as fontes de ^{137}Cs .

Tabela 3.5 Variação das Taxas de Dose de Acordo com a Altura Alcançada- ^{137}Cs

Espessura de concreto (cm)	Espessura de chumbo (cm)	Peso estimado do tambor (Kg)	Taxa de dose na superfície externa do tambor (mSv/h)		
			Altura 10 cm	Altura 20 cm	Altura 30 cm
22,0	1,0	510	15,70	14,24	12,39
21,0	2,0	530	6,92	6,20	5,31
20,0	3,0	550	3,02	2,67	2,25
19,0	4,0	575	1,30	1,14	0,95
18,0	5,0	610	0,56	0,48	0,39

Como no caso do cobalto, a condição mais conservativa é a utilização de uma embalagem com espessura de concreto de 18 cm e chumbo de 5 cm.

3.4.6 Concreto A Ser Utilizado Na Imobilização

O projeto de Norma CNEN-NE-6.09, Critérios de Aceitação de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação - em elaboração [18], estabelece os seguintes requisitos para as embalagens de concreto:

- resistência à tração (28 dias) $\geq 50 \text{ Kg/cm}^2$;
- resistência à compressão $\geq 550 \text{ Kg/cm}^2$;
- perda de massa (28 dias) $\geq 30 \text{ Kg/m}^3$;
- contração (28 dias) $\geq 175 \text{ }\mu\text{m/m}$;
- permeabilidade ao nitrogênio (28 dias) $\geq 5 \times 10^{-6}$.

Estes valores podem ser atingidos facilmente através da utilização do chamado concreto de alto desempenho - CAD. Na imobilização das fontes seladas do CDTN pretende-se utilizar este tipo de concreto, que apresenta as seguintes vantagens em relação aos concretos convencionais [24]:

- alta resistência inicial;
- menor retração;
- pequena deformação;
- ausência de exsudação;
- excelente aderência à superfícies de concreto antigas;
- baixíssima permeabilidade;
- alta resistência à corrosão química, à abrasão e ao ataque de correntes de água;
- excelente comportamento em relação à ductilidade da estrutura;
- parâmetros constantes mesmo em períodos longos;
- alta resistência mecânica.

Serão feitos estudos nos laboratórios do CDTN para que se determine o traço ideal e as características dos componentes a serem utilizados na formulação.

3.5 Treinamento Realizado No Ipen

No início da concepção do projeto da célula-quente, decidiu-se realizar algumas visitas ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, um dos institutos de

pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, que já possuía algumas células em funcionamento. O objetivo principal das visitas iniciais [25,26], realizadas em 08/07/96 e 21 e 22/11/96, foi fazer um estudo da viabilidade do projeto através de uma análise de custo x benefício.

Nestas ocasiões foi visitado o Laboratório de Produção de Fontes Seladas, instalado no prédio do reator do IPEN, cuja função é a produção e controle de qualidade das fontes seladas de ^{192}Ir e ^{60}Co comercializadas pelo IPEN. Na figura a seguir é apresentada a célula-quente do laboratório.

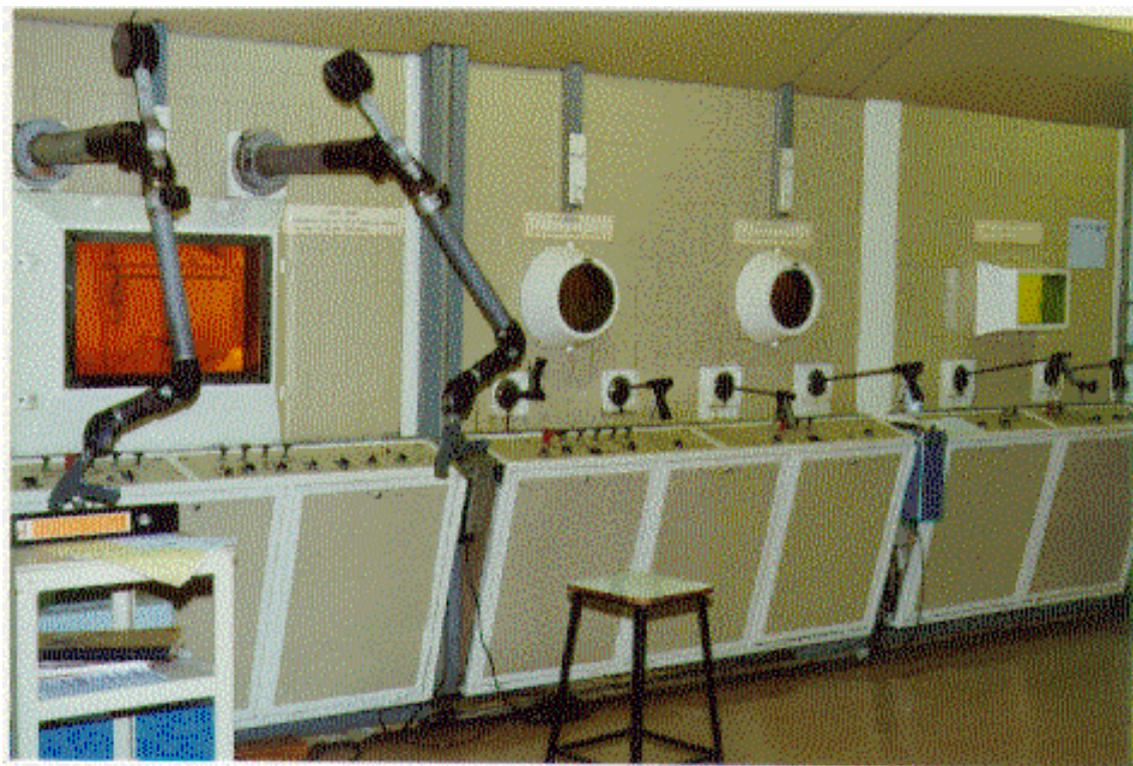


Figura 3.12 Célula-Quente do Laboratório de Produção de Fontes Seladas

À esquerda vê-se um par de telemanipuladores, que é um dos constituintes mais caros de uma célula-quente, vêem-se também quatro vidros plumbíferos, 6 pinças para manuseio remoto, painéis de controle e a blindagem externa.

O Laboratório de Produção de Fontes Seladas foi concebido com o propósito de trabalhar com fontes e equipamentos dos mais diversos, o que resultou na aquisição de vários equipamentos que propiciam uma grande flexibilidade ao laboratório, podendo ser manuseadas fontes de até aproximadamente 29,6 GBq (800 mCi) de ^{60}Co , com doses abaixo das estabelecidas pelas normas.

A célula mede cerca de 6 metros e dividi-se em seções, de acordo com os serviços a serem executados. Apresenta paredes de chumbo de 10 cm de espessura, equipamentos e dispositivos para movimentação de cargas de até uma tonelada, vidros plumbíferos de cerca de 25 cm de espessura, tomada de ar comprimido, iluminação com lâmpadas luminescentes comuns, portas traseiras levantadas por roldanas, janelas para introdução de materiais sem levantamento das portas, gavetas internas para estocagem de fontes, painel de controle frontal, equipamento para soldagem TIG (utilizado para selar as fontes) e tomada de exaustão conectada ao sistema de ventilação do reator utilizando filtro HEPA.

As hastes das pinças atravessam rótulas na parte inferior das blindagens, o que propicia uma boa movimentação. Além disso, pode-se introduzir ou retirar as hastes conforme a região em que se quer trabalhar na célula. A extremidade das pinças também varia bastante dando flexibilidade às operações.

Assim sendo, após uma análise das informações acima, chegou-se as seguintes conclusões:

- o projeto e a construção da célula-quente para desmonte de medidores nucleares poderia ser feito com a cooperação do IPEN, não sendo necessária a contratação de firmas estrangeiras;
- não seria necessária a utilização de telemanipuladores para o desmonte, o que encareceria demasiadamente o projeto;
- a maioria dos medidores nucleares se apresentam em blindagens padronizadas, o que simplificaria o projeto;
- o sistema de ventilação da célula pode ser totalmente independente;
- a utilização de blindagem, vidros plumbíferos e equipamentos nas espessuras padronizadas tornaria o custo bem mais reduzido;
- seria necessária a desmontagem, no Laboratório de Produção de Fontes Seladas do IPEN, de alguns modelos de medidores armazenados na CNEN, visando um estudo prévio das dificuldades e busca de soluções;
- a reutilização dos medidores e das blindagens recebidas como rejeito e a diminuição do volume de rejeitos a ser tratada pagaria o investimento inicial da construção.

A desmontagem dos medidores nucleares foi feita no IPEN no período de 02 a 06/06/97, tendo envolvido as seguintes etapas:

- escolha de cinco medidores nucleares de modelos diferentes;
- transporte dos medidores para o IPEN e retorno dos mesmos para BH;
- desmontagem e posterior montagem dos medidores na célula-quente do laboratório;
- retirada das fontes e ensaio quanto à vazamentos (esfregaço);
- estudo detalhado dos equipamentos do laboratório;
- discussão com os técnicos do local sobre o projeto conceitual da célula a ser construída;
- visita ao Setor de Projetos do IPEN, onde foi estabelecido contato com o responsável, o Eng. Luís Miyashiro e sua equipe;
- visita ao Setor de Produção de Radioisótopos, para familiarização com outras células de concepção mais recente.

Nas Figuras 3.13 a 3.18 são apresentadas algumas fotos do treinamento realizado.

Foi recebido e estudado o manual de garantia de qualidade do laboratório e algumas publicações da Comissão de Energia Atômica da França [27;28,29,30] e uma do IPEN [31], versando sobre projeto de células-quentes.



Figura 3.13 Medidores Nucleares Levados para o IPEN



Figura 3.14 Ensaio de Esfregaço na Blindagem de um Medidor de ^{60}Co

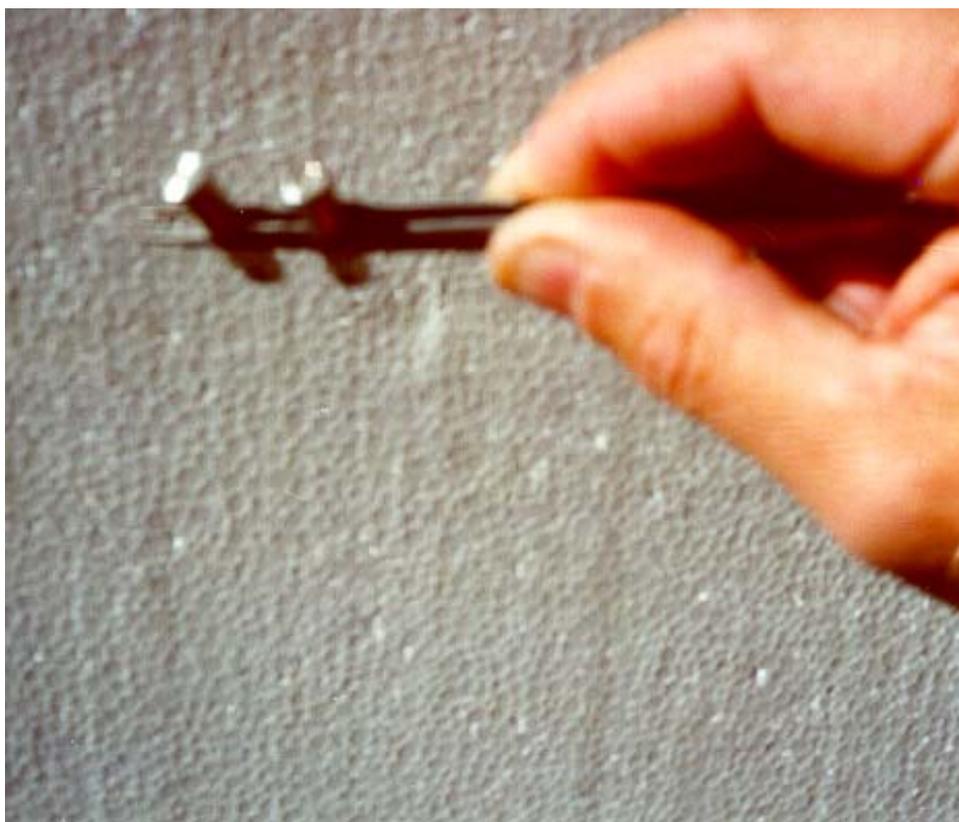


Figura 3.15 Cápsulas Utilizadas no IPEN para Fabricação de Fontes Seladas de ^{60}Co



Figura 3.16 Detalhes das Cápsulas da Fig. acima. À Esquerda Fonte Soldada e à Direita Fonte Rebitada (atualmente só são produzidas fontes soldadas)

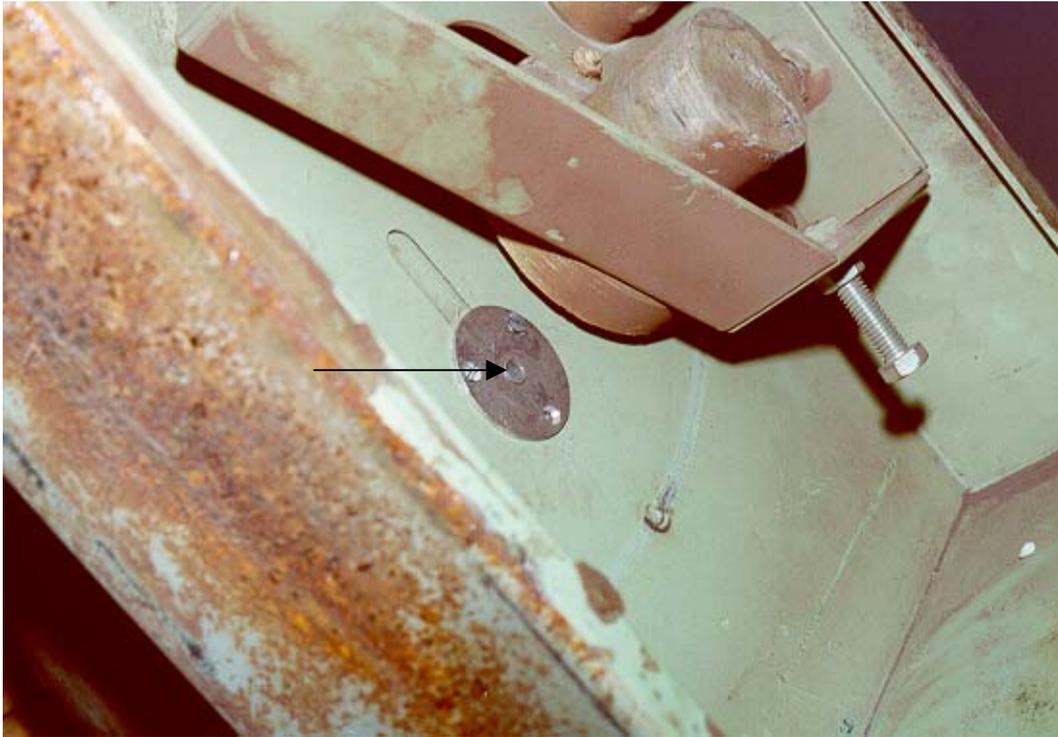


Figura 3.17 Medidor Contendo Fonte de ^{137}Cs Fixada no Interior do Disco

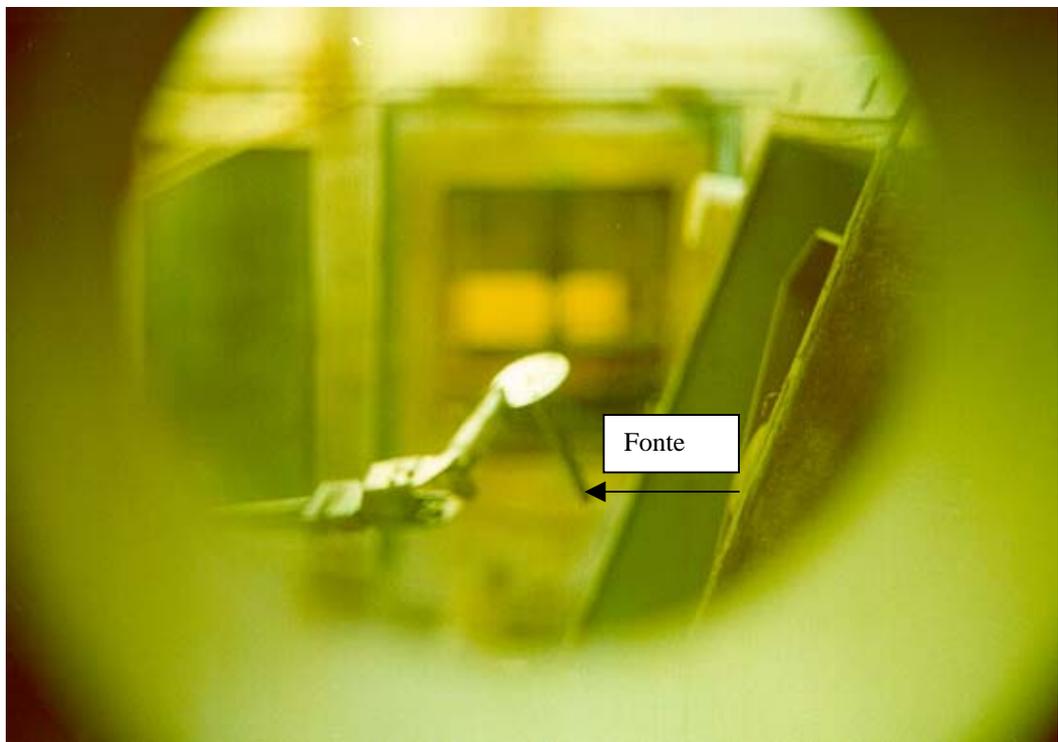


Figura 3.18 Fonte de ^{137}Cs Retirada do Medidor Acima no Interior da Célula-Quente

Após estes estudos iniciou-se o desenvolvimento do projeto conceitual da célula-quente, quando foram definidas algumas diretrizes iniciais, tais como:

- espessura necessária da blindagem;
- desmontagem inicial dos medidores em uma bancada fora da célula, sem exposição da fonte. Isso deve-se ao fato de que grande parte dos dispositivos recebidos são antigos, enferrujados e com parafusos de fixação de fontes de difícil remoção no interior da célula;
- estabelecimento de contatos com os fornecedores visando a especificação dos equipamentos, materiais, e custos envolvidos;
- proposição interna à CNEN do projeto "Reutilização e Condicionamento de Fontes de Radiação Seladas", visando a captação dos recursos necessários à construção;
- fixação da atividade máxima dos medidores que seriam desmontados na unidade;
- desmontagem de dispositivos contendo somente fontes seladas.

Com um esboço inicial do projeto, partiu-se para a definição do projeto conceitual da célula. Este projeto foi desenvolvido durante o período de 17/08 a 11/09/98 no IPEN, com o auxílio da equipe da Divisão de Projetos, quando foram discutidos e definidos os itens descritos a seguir.

4 PROJETO DA CÉLULA-QUENTE

O projeto da célula foi elaborado de maneira que possam ser realizadas as seguintes atividades:

- Desmontagem de medidores nucleares contendo fontes seladas de ^{60}Co com atividade máxima de 3,7 GBq, de ^{137}Cs até 370 GBq e outros radionuclídeos com atividades variáveis;
- Manuseio e ensaio de esfregação das fontes seladas que poderão ser reutilizadas;
- Avaliação das atividades das fontes com atividade desconhecida;
- Colocação das fontes seladas não reutilizáveis dentro de blindagem própria, que será posicionada sob a célula na parte externa, visando posterior imobilização em embalagem especial, descrita no Capítulo 6.

Uma visão de conjunto do projeto é apresentado no ANEXO 4, podendo ser descrito da seguinte maneira.

A sustentação da célula será feita através de uma estrutura de aço carbono AISI 1020 de perfis de 8" de seção transversal, adquirido de fabricante tradicional brasileiro que possui Programa da Garantia da Qualidade com certificado ISO-9000.

Sobre a estrutura será montada uma blindagem de chumbo, com tijolos de 10 cm de espessura nas laterais e fundo. O teto será blindado com chapas de chumbo de 5 cm de espessura. Sob a célula serão colocadas três blindagens, duas para o recebimento das fontes de ^{137}Cs e ^{60}Co não reutilizáveis e uma para a câmara de ionização do medidor de atividade.

Os tijolos de chumbo serão revestidos, tanto interna como externamente por chapas de aço inoxidável de 0,5 mm de espessura. Internamente estas chapas diminuirão as frestas de ventilação e externamente darão um melhor acabamento. Colunas de aço preenchidas com chumbo serão aparafusadas nas arestas da célula para garantir uma maior sustentação do conjunto.

Quatro vidros plumbíferos de 215 x 315 mm, densidade 5,2 g/cm³ (espessura equivalente a 10 cm de chumbo) e pinças para manuseio remoto, possibilitarão a desmontagem segura dos medidores, a retirada das fontes e os testes ou seu acondicionamento.

A liberação do ar de dentro da célula para o exterior será feita por um sistema de exaustão, consistindo de um exaustor ligado à mesma através de uma tubulação de PVC, de pré-filtros, de filtros HEPA e válvulas manuais de ajuste de pressão. Os filtros HEPA serão removíveis, sendo trocados quando necessário. A taxa de renovação do ar interno está estabelecida em 20 volumes por hora e a velocidade de captura será de 30 m/min (0,5 m/seg.), conforme recomendações de projeto de células-quentes do IPEN e do "Commissariat d' Energie Atomique" (França), o que garantirá uma operação segura.

Dentro da célula haverá guias para a introdução dos medidores nucleares, estações de desmontagem dos terminais das pinças, dispositivo para teste de esfregão, ferramentas para corte de tubos e outros pequenos acessórios.

A montagem será feita em área controlada no CDTN. Inicialmente será feita a adequação do laboratório, já que o peso estimado da célula completa é de 17 toneladas. Em seguida será feita a montagem do conjunto externo, equipamentos internos e painel

de controle. Após os testes iniciais de operação, os quais simularão todas as atividades a serem realizadas no interior da célula e total aprovação, poderão ser iniciados os trabalhos à quente.

As principais características da célula-quente são:

- **Dimensões:** 220 cm de comprimento, 215 cm de altura por 140 cm de largura;
- **Blindagem:** tijolos de chumbo de 10 cm de espessura nas laterais e fundo. O teto será forrado com chapas de chumbo de 5 cm de espessura;
- **Revestimento:** os tijolos serão revestidos interna e externamente com chapas de aço inoxidável de espessura de 0,05 cm;
- **Vidros Plumbíferos:** serão 4 unidades retangulares, espessura equivalente a 10 cm de chumbo, dimensões de 215 x 315 mm, densidade 5,2 g/cm³;
- **Portas:** serão 2 frontais, de chumbo, medindo 130 x 70 cm e 10 cm de espessura ;
- **Abertura das Portas:** controlada por cilindro pneumático e sensor magnético. Para a maioria das blindagens, a abertura estará limitada a 80 cm de largura por 120 cm de altura. O sistema pneumático utilizado permite o ajuste da abertura, conforme a geometria da blindagem ;
- **Iluminação Interna:** através de 4 lâmpadas fluorescentes especiais, instaladas lateralmente na parte superior da célula. Na ocasião da troca de lâmpadas, remove-se o suporte com a lâmpada do interior da célula, faz-se a troca e retorna-se com o mesmo para a posição original;
- **Ventilação:** a entrada e a exaustão do ar será feita pela parte superior, com filtro de papel na entrada e pré-filtro e filtro HEPA na saída;
- **Pinças para manuseio remoto:** em número de 7, distribuídas ao longo da célula. O trabalho de desmontagem poderá ser feito pelos dois lados da célula ao mesmo tempo;
- **Câmara de Ionização:** instalada abaixo da célula, possibilitará a avaliação da atividade das fontes que forem manuseadas;
- **Bancada Auxiliar:** será móvel, instalada na parte externa, medidas de 100 x 100 cm. Nesta bancada será feito o afrouxamento dos parafusos de fixação das fontes, sem exposição das mesmas;

- **Movimentação das Blindagens:** as blindagens serão introduzidas na célula a partir da bancada auxiliar. Será utilizado um suporte móvel guiado por cantoneiras com capacidade para até 1000 Kg de carga;
- **Mecanismo de Rotação:** será projetado e montado na célula e terá a função de fixar e girar as fontes a uma velocidade determinada visando a realização de testes de esfregação;
- **Monitor de radiação** – instalado perto da posição de permanência do operador, provido de alarme sonoro para alertá-lo quando o nível de radiação predeterminado for ultrapassado.

O procedimento que será utilizado para o desmonte dos medidores é descrito com detalhes no ANEXO 5.

4.1 Blindagem

No projeto de instalações onde se manuseiam radioisótopos emissores beta-gama, deve-se levar em conta os fatores blindagem, distância e o tempo de exposição, a fim de diminuir as doses nas pessoas afetadas pela operação. Destes três fatores apenas a blindagem é de fato um fator intrínseco ao projeto da instalação, pois os fatores tempo e distância estão condicionados à aplicação correta das regras de segurança. Esta distinção é importante pois, de acordo com os princípios da proteção radiológica, quanto menor a quantidade de variáveis dependentes dos usuários maior a segurança.

Um projeto adequado, com uma blindagem corretamente calculada, assegura que as doses não superarão determinados valores, desde que as pessoas estejam nos espaços permitidos. Por outro lado se a distância não está definida por uma barreira física, dependerá da pessoa estar mais perto da fonte, o que acontece também com o fator tempo.

O cálculo de uma blindagem envolve diversas variáveis tais como [32]:

- características da fonte a ser blindada - tipo de emissão, atividade e energia da radiação;
- distância entre a fonte e as pessoas que serão expostas;
- categoria destas pessoas - pessoal ocupacionalmente exposto (trabalhadores, limite de dose equivalente em doze meses consecutivos de 50 mSv ou limite derivado de

25 $\mu\text{Sv/h}$) ou indivíduos do público, limite de 1 mSv em doze meses consecutivos ou 0,5 $\mu\text{Sv/h}$;

- se o feixe que atinge as pessoas corresponde ao feixe de radiação primário ou secundário;
- tempo durante o qual a fonte está exposta;
- tempo de exposição das pessoas;
- características dos locais vizinhos à instalação radioativa. Por exemplo se existe uma área livre junto às paredes da sala onde a blindagem será instalada, ou se existe um corredor ou estacionamento, etc.

Os valores citados constituem valores máximos estabelecidos em norma [6], não podendo ser superados.

A escolha do material a ser utilizado na blindagem, usualmente chumbo e concreto, depende do tipo de fonte e da energia da radiação que ela emite. Assim para níveis relativamente baixos de energia (menores que 100 keV) predomina o efeito fotoelétrico, no qual a absorção depende fortemente do número atômico do material de blindagem, bem como da densidade. Acima de 100 keV, predomina cada vez mais o efeito Compton, no qual a densidade determina a absorção e o número atômico pouco influencia no processo.

Nos países desenvolvidos a construção de células-quentes é feita a partir de espessuras de blindagem padronizadas. No IPEN e no "Commissariat de L'Energie Atomique", são utilizadas as espessuras padronizadas de 5, 10 ou 15 cm de chumbo. Esta padronização traz grande redução de custo, uma vez que todos os itens relacionados, tais como os vidros plumbíferos e rótulas têm sua construção otimizada.

4.2 Estimativa de Dose Para os Operadores

Células-quentes são instalações caras e sua montagem exige a aquisição de vários equipamentos e materiais importados. Daí a necessidade de se buscar uma redução dos custos, mantendo, no entanto, as doses dos operadores tão baixas quanto razoavelmente exequíveis, levando-se em consideração fatores sociais e econômicos.

Os operadores estarão principalmente expostos à radiação devido: a) ao manuseio das fontes no interior da célula, conforme representado na Figura 4.1 e b) à estocagem das fontes nas blindagens colocadas abaixo da célula (Figura 4.3.).

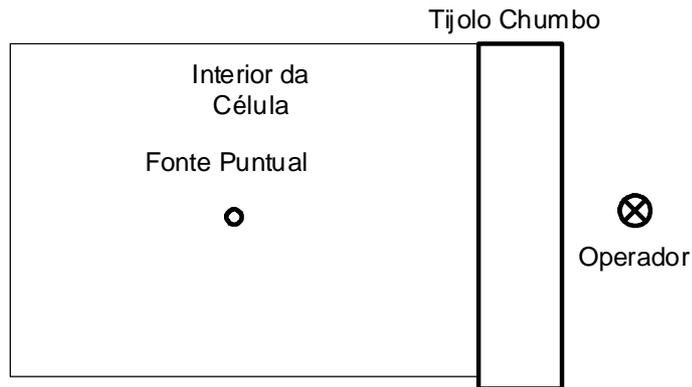


Figura 4.1 Esquema da Fonte no Interior da Célula

As taxas de dose equivalente apresentadas na Tabela 4.1. e Figura 4.2. referem-se ao manuseio das fontes no interior da célula e foram calculadas de maneira conservativa para várias espessuras de blindagem, considerando-se os seguintes fatores:

- atividade máxima diária das fontes a serem manuseadas de 3,7 GBq de ^{60}Co (100 mCi) ou 370 GBq de ^{137}Cs (10 Ci);
- fontes pontuais (quando na verdade elas são cilíndricas);
- distância da fonte à parede interna da célula de 30 cm;
- distância do operador até a superfície externa de 5 cm;
- espessuras de blindagem de 5, 10 e 15 cm, que são valores padrões na construção de células;
- cálculo através do programa "Microshield" versão 3.12.

Tabela 4.1 Resultado do Cálculo das Taxas de Dose (Fontes no Interior da Célula)

Geometria da fonte	Radioisótopo	Atividade Máxima Diária GBq (Ci)	Espessura de Blindagem (cm)			Taxa de Dose Equivalente Operador ($\mu\text{Sv/h}$)
			Ar	Chumbo	Ar	
Pontual	^{60}Co	3,7 (0,1)	30	5	5	1615,1
			30	10	5	90,3
			30	15	5	4,32
Pontual	^{137}Cs	370 (10,0)	30	5	5	9460
			30	10	5	53,3
			30	15	5	0,25

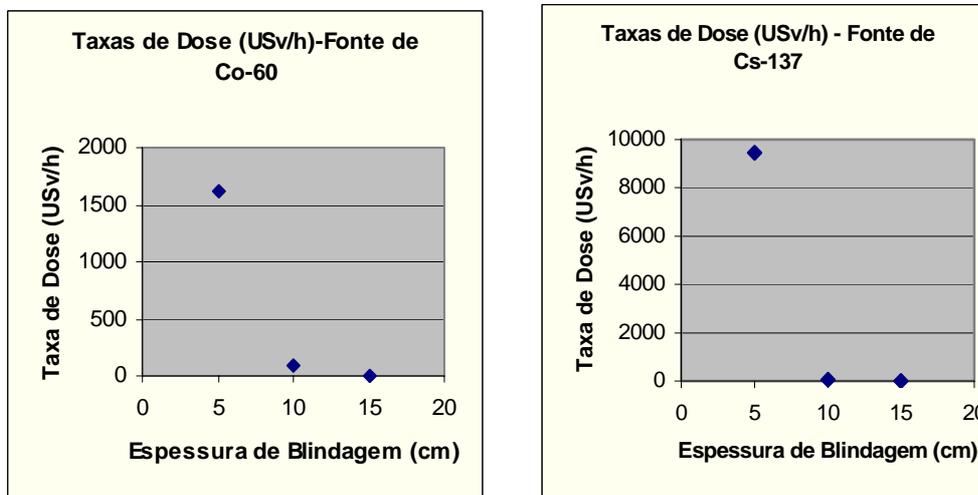


Figura 4.2 Taxas de Dose Equivalente para as Fontes de ^{60}Co e ^{137}Cs

Estima-se que os operadores estarão sujeitos às taxas de dose calculadas por um tempo máximo de 20 minutos por dia, logo as doses equivalentes máximas **diárias** por trabalhador, para cada espessura, ficarão nos seguintes valores:

- Para ^{60}Co : espessura de 5 cm - dose de 538,4 μSv , espessura de 10 cm - dose de 30,1 μSv e espessura de 15 cm - dose de 1,4 μSv ;

- Para ^{137}Cs : espessura de 5 cm - dose de 3153,0 μSv , espessura de 10 cm - dose de 17,8 μSv e espessura de 15 cm - dose de 0,08 μSv .

Na figura a seguir é apresentado esquematicamente a exposição dos operadores à blindagem sob a célula.

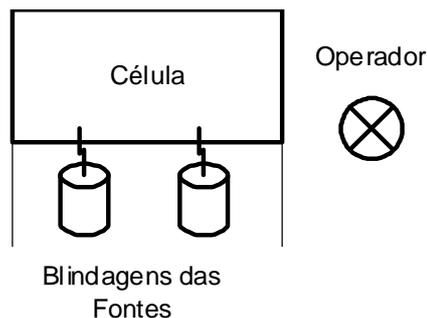


Figura 4.3 Esquema das Blindagens sob a Célula

As doses equivalentes decorrentes do armazenamento das fontes nas blindagens abaixo da célula, condicionamento das fontes não reutilizáveis, são apresentadas na Tabela 4.2 e foram calculadas, de maneira conservativa, segundo os seguintes parâmetros:

- atividade máxima permissível para o ^{60}Co em 74 GBq (2 Ci) e para o ^{137}Cs em 370 GBq (10 Ci), o que somente será atingido após o desmonte de grande quantidade de fontes;
- altura máxima alcançada pelas fontes no interior das blindagens - 10 cm, o que resultaria em uma atividade mais concentrada e conseqüentemente maior taxa de dose na superfície das blindagens;
- posicionamento dos operadores a 50 cm de distância da superfície externa das blindagens sob a célula, permanecendo por 2 horas nesta posição.
- cálculo através do programa "Microshield".

Tabela 4.2 Resultado do Cálculo das Taxas de Dose (blindagens sob a célula)

Geometria da fonte	Radioisótopo	Atividade GBq (Ci)	Espessura de Blindagem (cm)				Taxa de Dose ($\mu\text{Sv/h}$)
			Ar	Chumbo	Chumbo	Ar	
Cilíndrica	^{60}Co	74 (2,0)	2,5	9,0	9,0	50,0	3,56
Cilíndrica	^{137}Cs	370 (10,0)	2,5	5,0	7,0	50,0	1,21

A dose equivalente diária máxima estimada para esta condição é em torno de 9,54 μSv ($(3,56 \mu\text{Sv/h} + 1,21 \mu\text{Sv/h}) \times 2 \text{ h}$).

Portanto as doses equivalentes anuais máximas estimadas para cada espessura de blindagem, para o ^{60}Co e o ^{137}Cs , são apresentados nas tabelas a seguir.

Tabela 4.3 Doses Equivalentes Anuais Estimadas Conforme a Espessura de Blindagem (^{60}Co)

Espessura de Blindagem(cm)	Dose Máxima Diária (μSv)	Dose Acumulada em 250 dias de Trabalho (mSv)
5	547,9	137,0 (acima do limite)
10	39,6	9,9
15	10,9	2,7

Tabela 4.4 Doses Equivalentes Anuais Estimadas Conforme a Espessura de Blindagem (^{137}Cs)

Espessura de Blindagem(cm)	Dose Máxima Diária (μSv)	Dose Acumulada em 250 dias de Trabalho (mSv)
5	3162,4	790,6 (acima do limite)
10	27,3	6,8
15	3,62	0,9

4.3 Otimização do Sistema de Radioproteção [33]

Na tabela a seguir são apresentados os custos dos principais equipamentos da célula. Não foram computados custos que são equivalentes para as três espessuras, como o do sistema de ventilação e das pinças de manuseio remoto. Considerou-se, para efeito desta análise, 30 (trinta) anos de vida útil para a célula-quente.

Tabela 4.5 Principais Custos Envolvidos na Otimização (Valores em US\$)

ITEM	5 cm	10 cm	15 cm
Tijolos de Chumbo	7,900.00	15,800.00	23,700.00
Vidros Plumbíferos (Fornecedor Hot Cell Services)	36,000.00	38,000.00	50,000.00
Rótulas (Fornecedor ATEA Framatome)	19,000.00	25,000.00	35,000.00
Montagem	7,000.00	10,000.00	15,000.00
Manutenção Durante a Vida Útil da Célula Quente	9,000.00	10,500.00	12,000.00
Total da Proteção Radiológica	78,900.00	99,300.00	135,700.00
Anual da Proteção Radiológica	2,630.00	3,310.00	4,523.00

Pela análise prévia dos valores de doses anuais apresentados no item anterior, a opção de se construir a célula com blindagem de espessura de 5 cm deve ser descartada, pois o limite primário de dose anual para trabalhadores seria ultrapassado tanto para o ^{60}Co , quanto para o ^{137}Cs . Por esta mesma razão concluí-se que otimizando o sistema para o ^{60}Co , ele estará automaticamente otimizado para o ^{137}Cs .

Considerando-se que a célula-quente será operada por 2 (dois) operadores, apresenta-se, na tabela a seguir, a análise custo/benefício.

Tabela 4.6 Análise Custo/Benefício para o ^{60}Co

Espessura da Blindagem (cm)	X Custo Anual da Proteção Radiológica (US\$)	S Dose Equivalente Coletiva Anual (homem.Sv)	$\alpha \cdot S$ Custo Anual do Detrimento (US\$)	Custo Total Anual (US\$)
5	-----	-----	-----	-----
10	3,310.00	0,02	200.00	3,510.00
15	4,523.00	0,005	50.00	4,573.00

$\alpha = \text{US\$ } 10.000,00$

Pelos dados apresentados na Tabela 4.6, concluí-se que o Sistema de Radioproteção estará otimizado com uma espessura de 10 cm para a blindagem da célula.

4.4 Equipamentos e Materiais da Célula

4.4.1 Vidros Plumbíferos ou Visores

São materiais que permitem a visualização da parte interna da célula, provendo blindagem adequada [34]. Apresentam as seguintes características:

- forma retangular, campo de visão de 215 x 315 mm;
- formado por 3 camadas (do lado interno para o lado externo da célula): a primeira consiste de uma placa de vidro de 10 mm de espessura, densidade de $2,5 \text{ g/cm}^3$; a segunda é formada por um bloco de vidro de 220 mm de espessura, densidade de $5,2 \text{ g/cm}^3$; e a terceira uma placa de vidro protetora contra choques de 6 mm de espessura e densidade de $2,5 \text{ g/cm}^3$. Essa combinação de vidros de diferentes densidades aumenta a resistência do bloco, inclusive contra impactos. As camadas são ligadas através de uma cola especial resistente à radiação;
- os vidros são montados em uma caixa de aço carbono padronizada preenchida com chumbo, o que facilita a montagem no laboratório;
- capacidade de blindagem equivalente a 100 mm de chumbo;
- resistente à descargas eletrostáticas;
- quantidade: 4 unidades;
- a empresa fornecedora "Sovis", é francesa e apresenta Certificado ISO 9002.

Na figura a seguir é apresentado um desenho do visor.

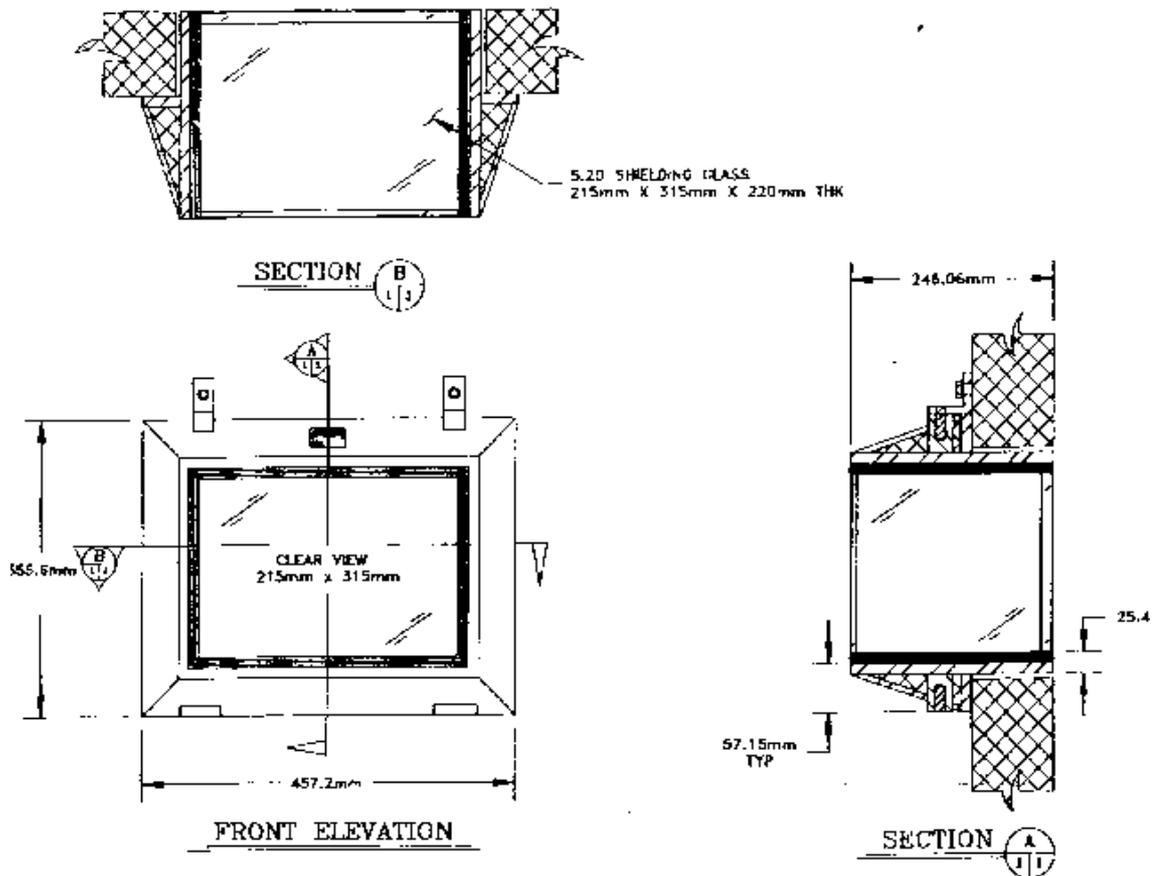


Figura 4.4 Visor que Será Montado na Célula-Quente

4.4.2 Pinças

Consistem em dispositivos que possibilitam o manuseio remoto das fontes no interior da célula [35]. As que foram adquiridas apresentam as seguintes características:

- possuem uma haste de diâmetro padronizado, que é montada no meio de uma esfera de chumbo, chamada rótula;
- em uma das extremidades da pinça é posicionado um dispositivo que permite ao operador, posicionado na parte externa da célula, o fechamento ou abertura da pinça, de acordo com o trabalho a ser realizado no interior da mesma;
- na outra extremidade, uma espécie de garra é acoplada, cujo formato dependerá dos objetos a serem manuseados;

- a garra pode ser trocada no interior da célula, através de uma estação de desconexão, afixada na parte interna (foram adquiridas três estações);
- foram adquiridos 6 conjuntos de pinças padronizadas PER 236, conforme figura abaixo e um conjunto PER 236 com terminal M91.
- O fabricante é uma empresa francesa, a La Calhène.

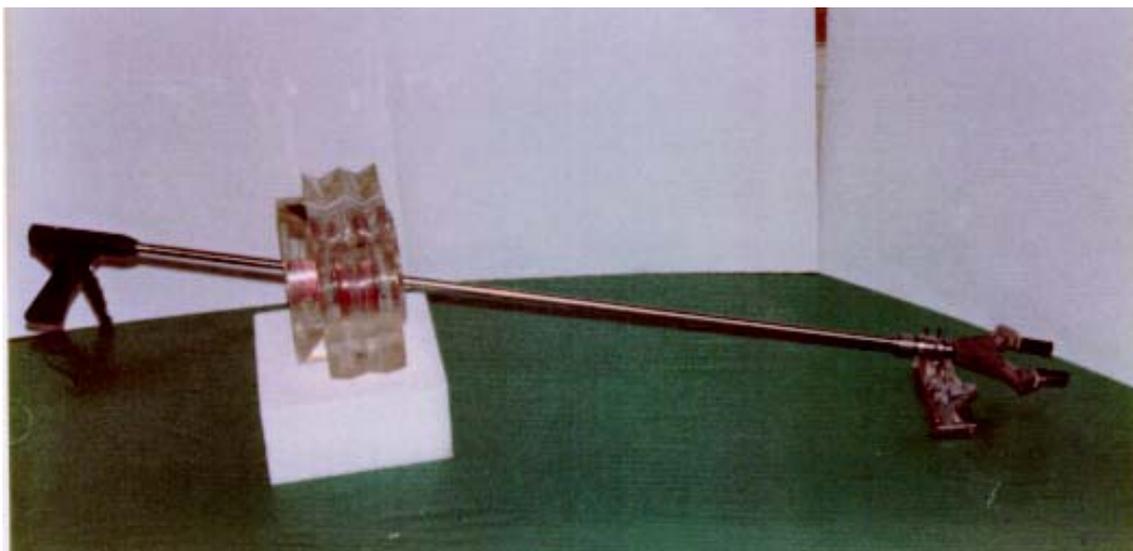


Figura 4.5 Conjunto PER 236 Completo [28]

4.4.3 Rótulas

Constituem-se de uma estrutura esférica móvel que possibilita o movimento giratório das pinças no interior da célula-quente, sendo compostas pelas seguintes partes:

- uma espécie de mancal que é montado sobre os tijolos de chumbo da parede da célula;
- uma esfera de chumbo com um furo central, que serve para a passagem da haste da pinça. Esta esfera encaixa-se no interior do mancal acima, possibilitando um movimento giratório da pinça;
- pequenas esferas de chumbo que são colocadas entre o mancal e a esfera citada no item anterior, permitindo o deslizamento entre as superfícies;

As rótulas adquiridas constituem-se das esferas padronizadas R22L2 e dos mancais E22L2, do fabricante francês ATEA/Framatome. Foram adquiridas 7 unidades de cada.

Na figura a seguir é apresentado um desenho da rótula.

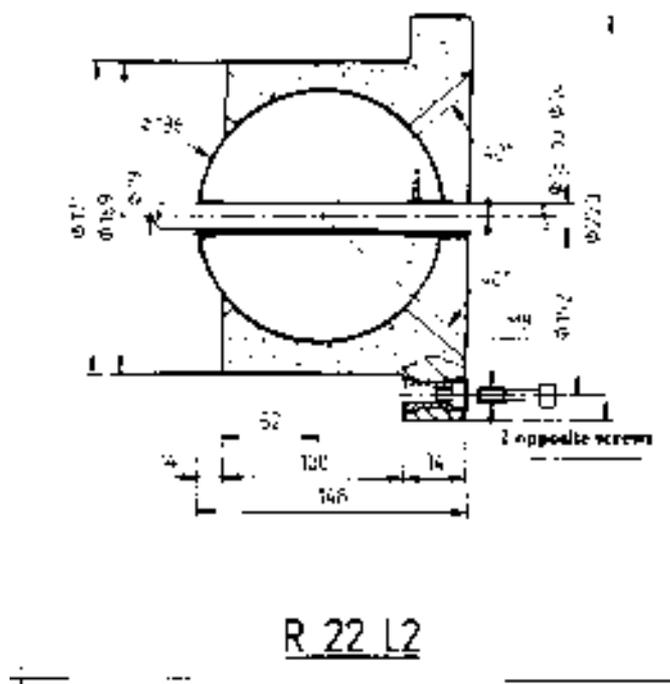


Figura 4.6 Rótula R22L2

4.4.4 Cilindro Pneumático Duplex Geminado

Este cilindro comandará a abertura automática das portas da célula, apresenta as seguintes características [36]:

- abertura simultânea das duas portas da célula (na verdade pode-se dizer que são dois cilindros em um);
- regulagem do tamanho da abertura da célula através do posicionamento dos sensores magnéticos. Inicialmente será limitado a 400 mm para cada porta possibilitando a passagem de medidores de até 800 mm de largura ou diâmetro. Se houver algum medidor nuclear de maior dimensão, a abertura poderá ser estendida até o máximo de 1300 mm, o que dará completo acesso ao interior da célula;
- diâmetro do cilindro de 4" e da haste de 1";
- duplo amortecimento
- êmbolo magnético;

- curso de 650 mm;
- fixação através de orelhas laterais na base.

4.4.5 Cilindro Pneumático Padrão

Possibilitará o posicionamento mais correto possível dos medidores nucleares a serem desmontados, servindo como eixo de referência para a rotação do carrinho auxiliar. Neste carrinho os medidores serão apoiados, ajustados e transportados para o interior da célula. Características:

- diâmetro de 50 mm;
- duplo amortecimento;
- fixação por flange retangular dianteiro;
- curso de 100 mm.

4.4.6 Calibrador de Dose Tipo Câmara de Ionização

Será usado para a determinação da atividade das fontes desconhecidas (Figura 4.7). Este é um dado fundamental na gerência dos medidores nucleares, pois tanto para a reciclagem quanto para o acondicionamento das fontes não reutilizáveis, é necessário conhecê-lo.

Apresenta as seguintes características [37]:

- faixa de medição variando de 0,4 MBq (0,1 μ Ci) a 3000 GBq (79,99 Ci), energia de 25 keV a 3 MeV;
- câmara de ionização remota totalmente selada com gás argônio a uma atmosfera, que será posicionada sob a célula-quente;
- 8 isótopos pré-selecionados calibrados de fábrica;
- resposta independente da geometria da fonte, já que a mesma é colocada no interior da câmara;
- precisão de ± 1 % quando a unidade de potência permanece ligada continuamente por mais de 24 horas;
- fabricante Capintec - Estados Unidos da América .

CRC-7BT CALIBRATOR



Figura 4.7 Calibrador de Dose (determinação de atividade das fontes)

4.4.7 Monitor de Área com Alarme

Tem como função a proteção dos operadores e indivíduos do público. Atuará se o nível de radiação externa for superior ao nível normal de operação, previamente estabelecido [38]. Será posicionado próximo ao local de operação, apresenta as seguintes características (Figura 4.8.):

- opera através de bateria;
- faixa de medição de 3 $\mu\text{Sv/h}$ a 100 mSv/h ;
- potente alarme visual e sonoro;
- limite de dose do alarme ajustável;
- sonda Geiger-Müller de energia compensada.

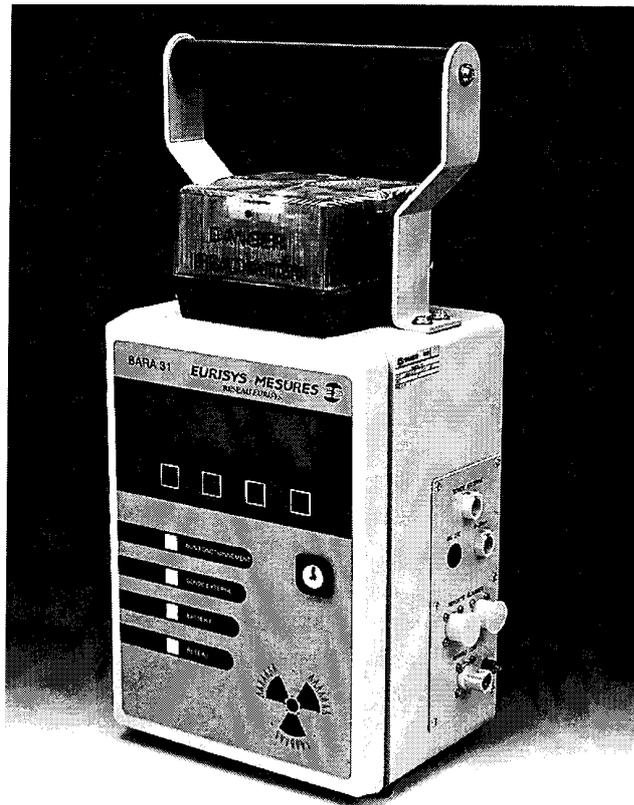


Figura 4.8 Monitor de Área com Alarme

4.4.8 Carrinho para Movimentação de Medidores

Sobre este carrinho serão colocados, posicionados e transportados, os medidores nucleares que serão desmontados na célula. Características:

- movimentação através de 4 esferas transferidoras, afixadas na parte inferior;
- capacidade para medidores de até 1000 kg;
- consistindo de chapa circular de 500 mm de diâmetro e uma polegada de espessura;
- furos dispostos circunferencialmente para melhor posicionamento dos medidores;
- furo central para colocação da haste do cilindro hidráulico padrão acima citado.

4.4.9 Estrutura Suporte da Célula

A estrutura da célula é constituída por vários perfis soldados entre si, sendo rígida e adequada para suportar as cerca de 16 toneladas estimadas de peso. Seu desenho é apresentado na Figura 4.9., sendo composta pelos seguintes itens:

- viga I de 6"x 3 3/8", espessura de 8,71 mm;

- viga I de 4"x 2 5/8", espessura de 4,76 mm;
- cantoneira de aço 1020 de 2 1/2" x 2 1/2" x 1/4";
- chapa de aço 1020 de 2,20 X 1,40 m x 3/8".

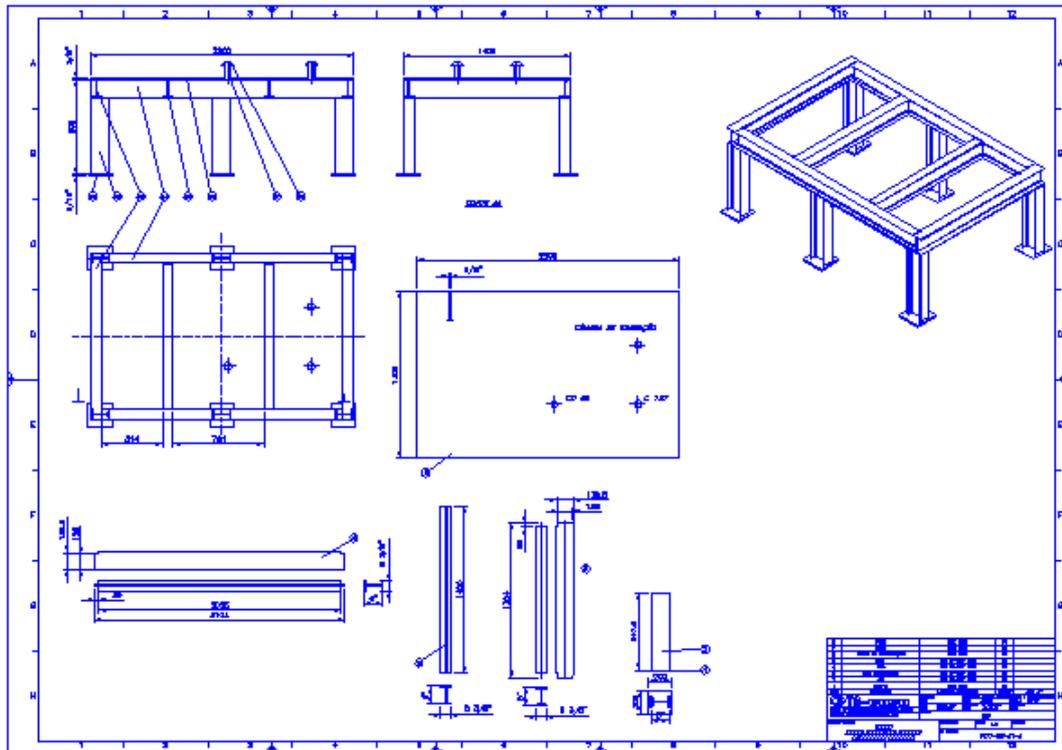


Figura 4.9 Vista Detalhada da Estrutura-suporte da Célula

4.4.10 Bancada Auxiliar

Nesta bancada (Figura 4.10.) os medidores serão colocados sobre o carrinho de transporte, onde será feito o seu manuseio, ou seja, ajustado o melhor posicionamento para a retirada da fonte no interior da célula e afrouxados os parafusos de fixação da fonte sem exposição da mesma. Características:

- dimensões de 0,90 x 0,80 m por 0,90 m de altura;
- altura facilmente regulável;
- superfície de trabalho forrada externamente com aço inoxidável;
- em uma das extremidades sobressairá uma placa de aço que servirá como ponte para a entrada dos medidores na célula.

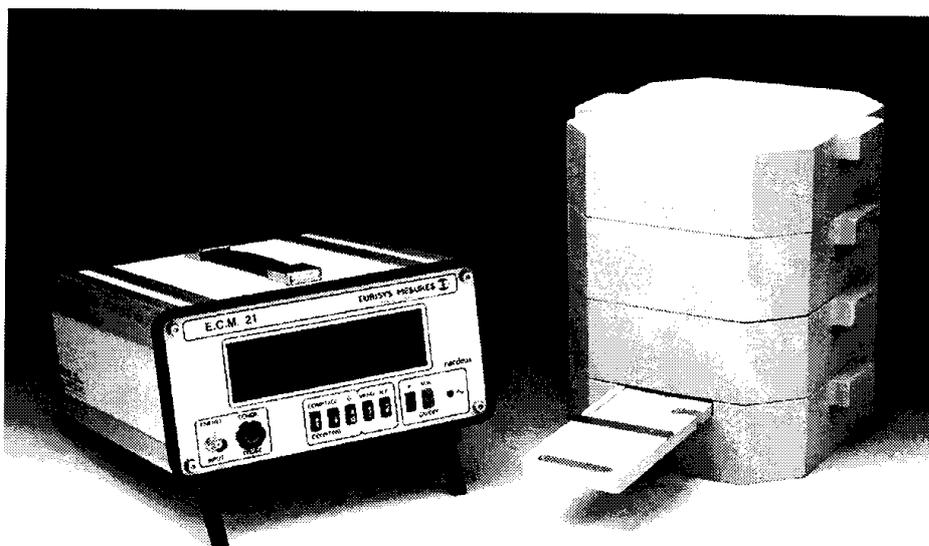


Figura 4.11 Medidor de Radiação Beta em Esfregaços

4.5 Sistema de Ventilação

O sistema de ventilação da célula tem como objetivo assegurar que quaisquer particulados liberados no interior sejam direcionados com segurança para o exterior do prédio, impedindo a contaminação de pessoas ou do local.

Embora a célula esteja sendo dimensionada para o trabalho com fontes seladas, pode ser necessária sua utilização para outros fins ou um trabalho eventual de descontaminação que poderá gerar particulados, que deverão ser exauridos convenientemente. O sistema da célula está sendo dimensionado de acordo com os seguintes parâmetros:

- trabalho sob depressão;
- volume de ar a ser exaurido: $2,88 \text{ m}^3$;
- número de renovações por hora igual a 20, conforme é usual em capelas onde se manuseiam materiais radioativos, gerando uma vazão $Q=57,6 \text{ m}^3/\text{h}$;
- velocidade de captura: $0,5 \text{ m/seg}$ ou 30m/min ;
- conexões de entrada e saída em oposição;
- captação de ar no próprio laboratório, utilizando-se filtro de papel na entrada e um regulador de vazão;

- exaustão composta por um regulador de vazão, um pré-filtro e um filtro de alta eficiência ("HEPA").

Na bancada auxiliar, onde será feita a desmontagem inicial dos medidores sem a exposição das fontes, será utilizado um sistema de exaustão localizado (Figura 4.12.), que apresenta as seguintes características:

- a coifa da extremidade da exaustão será posicionada sobre a parte do medidor a ser desmontada;
- unidade móvel que pode ser utilizada em outras aplicações, se necessário;
- exaustor centrífugo, potência de 750 W;
- extrator de particulados com 2 metros de mangueira;
- lâmpada halógena de 20 W;
- botão liga / desliga e transformador;
- filtro com área de 20 m²;
- fabricante: Robovent.

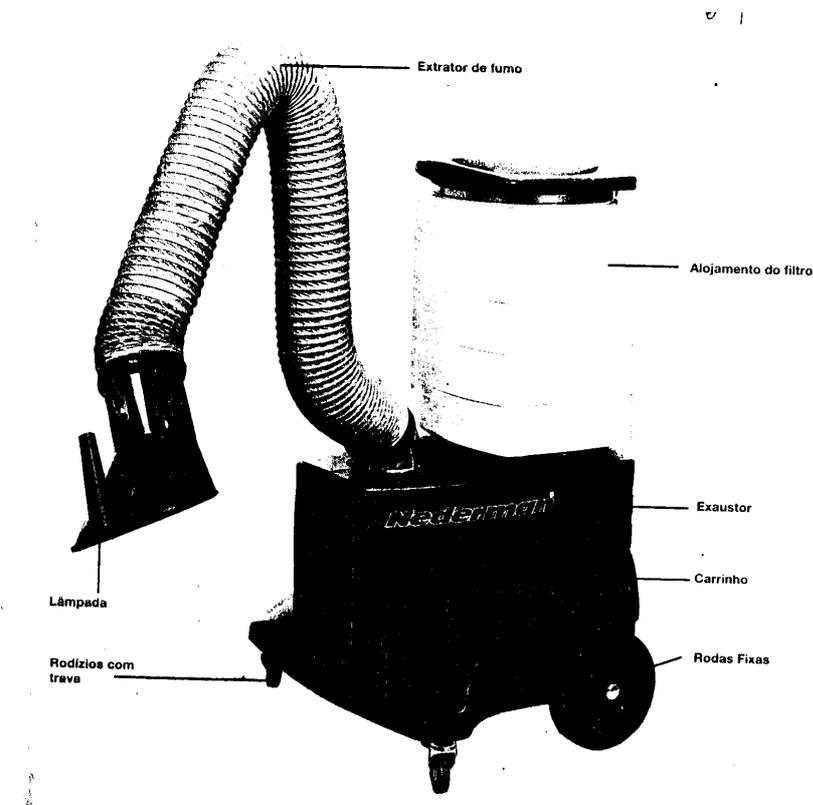


Figura 4.12 Sistema de Exaustão Localizada

4.6 Licenciamento

Toda Instalação onde são manuseadas fontes com atividade acima dos valores de isenção estabelecidos na Norma CNEN-NE-6.02 [39] deve ser licenciada pela Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN.

O laboratório onde será montada a célula-quente, objeto deste trabalho, consiste de uma Instalação Radiativa do Grupo III, onde deverão ser manuseadas somente fontes seladas, cujos radioisótopos principais são pertencentes a Classe B - alta radiotoxicidade (^{60}Co) e a Classe C - Relativa Toxicidade (^{137}Cs).

Para efeito de licenciamento está sendo elaborado um Relatório de Análise de Segurança [40], conforme exigências da CNEN, descrevendo os seguintes itens:

- **Definições dos Termos** utilizados no relatório;
- **Introdução**, onde é descrito o objetivo e a importância da instalação;
- **Classificação da Instalação Radiativa**;
- **Características das Fontes Seladas a Serem Manuseadas**, tais como: radioisótopos, aplicação, faixa de atividade, número de fontes estocadas e atividade total aproximada;
- **Projeto Físico do Laboratório onde a Célula Será Instalada**: localização do CDTN, localização do laboratório, e detalhes construtivos da célula-quente;
- **Plano de Operação** ou seja: organização, responsabilidades e atribuições de cada setor envolvido na segurança do laboratório, classificação da área, treinamento em radioproteção dos operadores, estimativa das doses envolvidas, otimização do sistema de radioproteção do laboratório, procedimentos de monitoração, controle de área e registros;
- **Gerência de Rejeitos**, onde são descritos os rejeitos que serão gerados no laboratório e o seu gerenciamento desde a geração até a sua estocagem no galpão apropriado;
- **Situações de Emergência**, quando são descritas algumas situações que podem ocorrer, decorrentes da operação normal ou acidental do laboratório, e as medidas que serão tomadas para preveni-las ou atendê-las convenientemente;

- **Desativação da Instalação**, neste item descrevem-se as providências a serem tomadas no caso da desativação da instalação, principalmente relacionadas ao material radioativo em processamento/estocagem.

5 CONCLUSÃO

No Brasil existem cerca de 600 Instalações Radiativas operando aproximadamente 3300 medidores nucleares. Como a vida útil recomendada pelos fabricantes é de cerca de 15 anos, pode-se assumir que em um futuro próximo teremos uma grande quantidade de medidores fora de uso a serem gerenciados como rejeito. Como todas as fontes fora de uso são direcionadas para a CNEN, a proposição de se criar um moderno Banco de Medidores Fora de Uso torna-se uma necessidade premente.

A construção da célula-quente irá possibilitar à CNEN a reutilização de parte dos medidores nucleares recebidos e aqueles que não puderem ser reutilizados serão acondicionados eficientemente visando o transporte e a deposição.

Quanto ao acondicionamento de fontes, a utilização do método citado anteriormente para o acondicionamento das fontes de ^{60}Co do CDTN, 110 unidades até 30/04/00 com atividade estimada de 40,7 GBq - Tabela 3.2, resultaria em uma só embalagem, enquanto a aplicação do método recomendado pela AIEA resultaria em cerca de 27 tambores, considerando-se a imobilização de 4 blindagens por tambor. A aplicação para as fontes de ^{137}Cs do CDTN, 92 unidades com 3.470 GBq - Tabela 3.2, resultaria em 11 embalagens, enquanto o uso do método da AIEA geraria cerca de 34 tambores (3 blindagens por tambor).

Pretende-se dar continuidade a este trabalho através da especificação e testes de várias formulações de concreto de alto desempenho, utilizando-se apenas materiais e aditivos comerciais disponíveis no mercado nacional.

6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nature and magnitude of the problem of spent radiation sources. Viena: 1991. (IAEA Technical Document-TECDOC-620).
- [2] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. Sealed radioactive sources - general requirements and classification. Genebra: 1992. (ISO 2919 E-1992).
- [3] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. Sealed radioactive sources - leakage test methods. Genebra: 1992. (ISO 9978-1992).
- [4] SALGADO, A. G. ; BRANDÃO, R. O.; XAVIER, A. M. Operação "arrastão": recolhimento de fontes radioativas consideradas sem mais utilidade. In: IV CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, 5-9 Julho 1992. Lecture...vol. 2, p. 499-501, Rio de Janeiro: ABEN, 1992.
- [5] TSYPLENKOV, V. Minimization of radioactive wastes. In: IAEA REGIONAL TRAINING COURSE ON THE MANAGEMENT OF SPENT RADIATION SOURCES, Belo Horizonte, 3-21 Agosto 1992. Lecture... Belo Horizonte: CNEN/CDTN, 1992. (Lecture 5.15).
- [6] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Diretrizes Básicas de Radioproteção. Rio de Janeiro: 1988. (CNEN-NE-3.01).
- [7] SILVA, Eliane M. P. S. Estudo Teórico do Comportamento Químico de Alguns Radionuclídeos no Produto Cimentado. Belo Horizonte: 1997. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares). Departamento de Engenharia Nuclear, Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. RADWASS radioactive waste management glossary. Viena: 1996. (IAEA-Safety Series 111-G-1.7).
- [9] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Gerência de rejeitos radioativos em instalações radioativas. Rio de Janeiro: 1985. (CNEN-NE-6.05).
- [10] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Funcionamento de Serviços de Radiografia Industrial. Rio de Janeiro: 1988. (CNEN-NN-6.04).
- [11] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Transporte de materiais radioativos. Norma CNEN-NE-5.01, Rio de Janeiro, 1988.
- [12] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de Depósitos Finais de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro: 1991. (CNEN-NE-6.07).

- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching. Viena: 1990. (IAEA Safety Series 102).
- [14] BÄHR, W. Handling and conditioning of spent sealed sources. In: IAEA REGIONAL TRAINING COURSE ON THE MANAGEMENT OF SPENT RADIATION SOURCES, Belo Horizonte, 3-21 Agosto 1992. Lecture... Belo Horizonte: CNEN/CDTN, 1992. (Lecture 5.9).
- [15] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Serviço de radioproteção. Rio de Janeiro: 1988. (CNEN-NE-3.02).
- [16] SHEPHERD, M.F. Recycling of radioactive sealed sources. J. L. Shepherd & Associates, Fax datado 29/04/1998.
- [17] REIS, L.C.A.; FILHO, P.F.L.H. Reutilização de fontes de radiação seladas fora de uso. In: II ENCONTRO INTERNACIONAL DE RADIOPROTEÇÃO INDUSTRIAL, São Paulo, 10-12 Maio 1999. Lecture...p. 101-109, São Paulo: ABENDE, 1999.
- [18] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Critérios de aceitação de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação. Rio de Janeiro. (Norma CNEN-NE-6.09, em elaboração).
- [19] TSYPLENKOV, V. Waste disposal in shallow land burial. In: IAEA REGIONAL TRAINING COURSE ON THE MANAGEMENT OF SPENT RADIATION SOURCES, Belo Horizonte, 3-21 Agosto 1992. Lecture... Belo Horizonte: CNEN/CDTN, 1992. (Lecture 6.2).
- [20] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Transporte de material radioativo no Brasil - principais aspectos. Rio de Janeiro: 1998. CNEN/Coordenação de Rejeitos Radioativos, 1998.
- [21] REIS, L.C.A.; FILHO, P.F.L.H. Condicionamento de fontes seladas fora de uso. In: VII CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR - CGEN, Belo Horizonte, 31 Agosto - 03 Setembro 1999. Lecture...CDROM, Rio de Janeiro, ABEN, 1999.
- [22] REIS, L.C.A.; FILHO, P.F.L.H. Reutilization and conditioning of spent radiation sources from nuclear gauges. In: WM'2K WASTE MANAGEMENT SYMPOSIUM, Tucson, 27 Fevereiro - 02 Março 2000, Lecture...CDROM, Tucson, Laser Options Inc., 2000.
- [23] OJOVAN, M.I.; ARUSTAMOV, A.E.; KACHALOV, M.B.; SHIRYAEV, V.V.; SOBOLEV, I.A.; TIMOFEEV, E.M. Metal matrices for the immobilisation of highly radioactive spent sealed radiation sources. In: WM'98 WASTE

MANAGEMENT SYMPOSIUM, Tucson, 01 - 05 Março 1998, Lecture...CDROM, Tucson, Laser Options Inc., 1998.

- [24] AMARAL FILHO, E.M.; ROCHA, S. Desempenho medido na prática. Téchné - Revista de Tecnologia da Construção, Jul./Agosto 97, Ano 5, p. 14-22, 1997.
- [25] REIS, L.C.A. Visita técnica ao IPEN. Belo Horizonte: 1996. CNEN/CDTN, 1996. (Relatório de Viagem RD-CT3-001/96).
- [26] REIS, L.C.A.; SANTOS, P.O.; CHAGAS, C.J.; PUGLIESE, F.L. Visita aos laboratórios do IPEN. Belo Horizonte: 1996. CNEN/CDTN, 1996. (Relatório de Viagem RD-CT3-002/96).
- [27] COMMISARIAT D'ENERGIE ATOMIQUE. Eléments constitutifs d'enceintes blindées. Paris: 1968. Centres D'Études Nucléaires de Saclay/C.E.A. 1968. (Catalogues CEA - Capítulo 1).
- [28] COMMISARIAT D'ENERGIE ATOMIQUE. Eléments constitutifs d'enceintes etanches. Paris: 1968. Centres D'Études Nucléaires de Saclay/C.E.A. 1968. (Catalogues CEA - Capítulo 2).
- [29] COMMISARIAT D'ENERGIE ATOMIQUE. Manipulation - Première partie. Paris: 1968. Centres D'Études Nucléaires de Saclay/C.E.A. 1968. (Catalogues CEA - Capítulo 3).
- [30] COMMISARIAT D'ENERGIE ATOMIQUE. Enceintes de confinement et elements de transfert etanche - Première partie. Paris: 1968. Centres D'Études Nucléaires de Saclay/C.E.A. 1968. (Catalogues CEA - Capítulo 4).
- [31] AZEVEDO, T.L.A. Montagem de Célula de Produção e Processamento de Radioisótopo, São Paulo: 1998. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN/CNEN, 1998.
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Handling, conditioning and disposal of spent sealed sources. Viena: 1990. (IAEA Technical Document-TECDOC-548).
- [33] SENNE JR., Murillo, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Belo Horizonte, Comunicação Pessoal. Setembro de 1999.
- [34] SOVIS. Radiation shielding windows. La Ferte-Sous-Jouarre: 1997.(OA 7159)
- [35] LA CALHÈNE. Remote handling systems using PEC 236 and PER 236. Vélizy: 1987. (Manual n. 44).
- [36] SCHRADER. Linha pneumática. São Paulo: 1995. (Catálogo 1001 - BR).

- [37] CAPINTEC. Product specification catalog. Ramsey: 1996. 176 p.
- [38] EURISYS MESURES, Health Physics. St. Quentin Yvelines: 1996. 1-10, 3-1.
- [39] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de Instalações Radioativas. Rio de Janeiro: 1984. (CNEN-NE-6.02).
- [40] SENNE JR., M.; REIS, L.C.A.; WAKABAYASHI, T. Relatório de Análise de Segurança do Laboratório de Tratamento de Fontes Seladas (em elaboração). Belo Horizonte. Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear.

ANEXO 1 - Formulário de Entrada de Dados no Banco de Fontes

FORMULÁRIO DE ENTRADA - frmDados

NumPlaqueta	<input type="text"/>	
DataRecebimento	<input type="text"/>	
Localização	<input type="text"/>	
EmpresaOrigem	<input type="text"/>	
TipoBlindagem	<input type="text"/>	
	Modelo:	No. Série:
FabricanteBlindagem	<input type="text"/>	
Taxa de Dose ($\mu\text{Sv/h}$)	<input type="text"/>	
DataMonitoração	<input type="text"/>	
Situação	<input type="text"/>	
FabricanteFonte	<input type="text"/>	
Modelo	<input type="text"/>	
NumSerie	<input type="text"/>	
Peso (kg)	<input type="text"/>	
TipoFonte	<input type="text"/>	
Aplicação	<input type="text"/>	
Radionuclídeo	<input type="text"/>	
TipoRadiação	<input type="text"/>	
Atividade (MBq)	<input type="text"/>	
DataAtividade	<input type="text"/>	
Tranca do Obturador	Cadeado	Estado da Blindagem
<input type="checkbox"/> Com Chave	<input type="checkbox"/> Com Chave	<input type="checkbox"/> Bom
<input type="checkbox"/> Sem Chave	<input type="checkbox"/> Sem Chave	<input type="checkbox"/> Danificado
Fonte com certificado	<input type="checkbox"/> Sim	<input type="checkbox"/> Não
Observações:		
<input type="text"/>		

ANEXO 2 - Cadastro dos Medidores Estocados

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN01** Peso (kg): 70

Descrição: Medidor de Nível, Diam. 23,0 e 33,0 cm de altura



Registro: 1 de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN02** Peso (kg): 36

Descrição: Medidor de Nível, Diam. 18,0 e 26,0 cm de altura



Registro: 2 de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MND3	Peso (kg)	94
Descrição	Medidor de Densidade, Diam. 23,0 cm e altura de 33,0 cm		

[Speaker icon]

Registro: [Navigation icons] 3 de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MND4	Peso (kg)	72
Descrição	Medidor de Densidade, Diam. 21,0 cm e altura de 29,0 cm		

[Speaker icon]

Registro: [Navigation icons] 4 de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

▶ Blindagem	MNOE	Peso (kg)	<input type="text" value="500"/>
Descrição	Medidor de Espessura, diam. 30,0 e 60,0 cm de altura		

Registro: de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

▶ Blindagem	MNOE	Peso (kg)	<input type="text"/>
Descrição	Medidor de espessura, comp. 59 cm, larg. 50cm e alt. 40 cm		

Registro: de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MND7	Peso (kg)	46
Descrição	Medidor dedensidade, diametro 17cm e altura 29 cm		



Registro: ⏪ ⏩ ⏴ ⏵ ⏶ ⏷ de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MND8	Peso (kg)	62
Descrição	Medidor dens. comp. 40 cm, larg. 33, diam. 17cm e alt. 30 cm		



Registro: ⏪ ⏩ ⏴ ⏵ ⏶ ⏷ de 27

tbIBlindagem _ □ ×

CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

▶ Blindagem	MND9	Peso (kg)	<input type="text" value="46"/>
Descrição	Medidor de densidade, diâmetro 17 cm e altura 27 cm		



Registro: 9 ▶▶▶* de 27

tbIBlindagem _ □ ×

CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

▶ Blindagem	MN10	Peso (kg)	<input type="text" value="14"/>
Descrição	Medidor de nível, diâmetro 11,5 cm e altura 18 cm		



Registro: 10 ▶▶▶* de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN11	Peso (kg)	<input type="text" value="19"/>
Descrição	Medidor de nível, diâmetro 10 cm e altura 22 cm		

Registro: de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN12	Peso (kg)	<input type="text" value="31"/>
Descrição	Medidor de densidade, diâmetro 16 cm e altura 18 cm		

Registro: de 27

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem:	MN13	Peso (kg)	<input type="text" value="72"/>
Descrição	Medidor dedensidade, diâmetro 24 cm e altura 26 cm		

Registro: de 27

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem:	MN14	Peso (kg)	<input type="text" value="49"/>
Descrição	Medidor dedensidade, diâmetro 17,5 cm e altura 22 cm		

Registro: de 27

tbIBlindagem _ □ ×

CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN15** Peso (kg):

Descrição: Medidor dedensidade, diâmetro 22 cm e altura 31 cm





Registro:   de 27

tbIBlindagem _ □ ×

CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN16** Peso (kg):

Descrição: Medidor dedensidade, diâmetro 14 cm e altura 20 cm





Registro:   de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN17	Peso (kg)	102
Descrição	Medidor dedensidade, diâmetro 23 cm e altura 27 cm		



Registro: ⏪ ⏴ ⏵ ⏩ ✳ de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN18	Peso (kg)	49
Descrição	Medidor de nível, diâmetro 20 cm e altura 24 cm		



Registro: ⏪ ⏴ ⏵ ⏩ ✳ de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN19	Peso (kg)	<input type="text" value="17"/>
Descrição	Medidor Nuclear, comp. 16 cm, larg. 16cm e alt. 11 cm		

Registro: de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN20	Peso (kg)	<input type="text" value="15"/>
Descrição	Medidor de gramatura de papel, diam. 18cm e alt. 20 cm		

Registro: de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN21	Peso (kg)	
Descrição	Diâmetros, alturas e pesos variáveis		

Registro: 21 de 27

tbIBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN22	Peso (kg)	
Descrição	Medidor de densidade, comp. 60 cm, diam. 47cm e alt. 31 cm		

Registro: 22 de 27

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN23** Peso (kg):

Descrição: Fonte de aferição, diâmetro 8 cm e altura 23 cm



▶

Registro: de 27

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem: **MN24** Peso (kg):

Descrição: Caixa de chumbo, comp. 44 cm, larg. 23cm e alt. 20 cm



▶

Registro: de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN25	Peso (kg)	<input type="text"/>
Descrição	Medidor dens/umidade, comp. 68 cm, larg. 50cm e alt. 36 cm		

Registro: de 27

tblBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN26	Peso (kg)	<input type="text"/>
Descrição	Medidor espessura, comp. 62 cm, larg. 34cm e alt. 52 cm		

Registro: de 27

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN27	Peso (kg)	100
Descrição	Medidor espessura, comp. 60 cm, larg. 30cm e alt. 40 cm		



Registro:  28  de 30

tbBlindagem CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN28	Peso (kg)	70
Descrição	Medidor densidade, diâmetro de 20 cm, comprimento 1,20 m		



Registro:  29  de 30

tblBlindagem _ □ ×

CT3 - Supervisão de Rejeitos

BLINDAGENS

Blindagem	MN29	Peso (kg)	<input type="text" value="0"/>
Descrição	Medidor dens. e umid. Tambor 200 L, diâm 60 cm, alt. 85 cm		



Registro: ⏪ ⏩ ▶ ▶▶ ▶* de 30

ANEXO 3 - Questionário Sobre Medidores Nucleares (com fontes radioativas)

Empresa :

Endereço:

Pessoa de Contato:

Telefone:

Fax:

1) A sua empresa utiliza medidores nucleares ? ____ Sim ____ Não

2) Em caso afirmativo, poderia preencher na tabela abaixo algumas informações sobre os radioisótopos empregados, atividade, data da atividade, se estão operacionais, etc.?

Radioisótopo empregado	Atividade (mCi). Outra unidade especificar	Data Atividade	Em operação (S) Sim (N) Não	Atividade ideal - mCi (pode ser a de aquisição)	*Aplicação (preencher com os códigos)

*Aplicação (usar um dos seguintes códigos) : Medidor de Densidade.- MD, Medidor de Nível - MN, Medidor de Umidade - MU, Medidor de Espessura - ME , Outro - OT

3) V. S^a. considera que o uso de medidores nucleares apresenta vantagens com relação aos medidores convencionais? ____ Sim ____ Não .Justifique:

4) Quanto aos medidores que estão fora de operação, teria interesse, em princípio, em uma nova irradiação da fonte tornando o medidor operacional? ____ Sim ____ Não. Observações:

5) No caso da impossibilidade de nova irradiação, aceitaria a substituição da fonte decaída por uma retirada de outro medidor, com certificado contra vazamentos ? ____ Sim ____ Não. Observações:

6) Este espaço é destinado aos seus comentários. Se não for suficiente, favor anexar uma folha.

ANEXO 4 - Projeto da Célula-Quente

ANEXO 5 – Procedimento de Desmonte dos Medidores Nucleares

- Separar o lote de medidores a ser transferido do Galpão de Armazenamento Provisório para o Laboratório de Tratamento de Fontes Seladas. Os medidores deverão apresentar mecanismos de abertura semelhantes e as chaves já deverão estar disponíveis;
- Em cada medidor do lote, realizar um teste de esfregaço no Galpão de Armazenamento Provisório, em posição mais próxima possível da fonte. Só transportar para o laboratório os medidores que não apresentarem contaminação. Caso esta seja detectada, separar o medidor para posterior imobilização;
- Colocar os obturadores na posição travada, transportar os medidores com acompanhamento do Serviço de Proteção Radiológica e descarregá-los na área de recebimento do Laboratório;
- Colocar o medidor a ser desmontado sobre o suporte móvel da bancada auxiliar na posição mais adequada ao desmonte;
- Após posicionamento adequado ao desmonte no interior da célula, fixar o medidor no suporte e afrouxar os parafusos ou dispositivos que prendem as fontes, sem expô-las;
- Acionar a abertura automática da porta, acoplar a bancada auxiliar e introduzir o suporte móvel no interior da célula;
- Desacoplar a bancada auxiliar e fechar a porta;
- Ligar o sistema de exaustão da célula;
- Pegar o dispositivo que fixa a fonte com a pinça de manuseio remoto e separá-lo do medidor;
- Abrir a cavidade que contem a fonte e retirá-la com cuidado;
- Caso a atividade da fonte seja desconhecida, posicionar a mesma na câmara de ionização sob a célula e fazer sua determinação;
- Caso a fonte seja destinada à reutilização, fazer o teste de esfregaço conforme procedimento específico e montá-la novamente no medidor, se for comprovada a ausência de contaminação;

- Caso as fontes não sejam reutilizáveis, retirar o tampão interno que dá acesso às embalagens sob a célula, de acordo com o radionuclídeo (^{60}Co ou ^{137}Cs);
- Se a fonte estiver acoplada a um disco de aço, como é comum em fontes de ^{137}Cs , será necessário o corte do mesmo através de dispositivo próprio no interior da célula;
- Descarregar a fonte para a embalagem correspondente e anotar todos os dados na ficha de controle de processo;
- Voltar com o tampão interno para a posição original;
- Desligar a exaustão da célula;
- Abrir a porta da célula, acoplar novamente a bancada e retirar a blindagem do medidor;
- Separar as blindagens para monitoração, a medida que elas forem sendo desmontadas;
- Posicionar um novo medidor na bancada auxiliar e repetir os passos anteriores;
- Alcançada a capacidade da embalagem sob a célula, ou preenchido completamente o tubo de fontes, posicionar o tampão interno da célula, retirar a embalagem do local e transferir a blindagem interna para um tambor de 200 litros;
- Colocar uma nova blindagem interna na embalagem e retorná-la para a posição original sob a célula;
- Comunicar ao Serviço de Proteção Radiológica a existência de blindagens a serem monitoradas.
- As blindagens não contaminadas, de acordo com os níveis estabelecidos pela norma CNEN-NE-3.01-Diretrizes Básicas de Radioproteção, serão disponibilizadas para reutilização do chumbo.
- Se houver blindagens contaminadas, será tentada sua descontaminação. Se isto não for possível, elas serão encaminhadas para imobilização, sendo preenchido um formulário GUIARR (Guia de Controle de Rejeitos Radioativos).
- Preencher um formulário GUIARR também para a transferência do tambor contendo as fontes retiradas das blindagens para o Galpão de Armazenamento Provisório.