



**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO**

**ESTUDO E PROJETO DE UM SISTEMA DETETOR
NACIONALIZADO PARA MONITORAÇÃO DE
RADIAÇÃO EM EMBARCAÇÕES**

MÁRIO MONTEIRO MORGADO

**Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear.**

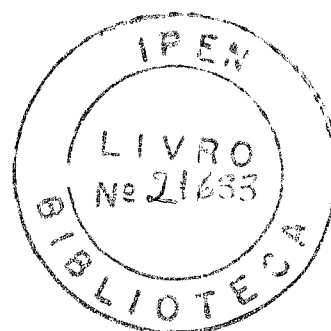
**Orientador:
Dr. Marco Antonio P. V. De Moraes**

**São Paulo
1998**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**ESTUDO E PROJETO DE UM SISTEMA DETETOR NACIONALIZADO PARA
MONITORAÇÃO DE RADIAÇÃO EM EMBARCAÇÕES**

MÁRIO MONTEIRO MORGADO



Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do grau de Mestre em
Ciências na Área de Tecnologia Nuclear:
Aplicações.

Orientador:
Dr. Marco Antonio P. V. de Moraes

SÃO PAULO

1998

*Aos meus pais Artur e Maria Amélia.
A minha esposa, Fatima.
Aos meus filhos Bruno e Rafael.*

AGRADECIMENTOS

Ao Dr. Marco Antônio Proença Vieira de Moraes, pela oportunidade, orientação, amizade, companheirismo e confiança em mim depositada.

Ao amigo Msc. Tufic Madi Filho, um agradecimento especial, pelo empréstimo dos equipamentos necessários para a realização das medidas, bem como, o companheirismo, o apoio do começo ao fim deste trabalho, bem como a amizade sempre constante.

Ao amigo Eng. Nelson Minoru Omi, um agradecimento especial, pelo apoio e amizade, sempre presentes, na confecção do software do trabalho, além das sugestões que foram incorporadas ao trabalho.

Em especial a minha esposa Fatima, pelas críticas e sugestões sempre construtivas, especialmente, pôr todo amor, compreensão e interesse demonstrados.

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, pela oportunidade de aproveitamento da infra-estrutura da Unidade Crítica (UCRI) e do Laboratório de Calibração de Detetores, necessárias para a realização da parte experimental deste trabalho.

Ao Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo, pela oportunidade da realização deste trabalho.

Aos meus amigos Msc. Rinaldo Fuga, Físico Rogério Jerez, Prof. Cesar L. Veneziani, pelas sugestões, pelo apoio, pelo companheirismo, na realização da parte experimental, bem como, nos preparativos finais do trabalho.

Aos meus amigos Leda Cristina Fanaro, Ulysses Dutra Bitelli, Ricardo Diniz, pelas sugestões, apoio, pelo companheirismo e amizade sempre presentes.

Aos Doutores Linda V. E. Caldas, Gian Maria A. A. Sordi, Alberto Saburo Todo, Ieda I. L. Cunha e João M. L. Moreira, pelas colaborações prestadas, oportunidade, apoio e amizade.

À Msc. Maria da Penha Potiens, ao Técnico Valdir e todos do Laboratório de Calibração de Detetores, pela presteza e prontidão na realização da calibração do detetor que compõem este trabalho.

Ao amigo e colega, Engenheiro José Mauro Vieira, um agradecimento especial, pelo empréstimo da câmara de ionização, parte essencial deste trabalho, sem a qual este não teria êxito.

Ao pessoal da CPG: Fatima, Aninha e Verinha, pelo apoio, pela paciência e atenção sempre presentes.

Ao pessoal da biblioteca: Doralice, Valdir, Silvia, Marli, Tereza, Mery, pela paciência, atenção e orientação em pesquisas referentes a este trabalho.

Aos meus professores, pôr tudo o que me ensinaram.

Aos meus pais, pôr todo apoio, pôr tudo o que sou, pôr tudo o que representam para mim, e porque, sem os quais, de maneira alguma, eu teria chegado até aqui.

A todos, que de alguma forma, possa ter esquecido de citar acima, o meu muito obrigado, pôr sugestões, cooperação, apoio na realização deste trabalho.

ESTUDO E PROJETO DE UM SISTEMA DETETOR NACIONALIZADO PARA MONITORAÇÃO DE RADIAÇÃO EM EMBARCAÇÕES

MÁRIO MONTEIRO MORGADO

RESUMO

Neste trabalho é apresentado o estudo, projeto e o desenvolvimento de um sistema de detecção de radiação para embarcações, denominado RADINAC. Este sistema foi projetado para a realização da monitoração da radiação em diversos pontos das embarcações, com o intuito de se avaliar as taxas de doses e dose total acumulada durante um período pela tripulação, bem como, a atividade radioativa contida na água do mar. Este projeto baseia-se num sistema importado, construído em meados da década de 70, mas que encontra-se inoperante, devido, principalmente, a problemas de falta de componentes e peças importadas e mecânicas. O sistema RADINAC foi desenvolvido, tendo como objetivo principal, a sua nacionalização. Os detetores que compõem o sistema são cintilador plástico, para a medida de atividade radioativa contida na água do mar, e câmara de ionização, para a medida de taxa de dose e de dose total acumulada durante um certo período. A instrumentação nuclear apresentou somente três itens (placa de aquisição de dados, pico-amperímetro e fotomultiplicadora) importados, mas que são facilmente encontrados no mercado nacional. Para finalizar, destaca-se o sistema de aquisição de dados, desenvolvido com base no software LABWINDOWS, o qual tem como objetivos, a monitoração do sistema, e o armazenamento e apresentação dos dados via monitor de microcomputador e impressos em papel.

STUDY AND THE PROJECT OF A RADIATION MONITORING SYSTEM IN SHIPS

MÁRIO MONTEIRO MORGADO

ABSTRACT

In this work we present the project and the development of a radiation detection system for use in ships, called RADINAC. This system was developed to measure the radiation in several points of the ship and to give the dose rates and total dose. The radioactive activity of the sea water is also measured.

The project was based on a system developed in the middle of the seventies which is not working due to the lack of some mechanical and electronic components.

The RADINAC system was developed in order to nationalize and modernize the old project. The detectors used are plastic scintillator to measure the sea water radioactive activity and ionization chambers to measure the dose rates. The nuclear instrumentation has only three imported itens: aquisition data board, picoamperimeter and photomultiplier tube. All the other itens are made in Brazil.

With regard to the data aquisition, we used the Labwindows software to create the "virtual instruments" in order to display the data on the computer monitor.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	
1.1 Objetivo	1
1.2 Sistema RADIAC	2
1.2.1 Medida de Alta Taxa de Dose, devido a Radiação Gama	7
1.2.2 Medida de Dose Total, devido a Radiação Gama	8
1.2.3 Medida de Baixa Taxa de Dose, devido a Radiação Gama	8
1.2.4 Medida Radioativa Presente na Água do Mar, devido a Contaminantes Gama.....	8
1.3 Sistema RADINAC	12
2 ASPECTOS CONCEITUAIS	
2.1 Monitoração da Radiação	15
2.1.1 Monitoração Individual Externa.....	16
2.1.2 Monitoração Individual Interna.....	17
2.1.3 Monitoração de Área - Nível de Radiação	17
2.1.4 Monitoração de Área - Nível do Ar	18
2.1.5 Monitoração de Área - Contaminação de Superfície	18
2.2 Detectores.....	19
2.2.1 Sistema de Medida de Água do Mar	19
2.2.2 Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total.....	21
2.3 Proteção Radiológica	22
2.3.1 Grandezas e Unidades	22
2.3.1.1 Atividade	22
2.3.1.2 Exposição	23
2.3.1.3 Dose Absorvida	24
2.3.1.3.1 Relação entre Exposição e Dose Absorvida no Ar.....	24

2.3.1.3.2	Relação entre Exposição e Dose Absorvida no Corpo Humano.....	25
2.3.1.4	Dose Equivalente.....	25
2.3.1.5	Dose Equivalente Efetiva.....	26
2.3.2	Efeitos Biológicos da Radiação	27
2.3.2.1	Introdução	27
2.3.2.2	Mecanismo de Ação das Radiações Ionizantes	28
2.3.2.3	Classificação dos Efeitos Biológicos das Radiações.....	29
2.3.2.3.1	Efeitos Determinísticos (Não Estocásticos)	29
2.3.2.3.2	Efeitos Estocásticos.....	29
2.3.2.4	Efeitos Somáticos Decorrentes de Exposição à Radiação	30
2.3.2.4.1	Efeitos Decorrentes de Exposição Aguda.....	30
2.3.2.4.2	Síndrome Aguda da Radiação	31

3 DESCRIÇÃO EXPERIMENTAL

3.1	Sistema de Medida de Água	34
3.2	Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total.....	43
3.3	Software de Aquisição de Dados	48

4 RESULTADOS EXPERIMENTAIS

4.1	Sistema de Medida de Água	52
4.1.1	Determinação a Tensão de Operação do Sistema	52
4.1.2	Variação da Eficiência em Função da Energia da Radiação Gama	54
4.1.3	Determinação da Sensibilidade Gama em Função da Energia da Radiação Gama (Fontes Líquidas)	56
4.1.4	Determinação da Eficiência em Função da Energia da Radiação Gama (Fontes Líquidas)	58
4.2	Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total.....	59
4.2.1	Determinação da Tensão de Operação	59
4.2.2	Variação da Resposta da Câmara em Função da Energia da	

	Radiação Gama (^{60}Co e ^{137}Cs).....	62
4.2.3	Curvas de Calibração da Câmara de Ionização e Taxa de Exposição em Função do Sinal de Saída do Eletrômetro (V)	63
4.2.4	Calibração da Dose Total Gama	67
4.3	Programa para Aquisição e Análise de Dados	67
5	CONCLUSÕES	73
6	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	75
7	APÊNDICES.....	80
	APÊNDICE 1 - Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC .	80

LISTA DE TABELAS

Tabela	Página
2.3.1 Fatores de Qualidade (Q) em Função da TLE	25
2.3.2 Fatores de Qualidade (Q) em Função do Tipo das Radiações	26
2.3.3 Fatores Revisados do Fator de Ponderação para os Tecidos (W_T)	28
2.3.4 Sistema Afetados e Faixas de Dose na Síndrome Aguda da Radiação	32
2.3.5 Sumário dos Efeitos Clínicos na Síndrome Aguda da Radiação	33
4.1.1 Valores médios das medidas para determinação do valor de tensão de operação do detetor	52
4.1.2 Eficiência do Sistema para várias energias da radiação gama	54
4.1.3 Sensibilidade do detetor cintilador plástico em função da radiação gama	56
4.1.4 Eficiência do sistema para algumas energias da radiação gama, utilizando-se fontes líquidas	58
4.2.1 Valores Médios em Corrente (pA) em função da Variação da Tensão de Opera-ção para Determinação da Tensão de Operação da Câmara de Ionização	60
4.2.2 Valores Médios da Corrente em função da Taxa de Exposição para ^{137}Cs e ^{60}Co	62
4.2.3 Valores médios da tensão em função da taxa de exposição para a câmara de ionização	64/65

LISTA DE FIGURAS

Figura	Página
1.1 Foto de alguns itens do Sistema RADIAC	4
1.2 Foto de alguns itens do Sistema RADIAC	5
1.3 Foto de alguns itens do Sistema RADIAC	6
1.4 Diagrama de blocos da distribuição do Sistema RADIAC	10
1.5 Diagrama da Câmara de Ionização para Medida de Dose Acumulada do Sistema RADIAC	11
1.6 Croqui do Sistema RADINAC	12
2.1 Principais Métodos de Monitoração	16
3.1 Projeto da Câmara de Aço Inox que irão manter o detetor cintilador plástico no sistema de medida de atividade radioativa contida na água	35
3.2 Croqui geral do projeto do sistema de medida de atividade radioativa contida na água	41
3.3 Croqui do projeto da bancada construída para manter a câmara de detecção contendo o detetor, envolta pela blindagem de chumbo	42
3.4 Croqui do projeto da câmara de ionização a ser utilizada nesta pesquisa	46
4.1.1 Gráfico da variação da alta tensão, para determinação do melhor valor de operação do sistema de medida de atividade radioativa contida na água	53
4.1.2 Variação da Eficiência relativa em função da variação energética da radiação gama	55
4.1.3 Variação da Sensibilidade em função da variação energética da radiação gama	57
4.1.4 Variação da Eficiência em função da variação energética da radiação gama, utilizando fontes radioativas líquidas	59

4.2.1	Gráficos para Determinação da Variação da Resposta da Câmara de Ionização em Corrente em Função da Variação da Tensão e da Variação da Taxa de Dose	60/61
4.2.2	Variação da Corrente (pA) em função da Taxa de Exposição com Variação Energética Gama (^{137}Cs e ^{60}Co).....	63
4.2.3	Variação da Tensão de Saída na Câmara de Ionização em função da Taxa de Exposição	65/66
4.3.1	Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens Normal, Estáveis e com o Sistema de Monitoração de Água não Contando	70
4.3.2	Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Subindo, e os e com o Sistema de Monitoração de Água não Contando	70
4.3.3	Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Máximo (Perigo) (Bargraphs em Vermelho) Subindo, e os e com o Sistema de Monitoração de Água após término de Contagem	71
4.3.4	Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Estável, e os e com o Sistema de Monitoração de Água realizando Contagem (ponto de Controle em Verde)	71
4.3.5	Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Descendo e também com Nível de Contagens no Nível Normal (Bargraphs em Verde) Descendo, e com o Sistema de Monitoração de Água após término de Contagem (ponto de Controle em Vermelho)	72
4.3.6	Foto da Tela Secundária com os Fatores de Calibração para Taxa de Dose e Dose Total e os Valores Limites para Taxa de Dose e Dose Total e os Valores do Sistema de Atividade de Água o Local para Colocação da Senha ...	72
7.1	Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC	80/81/82/83

1.1 Objetivo

O objetivo do presente trabalho fundamenta-se no estudo, desenvolvimento e projeto de um sistema de instrumentação nuclear para ser utilizado em embarcações, empregando detetores e eletrônica associada atualizados. Este sistema deverá realizar a monitoração da radiação em diversos pontos da embarcação, permitindo a avaliação das taxas de dose e também da dose total acumulada durante um certo período na tripulação, além da taxa de atividade radioativa contida na água do mar. A utilização deste sistema tem a finalidade de alertar a tripulação contra altas doses devido a radiação gama, bem como desviar a rota da embarcação no caso da detecção de explosão de artefatos nucleares.

Pretende-se também, neste trabalho, enfatizar o emprego preferencial de detetores e/ou instrumentação eletrônica produzidos no país, citando por exemplo, o emprego de detetores cintiladores plásticos para a detecção de radiação gama, além de detetores do tipo câmaras de ionização, ambos produzidos no IPEN/CNEN-SP, que poderão ser utilizadas para a medida de taxas de doses e doses acumuladas.

Este trabalho tem ainda por objetivo, apresentar um programa especialmente desenvolvido para microcomputadores do tipo P. C. ("Personal Computer"), responsável pelo registro e análise dos dados fornecidos pelo sistema de detecção, baseado no "software" "LABWINDOWS".

Além desta preferência pela nacionalização da instrumentação nuclear, este trabalho visa facilitar a modernização dos sistemas detetores nestas embarcações.

1.2 Sistema RADIAC

O sistema RADIAC é utilizado para a detecção de radioatividade, tendo por objetivo a quantificação do nível de doses e da presença de contaminação na água do mar, encontrando-se atualmente instalado em embarcações. Em algumas delas este sistema se encontra-se desativado por problemas eletrônicos, de calibração e principalmente por falta de componentes eletrônicos, tipo válvulas eletrônicas amplificadoras, que não são mais encontradas no mercado nacional e internacional para substituição /1 e 2/.

Este sistema é composto por detetores tipo câmara de ionização e Geiger-Müller, apropriados para a monitoração de doses, taxas de doses, níveis de atividade radioativa na água do mar, devido à /1/:

- I) Radiação gama oriunda de explosões de artefatos nucleares;
- II) Radiação gama de chuva radioativa (“fallout”) sobre e ao redor do navio;
- III) Contaminação das águas dos oceanos por radioatividade induzida.

Os detetores que compõem o sistema RADIAC possuem as seguintes características de detecção /1/:

- a) Detetores Geiger-Müller, **com janela de quartzo**, utilizado para medida de taxas de dose de baixos níveis (LLDR), entre 1 e 10.000 $\mu\text{Gy/h}$, dentro de uma faixa de energia entre 80 keV e 3 MeV para radiação gama, com um erro de $\pm 30\%$, (figura 1.1).

b) Detetor Câmara de Ionização para medida de taxas de dose de altos níveis (HLDR), entre 0,5 e 10.000 cGy/h, numa faixa de energia entre 80 keV e 3 MeV, para radiação gama. Esta câmara de ionização construída com o eletrodo central (cátodo) com material equivalente ao ar, possui um volume de coleção de cargas de $6E-4 \text{ m}^3$, localizado entre dois eletrodos hemisféricos e cujo volume interno é preenchido com ar seco à uma pressão de cerca de 0,33 bar (figuras 1.1 e 1.2).

c) Detetor Câmara de Ionização utilizado para a medida da dose acumulada (dose total), entre 0 e 1.000 cGy/h, com um erro de $\pm 30\%$, em uma faixa de energia de 80 keV e 3 MeV, para detecção de radiação gama. Esta câmara de ionização construída com o eletrodo central (cátodo) com material equivalente ao ar, possui um volume de coleção de cargas de $3E-6 \text{ m}^3$ (figuras 1.1 e 1.2).

d) Detetor Geiger-Müller, **com janela de quartzo** (igual ao descrito no item a), utilizado para medidas de níveis de atividade radioativa na água do mar, entre 30 MBq/m^3 e 27.750 MBq/m^3 , em uma faixa de energia de 80 keV e 3 MeV, para detecção da radiação gama, com um erro de $\pm 30\%$, sendo que o detetor encontra-se dentro da tubulação de circulação de água do mar, existente internamente à embarcação.

O sistema Radiac é de origem britânica, da década de 70, e foi instalado em algumas embarcações, mas atualmente esta praticamente desativado (figura 1.3). Um outro fator que interfere muito na manutenção deste sistema é que por exemplo as câmaras de ionização são produzidas especialmente para este sistema, possuindo formatos e estruturas bem definidas, o que dificulta a sua substituição, no caso de algum defeito.

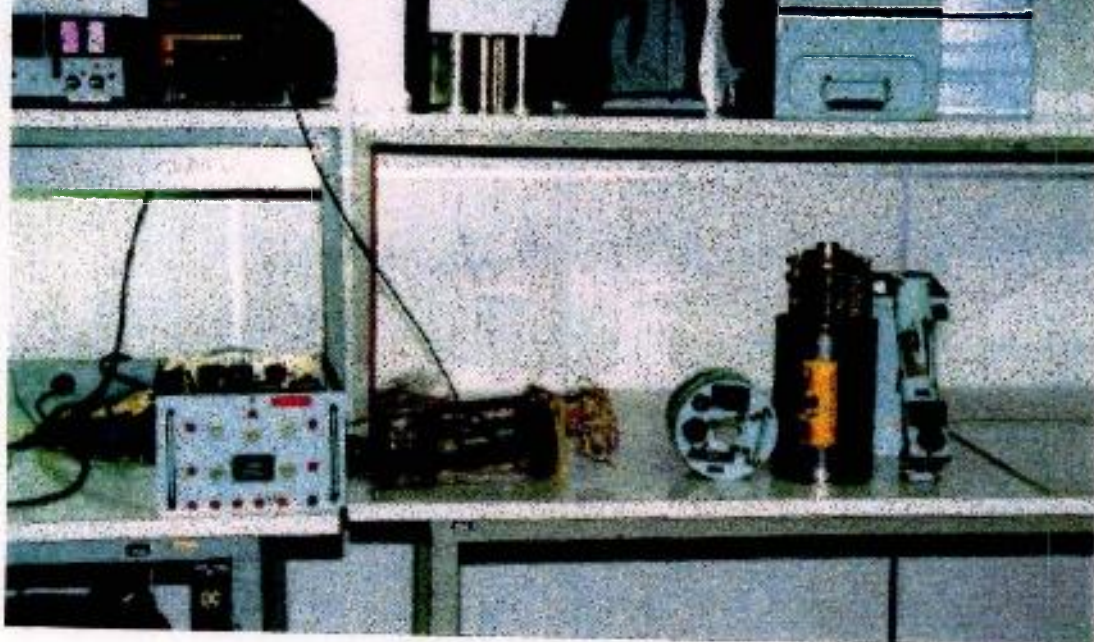


Figura 1.1 -Fotografia de alguns itens do Sistema RADIAC, respectivamente (da esquerda para a direita): vista de frente do Módulo da Eletrônica Associada, vista de perfil e superior do sensor que contém a Câmara de Ionização para medida de dose acumulada, sensor que contém a Câmara de Ionização para medida de taxa de dose de altos níveis e sensor que contém a Geiger-Müller para medida de taxa de dose de baixos níveis.



Figura 1.2 - Fotografia de alguns itens do Sistema RADIAC, respectivamente (da esquerda para a direita): vista de perfil do Módulo da Eletrônica Associada, vista superior do sensor que contém a Câmara de Ionização para medida de dose acumulada, sensor que contém a Câmara de Ionização para medida de taxa de dose de altos níveis e sensor que contém a Geiger-Müller para medida de taxa de dose de baixos níveis.

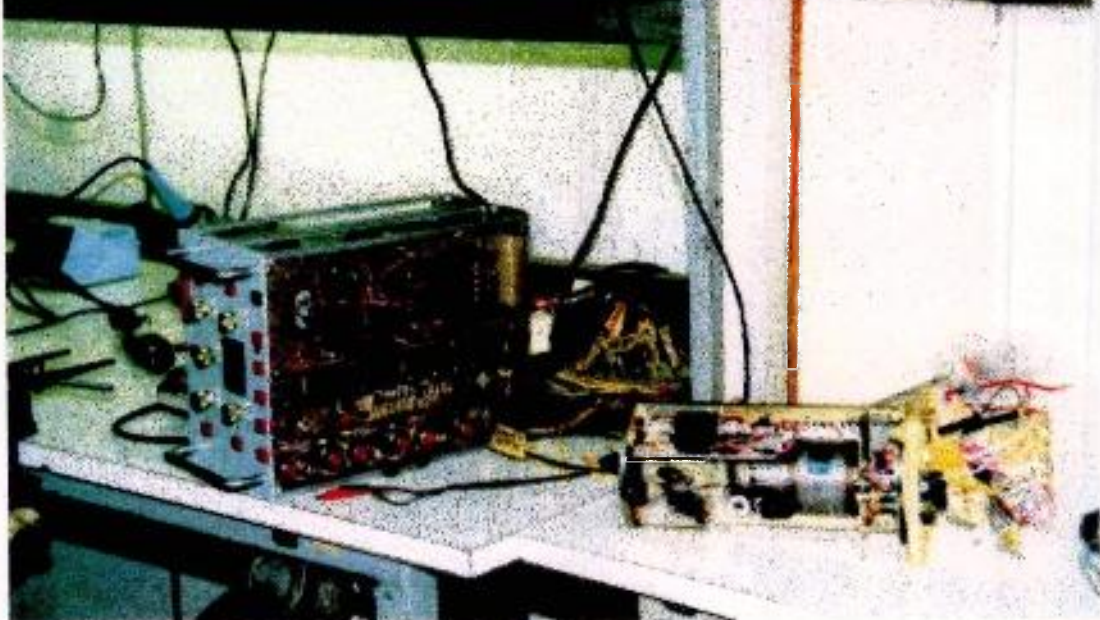


Figura 1.3 -Fotografia de alguns itens do Sistema RADIAC, respectivamente (da esquerda para a direita): vista de perfil do Módulo da Eletrônica Associada, vista de perfil do sensor que contém a Câmara de Ionização para medida de dose acumulada.

Na figura 1.4, está apresentado um diagrama de blocos da distribuição do sistema RADIAC, instalado em uma embarcação. A distribuição estratégica destes detetores nas embarcações, permite a obtenção dos níveis de radiação nas cercanias e no seu interior, possibilitando o controle, por exemplo, de uma evacuação ou reentrada nos compartimentos e até mesmo uma mudança de rota /1/ da embarcação.

O sistema RADIAC centraliza os sinais de todos os detetores, de diversos pontos da embarcação (conforme figura 1.4), sendo sua eletrônica associada (uma fonte de alta tensão e um amplificador para alimentação de todos os detetores, módulos indicadores de dose total, taxa de dose e de níveis de atividade radioativa presente na água do mar e unidade de controle de medida de fluxo de água) se encontra localizada na sala de controle e comando da embarcação /1/.

Abaixo descrevemos o funcionamento de cada item que compõem este sistema:

1.2.1 - Medida de Alta Taxa de Dose, devido a Radiação Gama:

Para medida de alta taxa de dose, devido a radiação gama, é utilizado o detetor câmara de ionização, descrito no item 1.2.b. O princípio de funcionamento é assim descrito: o operador da sala de controle da embarcação, através de um módulo de controle central, aonde encontra-se o controle de todo o sistema RADIAC, seleciona a posição do detetor (dentre aquelas mostradas na figura 1.4), aciona o sistema de detecção e observa o resultado em um registrador analógico. É importante destacar que estes resultados não são registrados de forma permanente, ou seja, manualmente ou eletronicamente, o que dificulta um melhor estudo dos mesmos, tanto a nível ocupacional, como à nível ambiental.

Vale ressaltar que os detetores encontram-se dentro de caixas de metal, nos pontos descritos na figura 1.4.

1.2.2 - Medida de Dose Total, devido a Radiação Gama:

Para medida de dose total, devido a radiação gama, é utilizado o detetor tipo câmara de ionização, descrito no item 1.2.c. O princípio da medida de dose total é semelhante ao descrito no item 1.2.1 (medida de taxa de dose), ou seja, o operador seleciona o detetor com o qual deseja realizar a medida, acionando o módulo de detecção (figura 1.5), aonde então é ligado um sistema eletrônico, que utiliza um motor de passos. A função deste motor de passos é movimentar uma placa contendo a eletrônica associada, cuja função é de coletar os dados da câmara de ionização e enviá-los para o controle central. Esta placa deverá então manter um contato de alguns segundos (aproximadamente 10s) com um capacitor ($3000 \text{ pF} \pm 10\%$). Este capacitor encontra-se localizado na saída do detetor e possui a função de coletar e armazenar todas as cargas do detetor, proporcionais a quantidade radiação detectada durante o período de contagem, obtendo então a carga do capacitor. A eletrônica associada desenvolve uma tensão de saída proporcional a dose total acumulada pelo detetor, durante período de contagem. Conforme descrito no item 1.2.1 os resultados não são registrados de forma alguma (manualmente ou eletronicamente), o que dificulta um melhor estudo dos mesmos, tanto a nível ocupacional, como à nível ambiental, além do que, os detetores encontram-se também dentro de caixas de metal, nos pontos descritos na figura 1.4.

1.2.3 - Medida de Baixa Taxa de Dose, devido a Radiação Gama:

Para a medida de baixa taxa de dose, devido a radiação gama, é utilizado o detetor tipo Geiger-Müller, com janela à quartzo, descrito no item 1.2.a. Para este item existe somente um detetor localizado no passadiço da embarcação (ponto mais alto da embarcação) sendo o sistema de medida exatamente igual ao descrito no item 1.2.1.

1.2.4 - Medida de Atividade Radioativa Presente na Água do Mar, devido a Contaminantes Gama:

Para medida de atividade radioativa presente na água do mar, devido a contaminantes gama, é utilizado o detetor tipo Geiger-Müller, com janela à quartzo, descrito no item 1.2.d. O sistema de medida é exatamente igual ao descrito no item 1.2.1, sendo somente que, o resultado observado é expresso em termos de atividade por unidade de volume. Estes resultados também não possuem registros permanentes (manualmente ou eletronicamente), conforme descrito no item 1.2.1. É importante destacar que este detetor se encontra dentro de uma tubulação por onde circula água do mar, e principalmente, que o detetor não possui contato com a água pois encontra-se enclausurado em módulo de detecção de metal, conforme mostrado nas figuras 1.1, 1.2 e 1.3.

É importante ressaltar também, que existem alguns outros problemas, como a própria calibração dos detetores do sistema RADIAC, pois a sua eletrônica associada é um sistema fixo (toda a sua eletrônica é parte integrante do controle da embarcação) e por este fato não pode ser retirada da embarcação, além do que, é um sistema de grande porte (vários itens interligados e com grandes volumes pesados), o que impede portanto, que seja realizada a calibração em laboratório. Sendo assim esta calibração deveria ser realizada em campo, ou seja, na própria embarcação, a qual apresenta alguns problemas, tais como:

- dose desnecessárias nos tripulantes;
- pequeno espaço, o que dificulta à determinação da taxa de dose e dose total em diferentes ângulos e distâncias;
- dificuldade no controle ambiental;
- alto custo de deslocamento de equipamentos de calibração (detetores muito sensíveis e fontes radioativas calibradas), além de não ser aconselhável pelos laboratórios padrões.

A partir dos fatos acima mencionados, problemas na manutenção, calibração e principalmente falta de componentes, foi então elaborado o projeto para o desenvolvimento de um sistema novo, daqui por diante chamado como RADINAC.

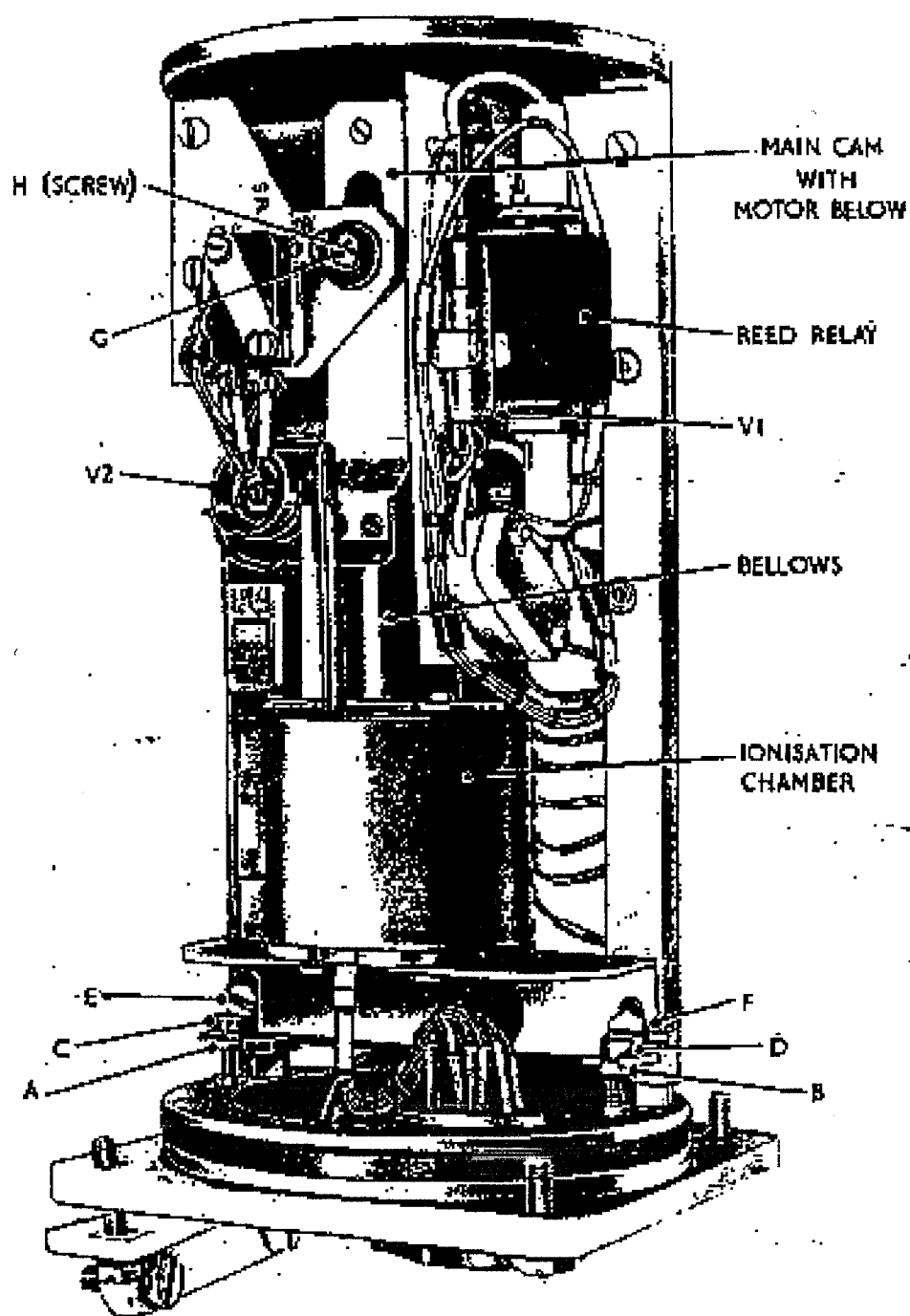


Figura 1.5 - Diagrama da Câmara de Ionização para medida de dose acumulada do Sistema RADAC.

1.3 Sistema RADINAC

Para o desenvolvimento do sistema RADINAC foi inicialmente realizado um estudo /3, 4, 5, 6 e 7) que gerou um melhor conhecimento sobre artefatos nucleares e principalmente a verificação das características físicas dos diversos tipos de detetores, a fim de se especificar o tipo de detetor que seria aplicado em cada item que envolve o sistema. Além disto foi necessário um estudo de alguns “softwares” para verificar qual se aplicaria melhor no desenvolvimento de um sistema para aquisição de dados deste novo sistema, via um microcomputador do tipo PC comercial. Estes estudos envolviam no seu todo uma preferência pela nacionalização da instrumentação nuclear, além da modernização dos sistemas detetores nas embarcações.

Para o item de *medida de atividade* de água foi selecionado o detetor tipo cintilador plástico, principalmente por ser um tipo de detetor que podem entrar em contato com a água e por ser fabricado no IPEN-CNEN-SP.

Para os itens de *medida de taxa de dose e dose total* foi selecionado um detetor do tipo câmara de ionização, principalmente por já ser produzido no Brasil, especificamente no IPEN/CNEN-SP.

No item 2.0 serão descritos as características dos detetores acima citados e outros tipos, estudados para esta aplicação.

No caso do sistema de aquisição de dados foi selecionado o “software” “LABWINDOWS”, por ser atualizado, de relativo baixo custo e principalmente, por estar disponível para ser aplicado, além do que, qualquer software de aquisição de dados necessita de placas de aquisição de dados e neste caso, estas placas encontravam-se disponíveis no CTMSP. A estruturação e descrição do sistema de aquisição de dados serão descritos no item 2.0.

Após estes estudos, foi então elaborado um diagrama preliminar do sistema RADINAC (figura 1.6), como uma proposta de desenvolvimento. É fato que este diagrama é somente ilustrativo, mas até o momento esta sendo mantido quase que na sua totalidade.

No item 3.0 descrevemos ainda os procedimentos experimentais utilizados para a realização dos testes e caracterização deste sistema, além dos dados e especificação de toda a instrumentação utilizada na montagem do desenvolvimento do sistema RADINAC, bem como a descrição das montagens realizadas.

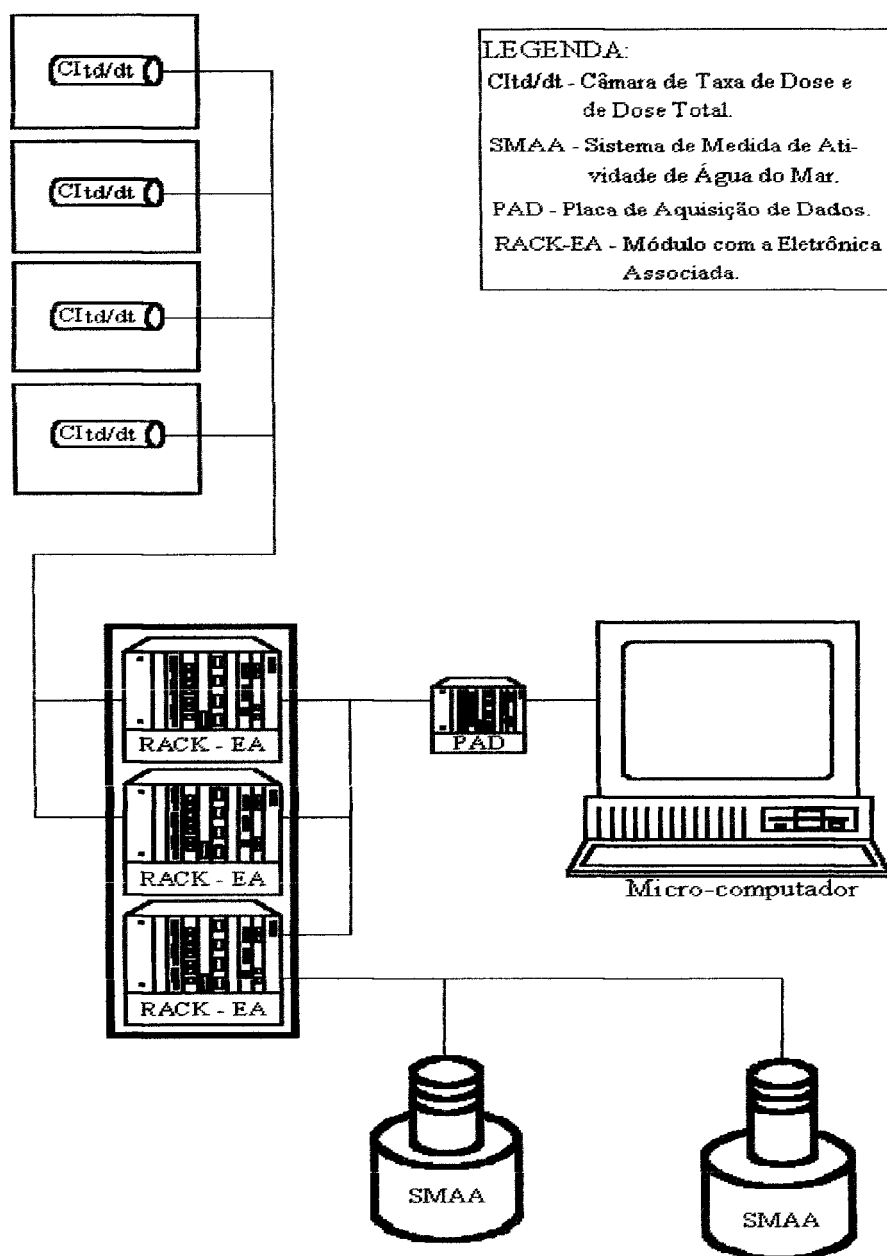


Figura 1.6 - Croqui do Sistema RADINAC (Sistema proposto para ser desenvolvido).

2.1 Monitoração da Radiação

As radiações ionizantes - alfa, beta, gama, raios X e nêutrons - não podem ser percebidas diretamente pelos órgãos dos sentidos do corpo humano. Por isso, um indivíduo pode permanecer inadvertidamente num campo radioativo sem notar a sua presença, nem perceber de imediato seus efeitos nocivos.

A proteção radiológica dispõe de vários recursos para evitar que os indivíduos recebam doses equivalentes excessivas ou desnecessárias e avalia se esses recursos foram eficientes através da monitoração /8/.

Para que as monitorações atinjam suas finalidades, estas devem ser racionalmente planejadas e realizadas dentro de um programa /8, 9 e 10/, que inclui:

- obtenção de medidas;
- interpretação das medidas obtidas;
- registro dos dados;
- e, indicação de providências, quando necessárias, para melhorar os dispositivos de proteção.

Um programa de monitoração pode requerer um ou mais métodos, dependendo da natureza da radiação e das circunstâncias em que a radiação pode afetar um indivíduo. As avaliações podem ser feitas por meio das medidas tomadas no próprio indivíduo (monitoração individual) e no local onde ele trabalha (monitoração de área).

Os principais métodos de monitoração são apresentados esquematicamente na figura 2.1 /8/.

2.1.1. Monitoração Individual Externa

A monitoração individual externa objetiva a obtenção de dados para avaliar as doses equivalentes recebidas pelo corpo inteiro, pela pele ou pelas extremidades, quando o indivíduo sofre uma irradiação externa.

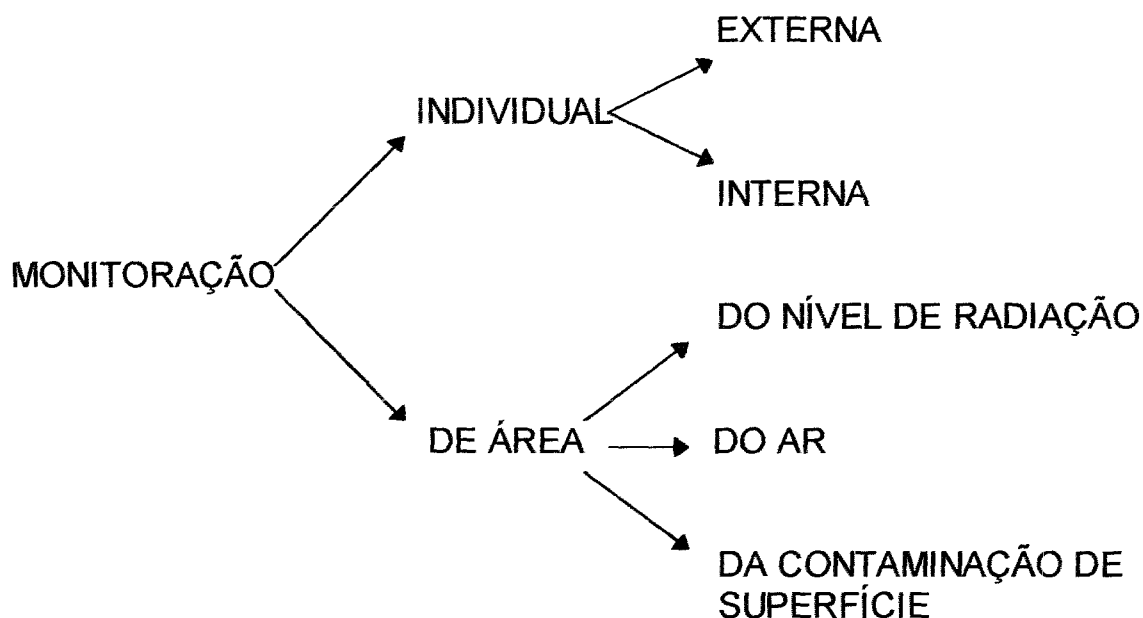


Figura 2.1 - Principais Métodos de Monitoração.

Nesta monitoração, dosímetros individuais são colocados em determinadas regiões do corpo e são utilizados continuamente pelo indivíduo, durante o seu trabalho.

Os dosímetros mais utilizados com esta finalidade são os filmes dosimétricos, os dosímetros termoluminescentes, as câmaras de ionização de bolso e os dosímetros eletrônicos de alerta.

2.1.2. Monitoração Individual Interna

A monitoração individual interna é utilizada para determinar a quantidade de radionuclídeos incorporados pelo indivíduo e avaliar a respectiva dose equivalente. Pode ser feita pela análise de excretas (in vitro) ou pela contagem direta (in vivo).

Em certos casos, a quantidade de material radioativo incorporado pelo indivíduo pode ser estimada pela análise de urina, fezes, secreções nasais, escarro, etc. Esta técnica pode ser aplicada para qualquer radionuclídeo desde que se conheça a relação entre a quantidade eliminada pelo corpo e a quantidade existente dentro do corpo.

2.1.3. Monitoração de Área - Nível de Radiação

É utilizada para dar uma indicação dos níveis de radiação existentes em determinados locais de trabalho. Por este método, pode-se estimar com antecedência a dose esperada para as pessoas que ocuparem a área por um determinado tempo e pode-se advertir as pessoas a evitarem as áreas perigosas.

Diversos instrumentos podem ser utilizados na monitoração do nível de radiação, tais como: Câmaras de Ionização, detetores Geiger-Müller, Cintiladores e etc. Estes podem ser portáteis ou fixos.

Um aparelho portátil comumente utilizado é o monitor com detetor tipo Geiger-Müller.

Monitores do tipo fixo podem ser instalados em locais estratégicos. Para registrar constantemente o nível de radiação e quando um nível pré-determinado for atingido, um sinal de alerta luminoso e/ou sonoro chama a atenção do operador.

Os monitores utilizados nas áreas de trabalho são geralmente calibrados para medir as taxas de dose ($\mu\text{Gy/h}$) ou as taxas de exposição ($\mu\text{C/kg.h}$).

2.1.4 Monitoração de Área - Do Ar

O método objetiva principalmente detectar a dispersão de material radioativo no ar, providenciar a proteção apropriada ao trabalhador exposto ao ar contaminado e avaliação da quantidade de radionuclídeos incorporados por inalação. A monitoração de ar é importante nos locais de trabalho onde há possibilidade de ocorrer a contaminação por poeira, aerossóis e gases radioativos.

2.1.5. Monitoração de Área - Contaminação de Superfície

Tem como objetivo avaliar a quantidade de material radioativo depositado na superfície de objetos. Pode ser realizada por método direto ou indireto.

No método direto, o detetor é colocado sobre a superfície com suspeita de estar contaminada. A medida da contaminação pode ser lida diretamente no aparelho. Quando a superfície a ser monitorada for muito extensa, tomam-se medidas apenas das áreas representativas.

O método indireto é empregado quando for impossível realizar medidas diretas ou para complementá-las. Consiste em obter amostras desta superfície, por exemplo, esfregando papéis de filtro sobre uma área determinada, em geral 100 cm^2 . O papel de filtro com a contaminação transferida é analisado.

A contaminação de uma superfície é medida em unidades de atividade por unidade de área (Bq/cm^2) e são mais usadas quando os contaminantes forem emissores de partículas α ou β , uma vez que a radiação gama é mais penetrante podendo ser avaliada diretamente. No caso de medida de contaminação em líquidos, os métodos são semelhantes e a unidade é atividade por unidade de volume (Bq/m^3).

2.2 Detetores

2.2.1. Sistema de Medida de Água do Mar

É de conhecimento que a radiação ionizante possui um abrangente espectro de energia e variados tipos de interação com a matéria, sendo que cada tipo de detector possui uma utilização específica, de acordo com o tipo de radiação, intervalo de energia e características próprias /11/.

Para o caso do item de medida de atividade radioativa contida na água do mar /12/ estudou-se os seguintes detetores:

- cintiladores sólidos: cristais (inorgânicos e orgânicos) e plásticos;
- fotodiodos.

Os detetores plásticos possuem diversas aplicações, por serem sensíveis à partículas alfa e beta, radiação gama e nêutrons. Estes detetores foram propostos como sensores de radiação na década de 50, possuindo as seguintes características/11/:

- a) Resposta luminosa da ordem de ≈ 2 ns, sendo indicados para utilização em estudos de fenômenos que ocorrem em intervalos de tempo bastante próximos, tais como o estudo de reações nucleares;
- b) Não são higroscópicos, portanto podem ter contato com a umidade, possuindo uma excelente eficiência de detecção de partículas alfa e beta, devido terem contato direto com a água e em consequência com estes tipos de radiações;
- c) Sua fabricação, não requer processos especiais na sua usinagem;
- d) Podem ser construídos em diversos tamanhos e formatos;

- e) Apresentam sensibilidade elevada para nêutrons, devido à sua composição básica ser constituída de átomos C e H;
- f) De acordo com suas características de estabilidade térmica, resistência mecânica e sua grande estabilidade à radiação, estes são indicados para situações de monitorações tipo “CAMPO”;
- g) São indicados para a detecção da radiação gama, possuindo eficiência comparada (de valores próximos) a outros detetores (tipo NaI(Tl), por exemplo);
- h) A fabricação deste tipo de detetor é de BAIXO CUSTO, quando comparada a de outros detetores, pois não precisam equipamentos especiais para sua confecção, além da sua matéria prima ser também de relativo baixo custo.

Também foram estudados os detetores à base de fotodiodos, os quais foram recusados para o uso neste caso, pois como primeiro fator e predominante, são higroscópicos /13 e 14/.

Quanto aos detetores do tipo cintilador, utilizando cristais de CsI, estes apesar de bastantes vantagens /15/ são higroscópicos, eliminando a sua utilização para este experimento. Esclarecemos, no entanto, que se fossemos *somente* detectar radiação gama, poderíamos até utilizá-lo, desde que, fosse montada uma excelente blindagem que evitasse a entrada de umidade.

Outros detetores a gás, tipo Geiger-Müller, câmara de ionização e o próprio cristal cintilador - por exemplo NaI(Tl), atendem bem as características finais descritas acima (por exemplo: os itens c, d, f, g e h), mas por outro lado as características do plástico cintilador se sobressaem, no caso específico deste sistema. Por exemplo, podemos citar que o detetor tipo Geiger-Müller não é fabricado no Brasil, o que contraria o objetivo do sistema em desenvolvimento. No caso da câmara de ionização, o custo de fabricação, quando comparado ao do detetor tipo plástico cintilador é maior. No caso do cristal de

NaI(Tl) que possui blindagem contra humidade, não deve ser utilizado para a aplicação sugerida neste trabalho, em contato direto com a água do mar.

Logo, por apresentarem grandes vantagens, principalmente por não serem higroscópicos, sendo facilmente construídos em diversos tamanhos e formatos, possuindo baixo custo de fabricação e o IPEN/CNEN-SP possuindo a tecnologia de fabricação, optou-se pela utilização dos detetores tipo plástico cintilador para as unidades de detecção de níveis de atividade radioativa na água, no sistema a ser desenvolvido para a dissertação deste mestrado.

2.2.2. Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total

Os detetores a gás funcionam com base na coleta dos íons formados quando da passagem da radiação pelo volume que contém o gás. As câmaras de ionização operam na sua maioria com os pares de íons primários (íons formados pela interação da radiação incidente com os átomos do gás, elétrons e íons positivos) que forem coletados. Assim, as câmaras de ionização são detetores de radiação ionizante que operam numa determinada tensão tal que todos os pares de íons primários sejam coletados. Os processos de ionização secundária podem ocorrer quando os elétrons formados na ionização primária possuírem energia suficiente para ionizar outros átomos do gás /16/. Para o processo de ionização secundária, podemos citar o caso da radiação gama, que pode interagir com as paredes do detetor, através dos efeitos Fotoelétrico e Compton gerando, em consequência, elétrons secundários com energias cinéticas proporcionais à energia da radiação gama absorvida /16, 17, 18 e 19/. Este fenômeno de elétrons secundários, entretanto, não é muito pronunciado nas câmaras de ionização devido à baixa tensão de operação das mesmas. A tensão necessária para que o detetor opere como uma câmara de ionização depende da geometria, da pressão e do tipo de gás em seu interior e o número de pares formados e coletados irá nos fornecer informações sobre a energia e o tipo de radiação incidente. Quando a diferença de potencial existente entre os eletrodos da câmara é suficientemente elevada para garantir que fenômenos de recombinação e difusão sejam desprezíveis, a coleta dos pares de íons produzidos gerará uma corrente elétrica em regime de saturação.

Desta forma, tanto no projeto quanto na construção de câmaras de ionização destinadas a detecção de radiação gama e beta, se faz necessário uma análise detalhada dos materiais a serem utilizados, tais como eletrodos, a natureza e pressão dos gases de enchimento. Isto é feito estabelecendo-se um compromisso entre a linearidade, sensibilidade e tensão de operação da câmara (dentro da faixa de medição desejada) com o ajuste da pressão do gás de enchimento utilizado.

Para o caso deste sistema (medida de taxa de dose e dose total), poderiam ser utilizados detetores Geiger-Müllers, comerciais e importados, porém levando em conta um dos objetivos principais deste trabalho optou-se então pela utilização de uma câmara de ionização, fabricada no IPEN/CNEN-SP, a qual possuía uma ampla faixa de operação linear, que permite a utilização a partir de $0,5 \mu\text{Gy/h}$ até $1,0 \text{ Gy/h}$, em instalações nucleares com diferentes níveis de radioatividade.

2.3 Proteção Radiológica

Esta pequena introdução sobre proteção radiológica /20, 21, 22, 23, 24 e 25/ é importante dentro deste trabalho para explicarmos alguns detalhes do tipo: faixa de utilização dos detetores, limites de doses e atividades radioativas para trabalhadores (no caso dos tripulantes), além também dos mecanismos e efeitos biológicos causados pelas radiações ionizantes, principalmente, no organismo humano.

2.3.1. Grandezas e Unidades

2.3.1.1 Atividade (A)

A atividade de um radionuclídeo é definida como o número de desintegrações nucleares que ocorrem nos átomos deste radionuclídeo em um determinado intervalo de tempo. A unidade de atividade no Sistema Internacional (SI) é o (s^{-1}), seu nome restrito é Becquerel (Bq) e a unidade especial é o Curie (Ci).

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegração/segundo} = 1 \text{ s}^{-1}.$$

$$1 \text{ Ci} = 3,7\text{E}10 \text{ desintegrações/segundo} = 3,7\text{E}10 \text{ s}^{-1} = 3,7\text{E}10 \text{ Bq}.$$

2.3.1.2 Exposição (X)

Exposição é definida como a soma das cargas elétricas de todos os íons de mesmo sinal produzidos e originados por raios X ou γ em uma determinada massa de ar, dividido por esta massa de ar.

A unidade de Exposição do Sistema Internacional não possui nenhum nome especial e é dada por:

$$X = \text{Coulombs/Kg} = \text{C.kg}^{-1}$$

Antes de ser adotado o Sistema Internacional, a unidade de exposição era denominada por Roentgen (R), sendo:

$$1 \text{ R} = 2,58\text{E}4 \text{ C.Kg}^{-1} \text{ (ar seco à Condições Normais de Temperatura e Pressão, ou seja, } 20^{\circ}\text{C e } 1 \text{ atm).}$$

Esta grandeza só é válida para raios X e γ , tendo como material absorvedor o ar. Além dos valores integrais da grandeza Exposição, emprega-se a grandeza Taxa de Exposição ($\dot{X}$), isto é a exposição por unidade de tempo:

$$(\dot{X}) = \text{R/h ou R/s}$$

Após a adoção pelo Sistema Internacional do (C.Kg^{-1}), a grandeza exposição “Roentgen” tem perdido sua importância devido à complexidade de relacioná-la com outras grandezas de “dose”. A grandeza Exposição é somente definida para radiações X e γ interagindo com o meio ar, e não para o tecido humano. Esta grandeza não cumpre as necessidades da Proteção Radiológica que é a de poder avaliar os efeitos biológicos possíveis decorrentes da radiação ionizante.

2.3.1.3 Dose Absorvida (D)

É definida como a quantidade de energia depositada pela radiação ionizante na matéria em determinado volume, dividida pela massa contida neste volume. No Sistema Internacional a unidade de Dose Absorvida é o Gray (Gy), sendo:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ Joule/kg}$$

O Gray é aplicado universalmente para todos os tipos de dosimetria da radiação ionizante, ou seja irradiação causada por campos de radiação externos, X, γ , nêutrons e partículas carregadas. Antes da adoção do Sistema Internacional, a dose absorvida de radiação era medida em “rad”, sendo:

$$1 \text{ rad} = 10^2 \text{ erg/grama}$$

$$1 \text{ Gy} = 10^2 \text{ rad} = 10^4 \text{ erg/grama}$$

Analogamente, além da grandeza Dose Absorvida, existe a grandeza Taxa de Dose Absorvida:

A grandeza “Dose Absorvida” pode ser utilizada para todos os tipos de radiação, não limitando nem a energia nem o meio absorvedor. É porém deficiente para inferir os efeitos biológicos que poderiam advir desta Dose Absorvida.

2.3.1.3.1 Relação entre Exposição (X) e Dose Absorvida (D) no Meio Ar

$$X (\text{Roentgen}) = 0,87 D (\text{rad})$$

$$X (\text{C/Kg}) = 33,72 D (\text{Gy})$$

Em outros meios deve-se considerar a relação entre os coeficientes de interação (μ/ρ) do ar e do meio considerado.

2.3.1.3.2 Relação entre Exposição (X) e Dose Absorvida (D) no Corpo Humano

$$X \text{ (roentgen)} = 0,98 \cdot D \text{ (rad)}$$

$$X \text{ (C. Kg}^{-1}\text{)} = 37,98 \cdot D \text{ (Gray)}$$

2.3.1.4 Dose Equivalente (H)

É numericamente igual ao produto da dose absorvida pelo fator de qualidade Q e pelo fator N.

$$H = D \times Q \times N$$

onde Q é o Fator de Qualidade e representa a Transferência Linear de Energia (TLE) da radiação ionizante para o tecido, isto é equivalente à energia média cedida à água por unidade de percurso desta radiação na água e N é um fator modificador que leva em consideração a distribuição espacial e temporal da dose absorvida. É considerado atualmente como valor unitário (N = 1).

Os fatores de Q em função da TLE estão listados na Tabela 2.3.1.

FATOR DE QUALIDADE (Q)	TLE (keV.μm ⁻¹)
1	<3,5
1 a 2	3,5 a 7,0
2 a 5	7,0 a 23
5 a 10	23 a 53
10 a 25	53 a 175

Tabela 2.3.1: Fatores de Qualidade (Q) em Função da TLE /20 e 21/.

Os valores de (Q) em função do tipo das radiações (Tabela 2.3.2) são para qualquer tipo de radiação, em irradiações internas ou externas ao organismo.

A unidade da Dose Equivalente no Sistema Internacional é o (Joule x Kg⁻¹). O nome restrito desta grandeza é o Sievert (Sv) e a unidade especial é o (rem), (Roentgen Equivalent Men).

$$1 \text{ (Sv)} = 100 \text{ (rem)}$$

Tipo de Radiação	Q
Raio X e γ ($E > 30 \text{ keV}$)	1
Elétrons ($E > 30 \text{ keV}$)	1
Raios β (Tritio)	2
Nêutrons	25
Prótons e Íons Pesados	25
Partículas α	25

Tabela 2.3.2: Fatores de Qualidade (Q) em Função do Tipo das Radiações /20 e 21/.

2.3.1.5 Dose Equivalente Efetiva (He)

Sob o ponto de vista de proteção radiológica e com o objetivo de limitar o risco de efeitos estocásticos, o ICRP introduziu o conceito de limitação da exposição ponderada média em todo o corpo (Tabela 2.3.3). Esta limitação está baseada no princípio de que para um certo nível de proteção, o risco deve ser o mesmo se o corpo inteiro for parcial e não uniforme.

Esta condição é satisfeita aplicando a seguinte expressão

$$H_E = \sum W_T x H_T$$

onde:

H_T : Dose Equivalente no tecido ou órgão "T".

W_T : Fator de Ponderação que leva em consideração a proporção do risco resultante no tecido ou órgão T em relação ao risco total, por efeitos, estocásticos, quando o corpo inteiro é irradiado uniformemente.

Na determinação da Dose Equivalente Efetiva (H), não interessa a princípio se a dose equivalente em um determinado órgão é resultante de uma irradiação interna ou externa.

O que se exige na avaliação é a determinação da dose equivalente em cada órgão, devido às distintas fontes e depois multiplicá-las pelo correspondente Fator de Ponderação e efetuar a soma dos resultados.

2.3.2. Efeitos Biológicos da Radiação

2.3.2.1 Introdução

Sabemos que o homem está constantemente exposto a fontes de radiação naturais, por exemplo, os raios cósmicos e a radiação decorrente da presença de radionuclídeos no meio ambiente /20, 21, 24, 25 e 26/.

Desde a descoberta dos raios X e da radioatividade, o homem tem fabricado constantemente novas fontes de radiação, aumentando portanto os riscos.

Em consequência do uso cada vez maior de radionuclídeos e através de fatos relatados ao longo dos anos, pode-se conhecer melhor o efeito da radiação sobre os tecidos humano.

Tecido	W_T
Cólon	0,18
Estômago	0,16
Gônadas	0,13
Pulmões	0,12
Medula óssea vermelha (1)	0,12
Mamas, seios	0,05
Esôfago	0,05
Bexiga	0,04
Fígado	0,03
Tireóide	0,02
Superfície óssea	0,01
Pele	0,01
Restante do corpo (2)	0,07

(1) Inclui uma ponderação por um fator 2 para a latência média a curto prazo para leucemia.

(2) A dose equivalente no restante é a dose equivalente média estimada no corpo todo excluindo os tecidos e órgãos já citados.

Tabela 2.3.3: Valores Revisados do Fator de Ponderação para os Tecidos (W_T)
/20 e 21/.

2.3.2.2 Mecanismos de Ação das Radiações Ionizantes

O organismo humano é uma estrutura extremamente complexa cuja menor unidade com funções próprias é a célula. As células são constituídas de moléculas e estas por átomos.

Os efeitos biológicos produzidos pelas radiações ionizantes são resultantes principalmente da interação destas com os átomos e moléculas do corpo. Nesta interação, o primeiro fenômeno que ocorre é físico e consiste na ionização e excitação dos átomos, resultante da troca de energia entre a radiação e a matéria. Seguindo-se a este, inicia-se o fenômeno químico onde ocorrem rupturas de ligações nas moléculas químicas. A seguir aparecem os fenômenos bioquímicos e fisiológicos (efeitos na molécula do DNA - ácido desoxirribonucléico) /21 e 26/ cujos mecanismos são ainda mal conhecidos.

Após um intervalo de tempo variável, aparecem as lesões observáveis a nível celular ou a nível de organismo.

Muitas vezes, devido à recuperação do organismo, alguns pequenos efeitos não chegam a tornar-se visíveis.

2.3.2.3 Classificação dos Efeitos Biológicos das Radiações

A Comissão Internacional de Proteção Radiológica classifica os efeitos biológicos da radiação em determinísticos (não estocásticos) e estocásticos.

2.3.2.3.1 Efeitos de Determinísticos (Não Estocásticos)

São aqueles efeitos que se manifestam a partir de uma determinada dose (dose limiar) e à medida que essa dose aumenta tem-se uma maior gravidade do efeito observado. A resposta a uma irradiação pode ser a incidência de uma dada anormalidade no indivíduo irradiado ou ainda a incidência de uma moléstia ou mesmo de mortes sobre uma população irradiada. Os efeitos determinísticos são todos de origem somática, ou seja, são decorrentes da irradiação das células somáticas e só se manifestam no indivíduo irradiado. Como exemplo desse tipo de efeito podemos citar a anemia, leucopenia, eritema, catarata, etc.

2.3.2.3.2 Efeitos Estocásticos

São aqueles efeitos que não necessitam de uma dose limiar para se manifestar e à medida que a dose de radiação aumenta teremos um aumento na probabilidade de ocorrência desse tipo de efeito.

Ao contrário dos efeitos determinísticos, os efeitos estocásticos podem ser somáticos ou hereditários. Os efeitos somáticos são alterações que ocorrem nas células somáticas e se manifestam no indivíduo irradiado não sendo transmissíveis aos

descendentes. Os efeitos somáticos das radiações podem aparecer em decorrência da exposição do indivíduo à doses maciças em um tempo de exposição curto (efeitos somáticos provenientes de exposição aguda) ou em decorrência de doses baixas em um tempo de exposição longo (efeitos somáticos provenientes de exposição crônica).

Os efeitos hereditários são aqueles decorrentes da irradiação das gônadas, que levam a alterações no material hereditário contido nos gametas (óvulos e espermatozoides). Esses efeitos podem ser transmitidos aos descendentes do indivíduo irradiado /21 e 26/. Já os efeitos estocásticos de origem somática se manifestam somente no indivíduo irradiado e neste caso temos o aumento na incidência de câncer. Dentre as formas de câncer o de incidência mais precoce no caso de irradiação de corpo inteiro parece ser a leucemia /21 e 26/.

O objetivo da Proteção Radiológica é prevenir a nocividade dos efeitos determinísticos, estabelecendo limites de doses máximas admissíveis abaixo do limiar, e diminuir a probabilidade de ocorrência dos efeitos estocásticos para valores aceitáveis.

2.3.2.4 Efeitos Somáticos Decorrentes de Exposição À Radiação

Os efeitos somáticos podem se manifestar, seja em decorrência da exposição do indivíduo a doses elevadas em um tempo de exposição curto (exposição aguda à radiação), ou em decorrência de doses baixas em um tempo de exposição longo (exposição crônica à radiação).

2.3.2.4.1 Efeitos Decorrentes de Exposição Aguda

Quando o homem é exposto de corpo inteiro a uma dose elevada de radiação, num curto espaço de tempo, ele apresentará alterações em muitos órgãos do corpo e o organismo como um todo apresentará um conjunto de sinais e sintomas que levam a um quadro clínico típico denominado “Síndrome Aguda da Radiação”. A síndrome aguda caracteriza-se pelos danos causados à medula óssea, ao trato gastro intestinal e ao

cérebro, sistema cardiovascular e neuro-vascular. Cita-se também o dano decorrente de irradiação localizada nas gônadas e pele.

2.3.2.4.2 Síndrome Aguda da Radiação

Após a irradiação do indivíduo, de corpo inteiro, com doses significativas de radiação ionizante, teremos o aparecimento de uma série de sinais e sintomas característicos dessa irradiação.

Sabe-se que cada tipo de célula e organismo apresenta uma sensibilidade diferente frente à radiação e pode-se prever o sistema biológico que será afetado dependendo da dose recebida.

Pode-se caracterizar a síndrome em fases que são:

- a. **Fase inicial (Fase prodrômica)** - Esta fase aparece logo após a exposição à radiação onde geralmente aparecem náuseas, vômito, diarreia, anorexia e fadiga.
- b. **Fase de Latência** - Durante esta fase há um estado aparente de boa saúde e os sintomas permanecem inalterados.
- c. **Fase Crítica** - Esta fase reflete um quadro clínico especificamente associado ao sistema ou sistemas afetados pela radiação
- d. **Fase de recuperação ou Morte** - A recuperação ou não do indivíduo vai depender, principalmente, da dose de radiação recebida, da sensibilidade e do tratamento médico a ele dispensado.

A Tabela 2.3.4 fornece as faixas de dose e os sistemas afetados.

Na tabela 2.3.5 foram resumidos os efeitos clínicos na Síndrome Aguda da Radiação, de acordo com a faixa de dose recebida pelo indivíduo /20 e 21/.

Dose Corpo Inteiro (Sv)	Tempo de Sobrevivência após a Irradiação	Modo de Morte
100 ou mais	minutos	morte celular
50 a 100	minutos a horas	síndrome cerebral
6 a 50	3 a 10 dias	síndrome do TGI (Sistema Gastro Intestinal)
2 a 6	10 a 30 dias	síndrome de medula óssea
menor que 2	-----	efeitos tardios

Tabela 2.3.4: Sistema Afetados e Faixas de Dose na Síndrome Aguda da Radiação /20 e 21/.

Com isto pretende-se provar o porque de ter-se aceito, como fator preponderante, a limitação da faixa de medida da câmara de ionização, pois como pode-se observar, na tabela 2.3.4, para uma dose acima de 10 Sv (no caso da radiação gama, igual a 10 Gy) esta dose torna-se letal, além de também causar possíveis danos de radiação a instrumentação da embarcação.

	(0 - 1 Sv)	1 a 10 Sv - Terapêutica			acima de 10 Sv - Letal	
DOSE	Sub	1 a 2 Sv	2 a 6 Sv	6 a 10 Sv	10 a 50 Sv	acima de 50 Sv
	Clínica		Terap. Efet.	Terap. Prom.	Terapia Paliativa	
Incidência de Vômitos.	Não	1 Sv: 5% 2 Sv: 50%	3 Sv: 100%	100%	100%	
Tempo de Latência	--	3 horas	2 horas	1 hora	30 minutos	
Órgão Crítico	Nenhum		Tecido Hematopoiético		Sistema Gastrointestinal	Sistema Nervoso Central
Sinais	Nenhum	Leucopenia Moderada	> 3 Sv Leucopenia severa: púrpura, hemorragia, infecção, epilação.		Diarréia, febre, distúrbio eletrolítico	Convulsão, tremor, letargia
Período Crítico	--		4 a 6 semanas		5 a 14 dias	1 a 48 horas
Terapia	--	Hemograma	Transfusão, antibiótico	Transplante da medula	Cuidar do equil. eletrolítico	Sedativos
Prognóstico	Excelente	Excelente	Bom	Esperar	Sem esperança	
Período de Convalescência	Nenhum	Algumas semanas	1 a 12 meses	Longo	---	
Incidência de Morte	Nenhum	Nenhum	0 a 80%	80 a 100%	90 a 100%	
Morte dentro de:	--		2 meses		2 semanas	2 dias
Causa Mortis	--		Hemorragia, Infecção		Colapso Circulatório	Parada respir., Edema cerebral.

Tabela 2.3.5: Sumário dos Efeitos Clínicos na Síndrome Aguda da Radiação

/21/.

Abaixo será descrito as montagens de cada sistema, os procedimentos experimentais utilizados para cada sistema em separado, sendo que os resultados serão tratados no item 4.

3.1 Sistema de Medida de Água

Como este sistema tem o objetivo de ser aplicado inicialmente em embarcações, devem ser observado então alguns cuidados, que possam a vir comprometer o rendimento e funcionamento dos detetores e sua instrumentação associada.

Inicialmente foi realizado um estudo no sistema composto por um cubo de plástico produzido no IPEN/CNEN-SP.

O detetor, deste sistema, possui um formato de cilindro, medindo 50 mm de diâmetro e 130 mm de comprimento. Em uma das suas extremidades, a uma distância de 30 mm desta, este cristal possui uma aba de aproximadamente 10 mm, a fim de se manter bem fixo. Na figura 3.1, pode-se observar o formato especial do detetor plástico cintilador.

Para manter este detetor fixo, teria que se montar um sistema de fixação do detetor e da fotomultiplicadora (que deverá ser acoplada a este). Neste caso, conforme pode ser visto na figura 3.1, foi montado uma câmara em aço inoxidável, também com um formato especial para atender a este objetivo de fixação do detetor e da fotomultiplicadora.

Esta câmara possui basicamente três itens:

- um anel com rosca externa e um “o’ring” de borracha (para impedir a entrada de luz). Este anel pertence a parte superior.
- um copo de aço inoxidável, possuindo em uma das sua extremidades rosca interna (parte superior) e na outra rosca externa (parte inferior). Vale ressaltar que este copo não tem somente o objetivo de fixação, mas também, de blindagem magnética da fotomultiplicadora.

- um perfil circular com formato em “T”. Este perfil, pertencente a parte inferior, possui este formato especial, a fim de fixar o detetor, conforme pode ser observado na figura 3.1.

Desta forma, observa-se então que este detetor plástico cintilador não sofrerá movimentação quando da embarcação em alto mar.

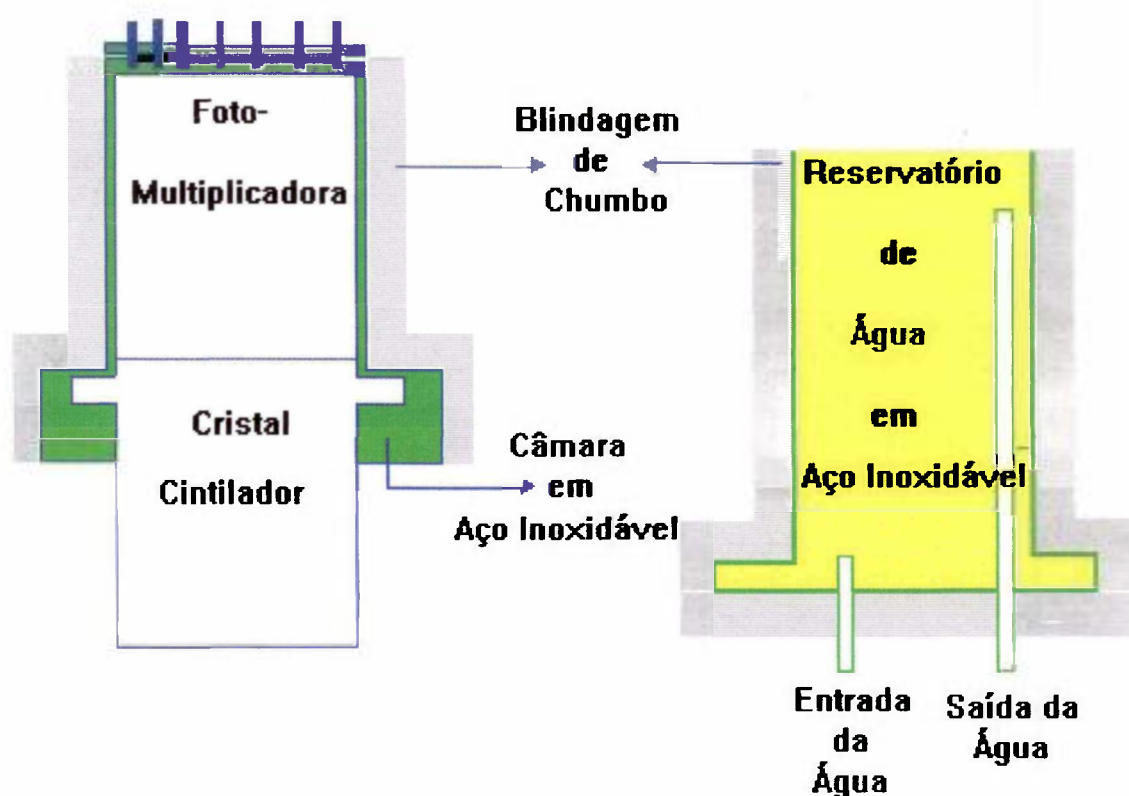


Figura 3.1 -Projeto da câmaras de aço inox que irão manter o detetor cintilador plástico no sistema de medida de atividade radioativa contida na água.

Como pretende-se também que o detetor fique em contato com água, foi construída então uma câmara, também em aço inoxidável, que terá a função de reservatório de água. (figura 3.2).

Daqui por diante, este reservatório será chamado de “câmara de detecção”. Esta câmara de detecção possui um volume interno de 0,6 l, até a altura do tubo de saída de água (3 mm de diâmetro por 70 mm de altura - figuras 3.1 e 3.2) o qual cobre praticamente todo o detetor. Esta câmara de detecção, possuindo uma rosca externa, que deverá ser acoplada a câmara superior (que mantém o detetor e a fotomultiplicadora). A água do mar deverá permanecer circulando através do detetor, estando a entrada de água localizada no fundo da câmara de detecção, lembrando sempre que todos os materiais envolvidos são de aço inoxidável (figuras 3.1 e 3.2).

Além desta câmara de detecção foi montado um outro reservatório, que trata-se de uma caixa de acrílico, aonde será ligada a tubulação da embarcação e portanto por onde ficará circulando a água do mar. Este reservatório de acrílico possui um volume interno de 18 l.

Um outro item importante deste sistema é uma bomba de água que permite um fluxo de água, circulando em volta do detetor, com uma vazão de 70 ml/s (figura 3.2).

As conexões entre a câmara de detecção e o reservatório de água são feitas através de uma mangueira preta a fim de evitar a entrada de luz no sistema.

Todo o sistema que compõem a câmara de fixação do detetor e fotomultiplicadora associada a câmara de detecção é envolto por uma blindagem de chumbo (aproximadamente 40 mm de espessura), composta por três peças (figuras 3.1 e 3.2):

- uma base quadrada, com dois furos centrais (por onde passam os tubos de entrada e saída de água);
- um copo central, que ficará em volta à câmara de detecção;

e, um copo com sua extremidade inferior possuindo um formato de “L” invertido, a fim de encaixar no copo central de chumbo e sobrepor o anel de fixação do detetor.

Esta blindagem foi construída especialmente para o sistema e possui o objetivo de diminuir o “background de medida”. Vale ainda destacar que a massa envolvida neste sistema é relativamente grande, devido principalmente a blindagem de chumbo, o qual é um ponto favorável de fixação do sistema, no tocante à vibração da embarcação, quando esta se encontra em alto mar.

É importante ainda destacar que todo o sistema para a detecção de níveis de contaminação em água foi projetado e construído de modo a ser facilmente desmontável, tendo em vista as operações de descontaminação e lavagem, além de ser modular, ou seja, na eventual quebra ou dano sofrido por quaisquer peças, estas poderão ser facilmente substituídas.

Como trata-se de um sistema especial, foi então montada uma pequena bancada de ferro (figura 3.3). O objetivo desta bancada é de manter fixo a embarcação todo o sistema descrito acima. Esta bancada é facilmente desmontável, e portanto móvel quando necessário. Outro fator importante, é que torna o sistema como um todo, ou seja o sistema de detecção fica localizado acima do reservatório de água com a bomba de água localizada ao seu lado, minimizando o fator espaço, o qual dentro de uma embarcação é de extrema importância, devido a falta de espaço físico interior nas mesmas.

Ao término da descrição do projeto e da montagem mecânica do sistema de medida de água irá se tratar da eletrônica associada que deverá compor o sistema.

O detetor cintilador plástico necessita de uma fotomultiplicadora, que possui o objetivo de transformar os fótons de luz, que são transmitidos aos fotocátodos, da fotomultiplicadora, diretamente ou por reflexão. Estes fótons de luz causam a emissão de fotoelétrons do fotocátodo, que serão multiplicados e direcionados para a eletrônica associada. É importante destacar aqui que a fotomultiplicadora foi um dos três itens utilizados como sendo material importado (pois não é fabricada nacionalmente), entretanto facilmente encontrado no mercado nacional.

É importante ressaltar ainda que como se trata de um produto comercial existe uma boa reserva para preservar a continuidade e manutenção do sistema. A marca da fotomultiplicadora utilizada é AMPEREX, modelo XP2202B. Esta fotomultiplicadora é acoplada ao cristal cintilador através de uma graxa de silicone também nacional.

Como é de objetivo principal deste trabalho, para operação deste sistema, montou-se uma eletrônica associada (figura 3.2), utilizando-se toda uma gama de equipamentos produzidos no país. Procurou-se utilizar sempre equipamentos modulares e comerciais, para facilitar a manutenção e calibração dos mesmos, e principalmente, pelo motivo que deverão permanecer operando 24 horas ininterruptas e no caso de apresentarem alguma pane, os equipamentos modulares facilitam em muito a substituição imediata, não interferindo no pleno funcionamento do sistema (lembrando sempre que todos equipamentos, mesmo reserva, devem estar calibrados). Abaixo relacionamos estes equipamentos e suas respectivas funções:

- I) Bastidor Bin, marca MICRONAL, mod.: 1021A. Este módulo tem a função de fornecimento de tensão elétrica de todos os módulos que irão compor a eletrônica associada e deverá ficar localizado na sala de controle;
- II) Fonte de Alta Tensão, marca MICRONAL, mod.: 1023A. Módulo da eletrônica associada, cuja função é o fornecimento de tensão para a fotomultiplicadora;
- III) Pré-amplificador, marca MICRONAL, mod.: 4007A. Módulo de ajuste de sinal de saída da fotomultiplicadora e eletrônica associada, além de um pré-amplificação;
- IV) Amplificador para espectrometria, Marca MICRONAL, mod.: 4012. Módulo de amplificação de sinal.;
- V) Monocanal, marca MICRONAL, mod.: 4010. Este módulo foi utilizado principalmente para a realização de interface de comunicação entre o

módulo amplificador e a placa de aquisição de dados, do microcomputador. Isto porque este módulo possui uma saída TTL, com uma onda quadrada de amplitude de 5 V;

VI) Contador/Temporizador, marca MICRONAL, mod.: 10024. Este é um módulo que não deverá ficar ativo as 24 hs ininterruptas, pois pretende-se coletar dados via microcomputador (conforme dito anteriormente), o que ocorrerá é que este módulo servirá apenas como suplente no caso de pane do microcomputador;

VII) Base para Fotomultiplicadora, fabricante IPEN/CNEN-SP (TE). Trata-se de um módulo que tem a função de comunicação entre fotomultiplicadora e pré-amplificador.

Ao término da montagem do sistema de medida de atividade radioativa contida na água foram realizados alguns testes e calibração do sistema, conforme abaixo relacionados.

a) Utilizando fontes sólidas, (conjunto com certificado da AMERSHAM:

a.1) Determinação da tensão de operação do sistema;

a.2) Determinação da eficiência do sistema em função da energia gama.

b) Utilizando fontes líquidas calibradas, diluídas em água do mar:

b.1) determinação da sensibilidade gama em função da energia;

b.2) determinação da eficiência do sistema em função da energia gama.

É importante, destacar que o sistema foi montado em um local apropriado, radiologicamente falando, ou seja, com controle da supervisão de proteção radiológica do IPEN/CNEN-SP, aonde existe uma pia para manuseio das fontes radioativas líquidas (utilizadas nos itens b.1 e b.2), além também de um tanque de retenção, a fim de se evitar

qualquer problema radiológico ambiental. Também foram utilizados todos os Equipamentos de Proteção Individual, que se fizeram necessários para a realização dos testes e calibração do sistema, conforme orientação da Supervisão de Proteção Radiológica do IPEN/CNEN-SP.

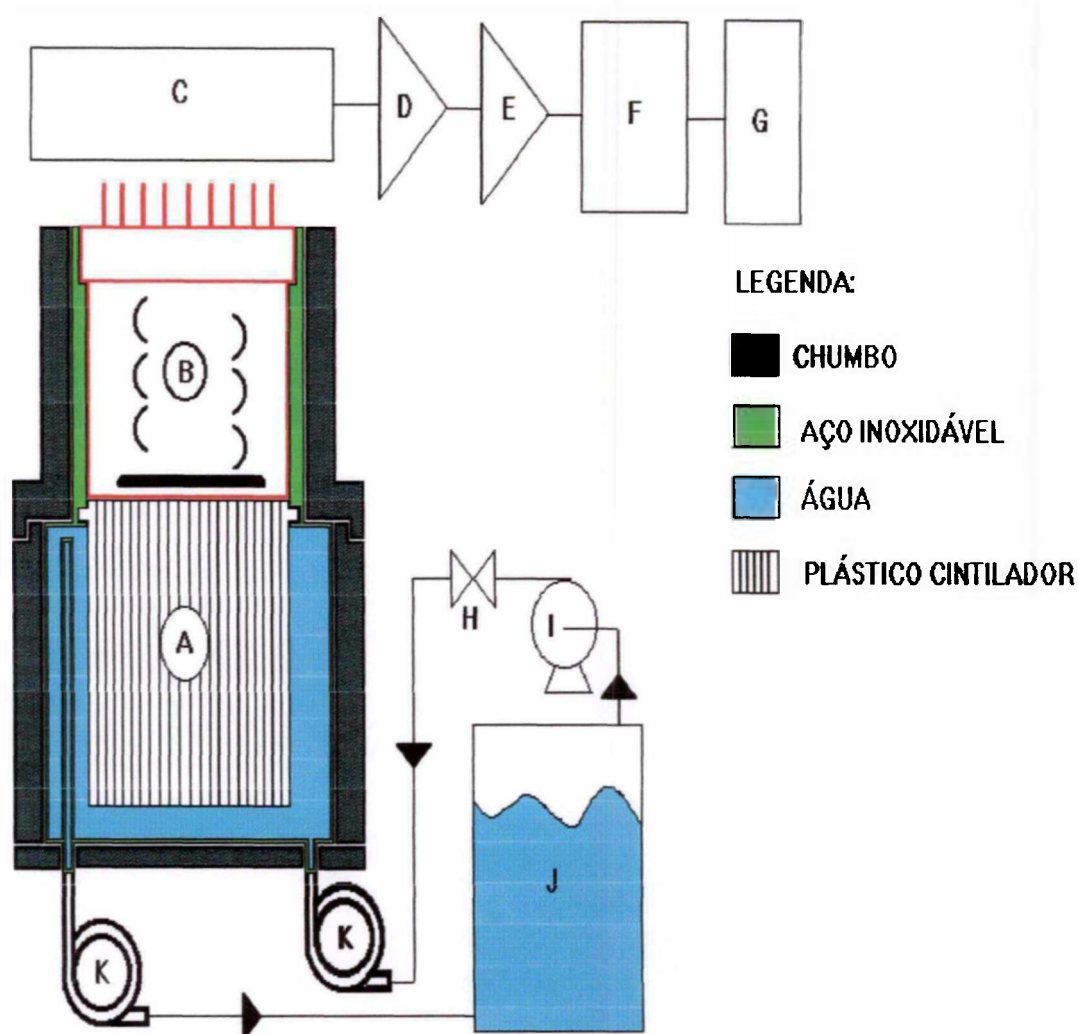
O procedimento para a realização do item a.1, foi desmontar todo o sistema e com o auxílio de uma “fita teflon”, uma fonte radioativa de ^{137}Cs foi fixada junto ao detetor. A posição de fixação desta fonte foi próximo a metade do cristal na sua posição vertical, com o objetivo de simular ao máximo a posição do cintilador imerso na água.

Após esta montagem foram então realizadas dez (10) medidas, com um período de duração de um minuto cada, para cada valor de alta-tensão, no intervalo de 700 V à 1450 V, realizando medidas de 50 V em 50 V.

Para a realização do item a.2, após a determinação do valor de alta tensão de operação do sistema foi utilizada o conjunto de fontes sólidas (identificadas no item “a”). Foram realizadas 10 medidas para cada fonte e contagens de background (BG).

As fontes radioativas utilizadas foram as seguintes: ^{241}Am , ^{57}Co , ^{203}Hg , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{60}Co , compreendendo uma faixa de energia da radiação gama de 59,5 keV à 1252,8 keV. O processo de fixação das fontes radioativas foi o mesmo utilizado no item a.1.

De posse destes dados foi então possível conhecer a variação da resposta do detetor, ou seja, a eficiência relativa do sistema, em função da variação energética da radiação gama, com fontes sólidas.



Legenda:

A - Detetor Cintilador Plástico.
 B - Fotomultiplicadora;
 C - Base para Fotomultiplicadora;
 D - Pré-amplificador;
 E - Amplificador;
 F - Analisador Mono-canal;

G - Scaler/Timer;
 H - Válvula;
 I - Bomba de Água;
 J - Caixa de Acrílico;
 K - Mangueira Preta

Figura 3.2 - “Croqui” geral do projeto do sistema de medida de atividade radioativa contida na água

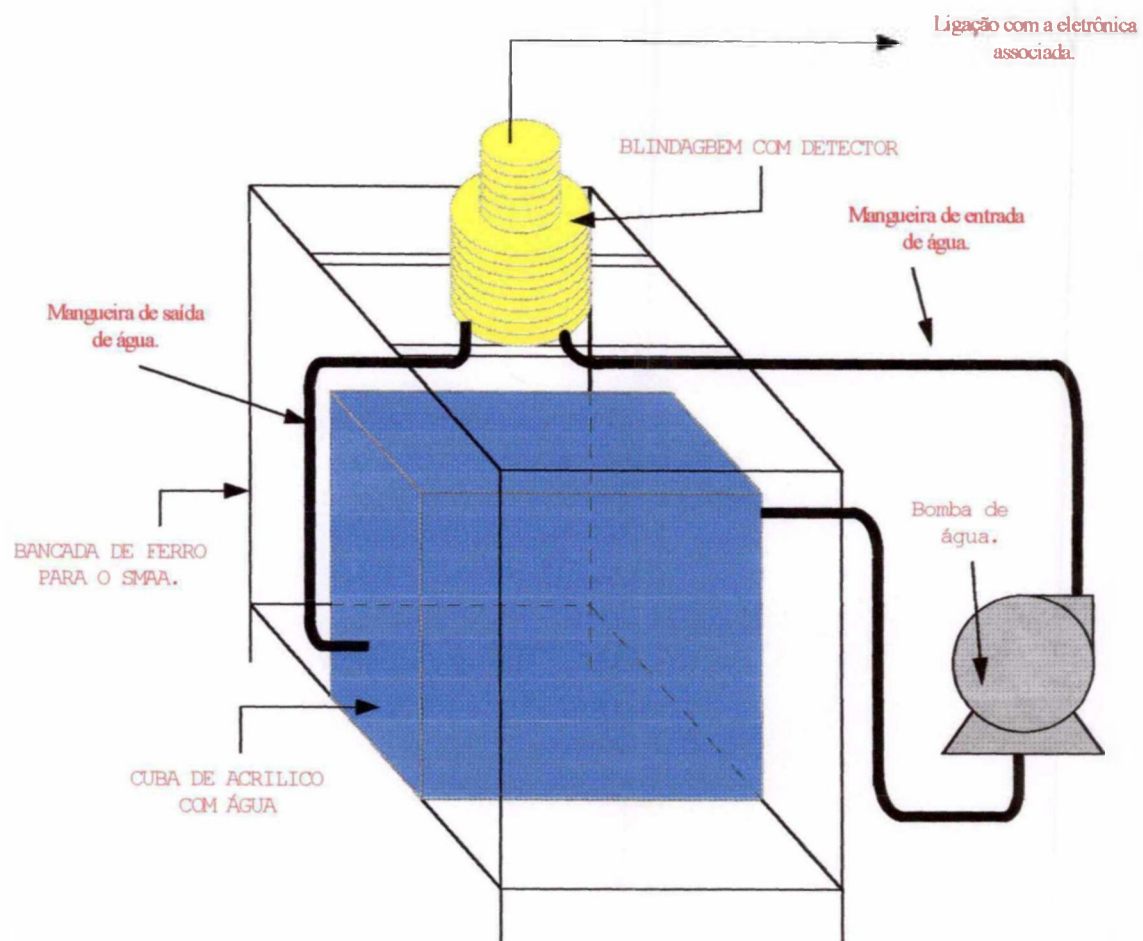


Figura 3.3 - “Croqui” do projeto da bancada construída para manter a câmara de detecção contendo o detector, envolta pela blindagem de chumbo.

Para a realização dos itens b.1 e b.2, foram utilizadas 03 fontes radioativas líquidas (^{131}I , ^{137}Cs , ^{60}Co), e também foi utilizada amostra de água do mar coletada na cidade de São Sebastião.

Como se trata de um desenvolvimento em laboratório e principalmente para se evitar disseminação de contaminação, o procedimento para a realização dos itens b.1 e b.2, foi de utilizar somente a câmara de detecção, onde foi adicionada 0,6 l de água do mar (não sendo, portanto, utilizado todo o sistema de circulação de água).

Feito isto foi verificado o nível de contagens de background. Em seguida foram então pipetados de 0,1 ml em 0,1 ml, para cada fonte radioativa líquida, sendo realizada 01 medida de 01 hora de duração, para cada medida de 0,1 mL de fonte líquida acrescentada na câmara de detecção.

Após a realização das medidas com cada fonte líquida o sistema de detecção (composto pela câmara de detecção e o próprio detetor cintilador plástico) foi então desmontado e devidamente descontaminado sendo então realizada nova medida do nível de background (BG).

Todos os dados obtidos com estes experimentos bem como as atividades das fontes radioativas utilizadas encontram-se no item 4.1.

3.2 Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total

Pelo fato da câmara de ionização descrita na bibliografia /11/ (apesar do título apresentá-la para monitoração ambiental, o autor nos declarou ser uma câmara de ionização para níveis ocupacionais também, fabricada no IPEN/CNEN-SP) possuir uma ampla faixa de operação linear /27 e 28/, que permite a utilização a partir de 0,5 $\mu\text{Sv/h}$ até 1,0 Sv/h /11/ (para medidas de radiação gama 0,5 $\mu\text{Gy/h}$ até 1,0 Gy/h), em instalações nucleares com diferentes níveis de radioatividade, foi decidido pela utilização deste detetor neste sistema de monitoração de radiação em embarcações, no itens de taxa de dose e dose total.

Na construção desta câmara de ionização /11/ foram considerados alguns requisitos principais, dentre os quais podemos citar: alta sensibilidade à radiação, linearidade de resposta em toda a faixa de medição, estabilidade de calibração por longo período de uso sob condições normais de operação (fator relevante para o sistema em desenvolvimento), modelo compacto e com tensão de saturação baixa.

De acordo com as bibliografias /11 e 13/ descrevemos abaixo as características principais desta câmara de ionização (mostrada na figura 3.4):

. DIMENSIONAL:

Diâmetro Externo	:	51 mm
Comprimento Total	:	318 mm
Comprimento Sensível	:	215 mm
Volume Sensível	:	326 cm ³

. MATERIAIS:

Corpo	:	Aço Inox AISI 304
Eletrodo de Sinal	:	Aço Inox AISI 304
Eletrodo de Alta Tensão	:	Aço Inox AISI 304
Isoladores	:	Teflon
Conectores Internos	:	Alumina/Kovar
Conectores Externos	:	Latão niquelado/PTFE

. GÁS DE ENCHIMENTO:

Natureza	:	Argônio UP
Pressão	:	0,5 MPa

. ELETRÔNICAS E ELÉTRICAS:

Tensão de Alimentação : 500 à 1000 V_{DC}

Tensão de Operação : 800 V_{DC}

Corrente de BG : $< 3 \times 10^{-14}$ A

Aproveitamos, também para levantar dados experimentais à respeito desta câmara, para futura comparação com os dados obtidos neste trabalho. Estes dados estão descritos nas bibliografias /17 e 18/.

Para operação desta câmara utilizou-se também, conforme o sistema de detecção níveis de contaminação radioativa na água, uma eletrônica associada composta por equipamentos modulares e totalmente nacionalizada. A eletrônica utilizada foi:

i.I) Bastidor Bin, marca MICRONAL, mod.: 1021A;

i.II) Fonte de Alta Tensão, marca MICRONAL, mod.: 1023A;

i.III) Medidor de Corrente Linear, marca IEN, mod.: 9116;

i.III) Eletrômetro - marca KEITHEY - mod.: 617 (2º item importado de todo o sistema).

Observa-se ainda que a câmara de ionização foi emprestada pelo setor TE do IPEN/CNEN-SP /17/.

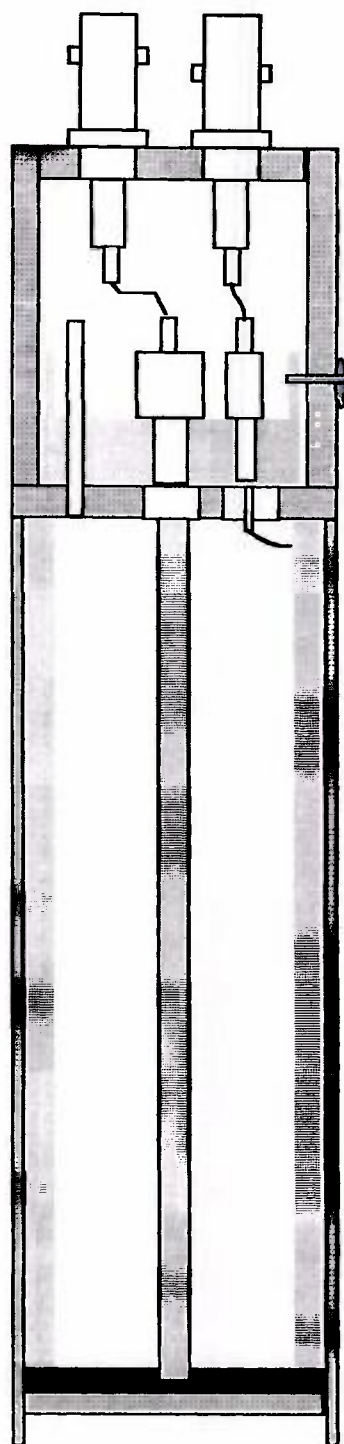


Figura 3.4 - Croqui do projeto da câmara de ionização a ser utilizada nesta pesquisa.

Com a câmara foram realizados os seguintes testes no Laboratório de Calibração do IPEN/CNEN - SP:

- a) Determinação do valor da tensão de operação na faixa citada pelo fabricante;
- b) Variação da resposta da câmara em função da energia (^{60}Co e ^{137}Cs);
- c) Obtenção das curvas de calibração, para serem colocadas no software, em função da tensão (DC) de saída do eletrômetro.

Para a realização destes testes utilizou-se a seguinte instrumentação:

- I. Bastidor Bin, marca MICRONAL, mod.: 1021A;
- II. Fonte de Alta Tensão, marca MICRONAL, mod.: 1023A;
- III. Medidor de Corrente Linear, marca IEN, mod.: 9116;
- IV. Eletrômetro - marca KEITHEY - mod.: 617 (2º item importado de todo o sistema);
- V. Multímetro HP, mod.: 3468A (para medida da tensão de saída do eletrômetro e módulo de corrente)
- VI. Cabos e conectores;
- VII. Fontes radioativas utilizadas para calibração (pertencentes ao Laboratório de Calibração de Detetores do IPEN/CNEN-SP). Estas fontes são anualmente calibradas junto ao IRD/CNEN-RJ (Instituto de Radioproteção e Dosimetria), e partir desta calibração em atividade, é então elaborada, (utilizando-se o valor de atividade de cada fonte) uma listagem, anual, contendo o valor da taxa de dose em

função da distância. A partir desta listagem foram escolhidos os valores de taxa de dose utilizados neste experimento.

- a) ^{60}Co , atividade: 0,066 mCi;
- b) ^{60}Co , atividade: 0,809 mCi;
- c) ^{60}Co , atividade: 14,145 mCi;
- d) ^{60}Co , atividade: 80,701 mCi;
- e) ^{60}Co , atividade: 3291,172 mCi;
- f) ^{137}Cs , atividade: 52,076 mCi;

Para cada fonte radioativa, foram escolhidas algumas taxas de doses em função da distância (conforme explicado no item VII), sendo realizadas dez medidas em corrente e dez medidas em tensão (na saída do eletrômetro e no medidor de corrente linear), isto para cada valor de taxa de dose, perfazendo um total de 4800 medidas.

Os resultados correspondentes aos valores médios e seus respectivos erros percentuais, destes experimentos estão descritos no item 4.2.

3.3 Software de Aquisição de Dados

Também foi desenvolvido um programa de computador que será utilizado para aquisição de dados de todo o sistema de detecção projetado /29/.

Para podermos desenvolver este programa fez-se necessário o emprego de um moderno microcomputador para se atuar com “software”, tipo “LABWINDOWS”. Pretende-se com este programa não só coletar dados, mas principalmente trabalhar com os

mesmos, de tal forma, a se diminuir a quantidade de módulos na eletrônica associada e principalmente erros de leitura.

Sendo assim, montou-se o programa, tendo como objetivo que o mesmo, por exemplo no caso de dose total, possa coletar dados, durante um certo período determinado pelo operador (em algum detector), a fim de registrar a dose total acumulada, com maior exatidão possível, sendo portanto necessário a calibração da câmara de ionização (conforme descrito no item 3.2).

Como forma de otimização elaborou-se o programa de forma que a resposta de dose total acumulada e taxa de dose fossem obtidas através da resposta da mesma câmara de ionização.

O programa possui janelas contendo “bargraphs”, visores de leitura digital, para se verificar na tela de um computador do PC, as doses totais acumuladas, taxas de doses, níveis de contaminação radioativa na água do mar.

Outro ponto importante é que todos os dados poderão ser armazenados em disquetes para futuros estudos e pesquisas, bem como são impressos a cada 10 s de medida, podendo ser ajustado para um tempo maior quando de registros de níveis de background (BG). Pode-se também colocar este computador em rede com outros da embarcação, com o intuito de se visualizar em qualquer ponto da embarcação, históricos de dose total, taxas de dose e níveis de contaminação radioativa na água do mar.

Além disto, este programa necessitou de placas de aquisição de dados que será colocada na CPU. Apesar destas placas serem importadas, elas são facilmente encontradas no mercado nacional e de baixo custo e as que foram utilizadas nesta dissertação foram cedidas pelo LABTERMO/CTMSP.

Um dado importante deste programa é que existe uma tela, chamada daqui por diante de tela secundária, aonde é possível serem alterados os dados de calibração das câmaras de ionização bem como o fator de eficiência do sistema de medida de água do mar, além do limites de medidas para alarme, respectivamente operacional e máximo. Para um

melhor controle e segurança, todos estes parâmetros somente serão alterados com uma senha que será de conhecimento somente do responsável pelo sistema.

Umas das inovações deste sistema é que pode-se saber se as medidas estão estáveis, ou apresentam um comportamento crescente ou decrescente, ou seja, é possível saber se a embarcação está entrando em uma área com nível de dose, taxa de dose ou atividade radioativa maior, ou menor, permitindo com isto se desviar a rota da embarcação para a preservação da saúde dos seus ocupantes, além do bom estado da embarcação.

Nas telas de medida de taxa de dose foram colocados os visores de medida digital que permite verificar os níveis de dose naquele período estabelecido pelo operador.

Outro item importante é que, conforme se vai aumentando o nível de dose e esta atinge o nível ocupacional (de alerta), o bargraph fica amarelo indicando que já foi atingido nível de 3/10 do nível anual dos limites para trabalhadores (indivíduos que possuem controle radiológico) para aquele período medido, valendo a mesma coisa para o nível máximo, só que o bargraph fica vermelho, indicando que se atingiu o limite para trabalhadores. Quando os níveis estão dentro dos limites estabelecidos pelas normas, no caso do Brasil a norma CNEN 3.01, o bargraph fica da cor verde.

No sistema de medida da atividade de água o sistema irá permitir um controle automático, aonde o operador somente utilizando o “mouse”, aciona o sistema de contagem, ou seja, a água contida na câmara de detecção será analisada e após o término da contagem, a água será liberada, ficando o sistema disponível para um novo comando e re-iniciar o processo.

Na tela principal também pode-se visualizar dois gráficos, um para o sistema de medida de taxa de dose e outro para medida de atividade radioativa na água do mar. Com estes gráficos é possível uma melhor visualização da situação, permitindo um controle visual dos níveis pelo operador, podendo com isto controlar o tempo de medida do sistema, o qual pode ser feito na tela principal.

Foi também preparado um simulador aonde é possível treinar os operadores, seguindo o modelo original da tela principal e secundária. Este simulador não só pode ser utilizado no treinamento para condições normais bem como, para simular situações de acidente e com isto um treinamento para ações de emergência.

Como pode-se observar trata-se de um programa com bastante alternativas, possibilitando o controle e análise de dados de todo o sistema detetor. Procurou-se também facilitar a sua operação.

Os resultados deste item, que são as fotografias de todas as possíveis telas, descritas acima, estão relacionadas no item 4.3.

4.1 Sistema de Medida de Água

4.1.1 Determinação da tensão de operação do sistema

Na tabela 4.1.1 são registrados os valores médios para cada valor de alta tensão, bem como os respectivos erros (em contagem). Vale ainda ressaltar (conforme descrito no item 3.1) que este teste foi realizado com fonte radioativa sólida, emissora gama ^{137}Cs , colocada aproximadamente no centro do comprimento do plástico cintilador. Na figura 4.1.1 estão representados graficamente os dados da tabela 4.1.1.

<i>ALTA-TENSÃO (V)</i>	<i>VALORES DAS CONTAGENS (cps)</i>	<i>ALTA-TENSÃO (V)</i>	<i>VALORES DAS CONTAGENS (cps)</i>
700	$3,0\text{E}0 \pm 2,0\text{E}0$	1100	$26,3\text{E}3 \pm 1,6\text{E}2$
750	$1,9\text{E}2 \pm 1,4\text{E}1$	1150	$27,4\text{E}3 \pm 1,7\text{E}2$
800	$3,9\text{E}3 \pm 6,0\text{E}1$	1200	$28,3\text{E}3 \pm 1,7\text{E}2$
850	$12,7\text{E}3 \pm 1,1\text{E}2$	1250	$28,9\text{E}3 \pm 1,7\text{E}2$
900	$17,7\text{E}3 \pm 1,3\text{E}2$	1300	$29,5\text{E}3 \pm 1,7\text{E}2$
950	$21,0\text{E}3 \pm 1,5\text{E}2$	1350	$30,0\text{E}3 \pm 1,7\text{E}2$
1000	$23,4\text{E}3 \pm 1,5\text{E}2$	1400	$31,4\text{E}3 \pm 1,8\text{E}2$
1050	$25,0\text{E}3 \pm 1,6\text{E}2$	1450	$33,4\text{E}3 \pm 1,8\text{E}2$

TABELA 4.1.1 - Valores médios das medidas para determinação do valor de tensão de operação do detetor.

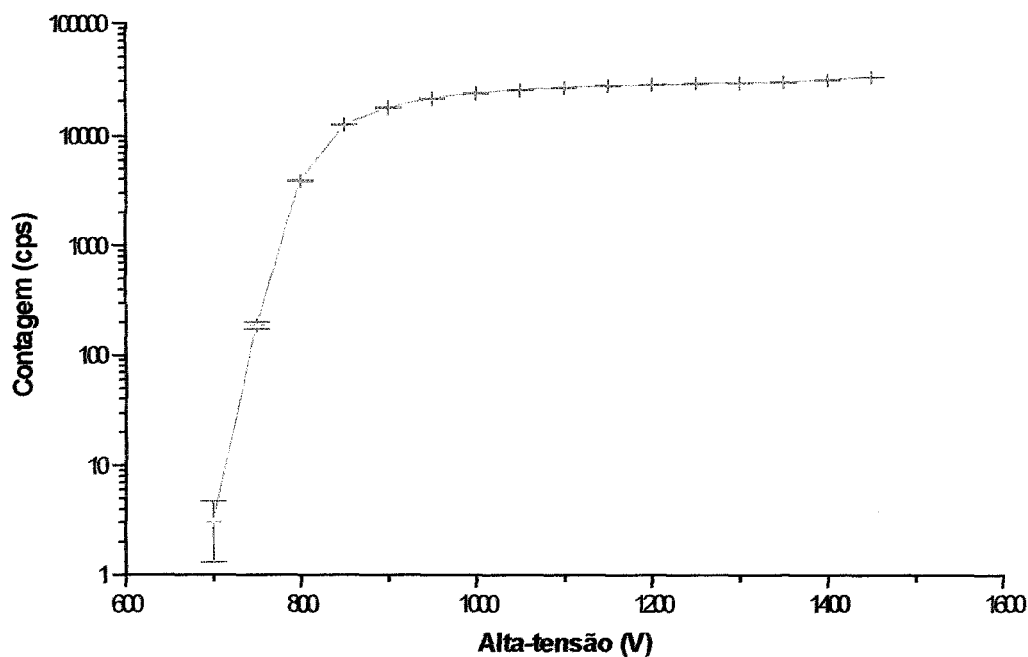


Figura 4.1.1 - Gráfico da variação da alta tensão, para determinação do melhor valor de operação do sistema de medida de atividade radioativa contida na água.

Destes resultados foi determinada a melhor tensão de operação do sistema:

$$\text{HV} = 1300 \text{ v}$$

Como pode-se observar na figura 4.1.1, o patamar se encontra entre 1100 e 1400 V, sendo portanto escolhido os 1300 V, ressaltando que esta é a tensão de operação recomendada pelo fabricante da fotomultiplicadora

4.1.2 Variação da Eficiência em Função da Energia da Radiação Gama

Na tabela 4.1.2 estão relacionados os radionuclídeos utilizados neste experimento com os seus respectivos valores médios da eficiência do sistema em função da energia da radiação gama. Na figura 4.1.2 os dados da tabela 4.1.2 são apresentados os valores da eficiência relativa /30/ em função da variação energética da radiação gama.

RADIONUCLÍDEOS	ENERGIA (keV)	EFICIÊNCIA RELATIVA (%)
^{241}Am	59,5	$31,8 \pm 1,3$
^{57}Co	129,3	$27,6 \pm 1,1$
^{203}Hg	279,2	$24,8 \pm 1,0$
^{137}Cs	661,6	$21,5 \pm 0,9$
^{54}Mn	834,8	$19,0 \pm 1,1$
^{60}Co	1252,8*	$13,2 \pm 0,5$

Obs.: (*) Energia média de $(1,17 + 1,33)$ MeV.

TABELA 4.1.2 - Eficiência do Sistema para várias energias da radiação gama.

Conforme observado, na figura 4.1.2, a eficiência decresce com o aumento da energia da radiação gama. Podemos dizer que este decréscimo apresenta duas partes distintas.

A primeira compreendida entre 59,5 keV e 129,3 keV, na qual ocorre uma queda acentuada da eficiência, indicando que partir da radiação gama próxima de 120 keV, parte desta não consegue ser totalmente depositada no cristal.

Na segunda parte da curva, compreendida entre 129,3 keV e acima de 1250 keV, pode-se observar que a eficiência sofre uma queda linear com o aumento da energia gama. A medida que a radiação gama é mais energética, maiores são as probabilidades dela não interagir com o detetor, ocasionando portanto a perda da eficiência de detecção.

Pode-se observar também, que a curva da variação da eficiência em função da energia para este detector é muito semelhante a curva obtida para o detector do tipo NaI(Tl), apresentada na referência /31/.

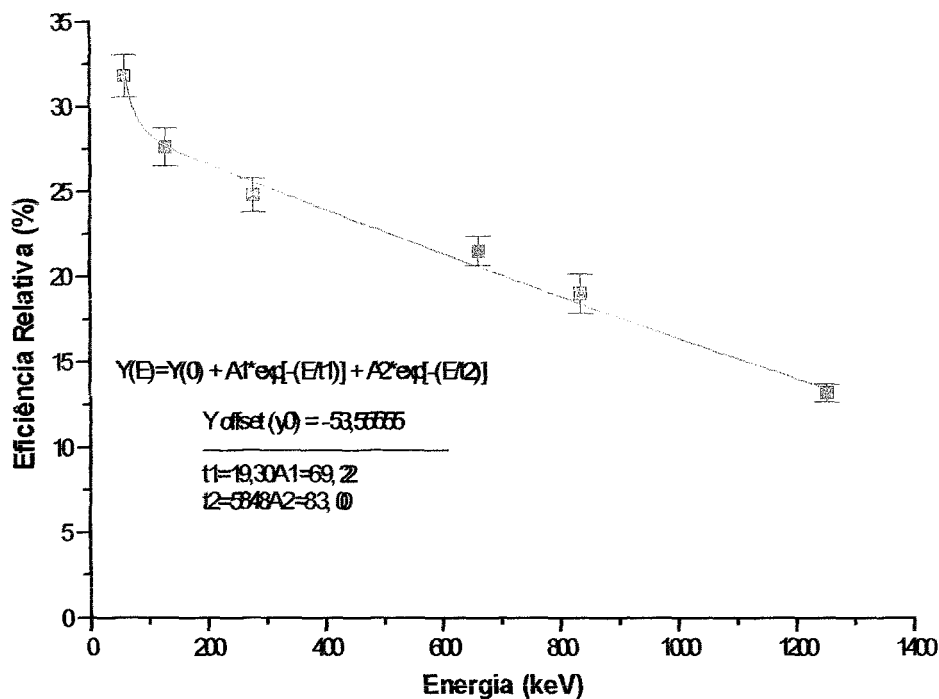


Figura 4.1.2 - Variação da Eficiência relativa em função da variação energética da radiação gama.

Abaixo escrevemos a curva de ajuste para a determinação da eficiência do detector em função da energia gama:

$$y(E) = y(0) + (A1)x[\exp(E/t1)] + (A2)x[\exp(E/t2)]$$

onde:

$$y(0) = - 53,6\%;$$

$$A1 = 69,2;$$

$$A2 = 83,0;$$

$$t1 = 19,3;$$

$$t2 = 5848,0.$$

4.1.3 Determinação da Sensibilidade Gama em Função da Energia (Fontes Líquidas):

Para a determinação da sensibilidade gama, foi realizado o experimento descrito no item 3.1, sendo utilizado três fontes radioativas líquidas (^{131}I , ^{60}Co e ^{137}Cs). Os resultados estão representados na tabela 4.1.3.

RADIONUCLÍDEOS	ENERGIA (keV)	SENSIBILIDADE (Bq/cm ³)
^{131}I	362,0	$(4,13\text{E-}2 \pm 4,13\text{E-}4)$
^{137}Cs	661,6	$(6,02\text{E-}2 \pm 2,89\text{E-}3)$
^{60}Co	1252,8*	$(9,80\text{E-}2 \pm 5,88\text{E-}4)$

Tabela 4.1.3 - Sensibilidade do detetor cintilador plástico em função da radiação gama.

Com base nestes dados foi então construída a (figura 4.1.3) mostrando o gráfico da variação da sensibilidade em função da energia gama.

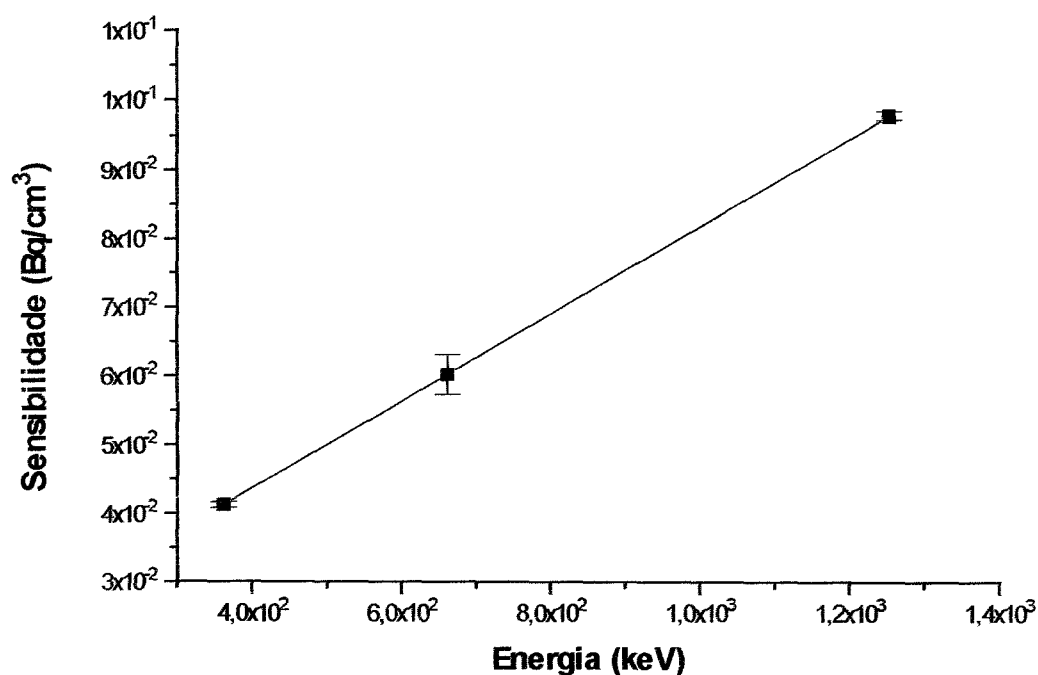


Figura 4.1.3 - Variação da Sensibilidade em função da variação energética da radiação gama.

Como pode ser observado a sensibilidade de detecção varia proporcionalmente com a energia, ou seja, de acordo com o aumento da energia da radiação maior a sua sensibilidade, logo a concentração de material radioativo deve ser maior para ser distinguível do valor de background (BG). A explicação deste comportamento está relacionado com a blindagem do material radioativo diluído na água do mar, ou seja, é necessário maior quantidade de material radioativo para poder sensibilizar o detetor.

4.1.4 Determinação da Eficiência em Função da Energia (Fontes Líquidas):

Para a determinação da eficiência utilizando fontes radioativas líquidas (^{131}I , ^{60}Co e ^{137}Cs), foi realizado o experimento descrito no item 3.1 e os resultados estão representados na tabela 4.1.4.

RADIONUCLÍDEOS	ENERGIA (keV)	EFICIÊNCIA (%)
^{131}I	362,0	$(89,4 \pm 0,9)$
^{137}Cs	661,6	$(78,4 \pm 3,8)$
^{60}Co	1252,8*	$(48,1 \pm 0,3)$

Obs.: (*) Energia média de (1,17 + 1,33) MeV.

TABELA 4.1.4 - Eficiência do sistema para algumas energias da radiação gama, utilizando-se fontes líquidas.

A partir destes valores construiu-se a figura 4.1.4, na forma gráfica mostrando a variação da eficiência gama, utilizando-se fontes líquidas, em função da variação da energia da radiação gama.

Como pode-se observar, o valor da eficiência, variou linearmente com a variação da radiação gama, utilizando fontes líquidas. Se compararmos as eficiências medidas, para cada radionuclídeo, entre as fontes radioativas líquidas e sólidas, estas últimas representam cerca de 27,4% das eficiências obtidas com fontes líquidas, sendo isto explicado, pelo fator geométrico, que neste ultimo caso tem pouca influência, já que o detetor esta totalmente submerso.

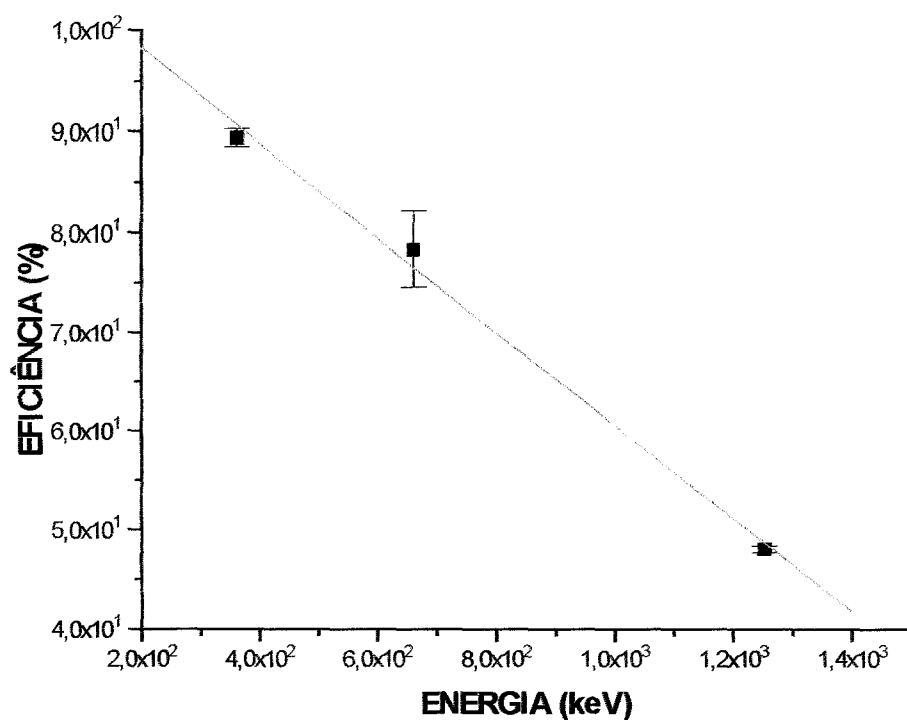


Figura 4.1.4 - Variação da Eficiência em função da variação energética da radiação gama, utilizando fontes radioativas líquidas.

A curva de ajuste para este gráfico é: $Y = A + B * X$

onde: $A = 107,7 \pm 3\%$ e $B = - 0,047 \pm 1\%$

4.2 Sistema de Medida de Taxa de Dose e Dose Total

4.2.1 Determinação da Tensão de Operação

Na tabela 4.2.1 estão apresentados os valores médios de resposta da câmara de ionização em termos de corrente (pA) em função da variação de tensão e variação da taxa de dose. Na figura 4.2.1 são apresentados os gráficos dos resultados presentes.

Através dos gráficos da figura 4.2.1 foi determinada a tensão de operação da câmara de ionização, a qual foi a mesma determinada pelo fabricante/11/:

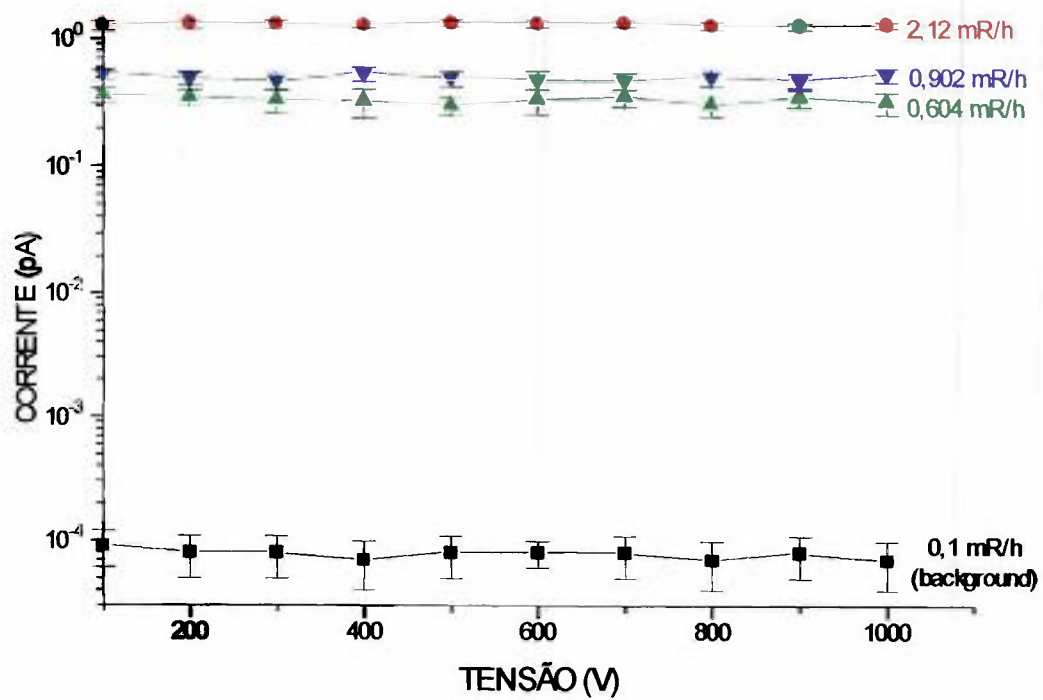
$$HV = 800 \text{ V}$$

Tensão (V)	Corrente (pA)											
	Background		2,12 mR/h		0.604 mR/h		0.902 mR/h		5.11 mR/h		8.3 mR/h	
	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro
100	9,0E-5	3,0E-5	1,3E0	9,7E-2	3,6E-1	5,2E-2	5,3E-1	4,8E-2	2,6E0	9,5E-2	5,1E0	1,2E-1
200	8,0E-5	3,0E-5	1,3E0	9,2E-2	3,5E-1	5,3E-2	4,9E-1	5,7E-2	2,6E0	1,2E-1	5,1E0	1,2E-1
300	8,0E-5	3,0E-5	1,3E0	9,9E-2	3,3E-1	6,8E-2	4,7E-1	6,8E-2	2,6E0	1,1E-1	4,9E0	1,5E-1
400	7,0E-5	3,0E-5	1,3E0	8,2E-2	3,2E-1	7,9E-2	5,3E-1	6,8E-2	2,6E0	1,2E-1	5,2E0	1,6E-1
500	8,0E-5	3,0E-5	1,4E0	8,5E-2	3E-1	4,7E-2	5,0E-1	6,7E-2	2,5E0	1,0E-1	5,0E0	1,0E-1
600	8,0E-5	2,0E-5	1,3E0	9,5E-2	3,3E-1	6,8E-2	4,8E-1	7,9E-2	2,7E0	9,7E-2	5,0E0	1,9E-1
700	8,0E-5	3,0E-5	1,3E0	8,4E-2	3,5E-1	5,3E-2	4,7E-1	6,8E-2	2,6E0	1,5E-1	5,0E0	1,3E-1
800	7,0E-5	3,0E-5	1,3E0	8,8E-2	3,1E-1	5,7E-2	5,1E-1	7,4E-2	2,6E0	1,5E-1	5,0E0	1,8E-1
900	8,0E-5	3,0E-5	1,3E0	6,8E-2	3,5E-1	5,3E-2	4,8E-1	6,3E-2	2,6E0	1,2E-1	5,1E0	1,7E-1
1000	7,0E-5	3,0E-5	1,3E0	7,4E-2	3,2E-1	6,4E-2	5,3E-1	6,8E-2	2,6E0	1,4E-1	5,1E0	2,8E-1

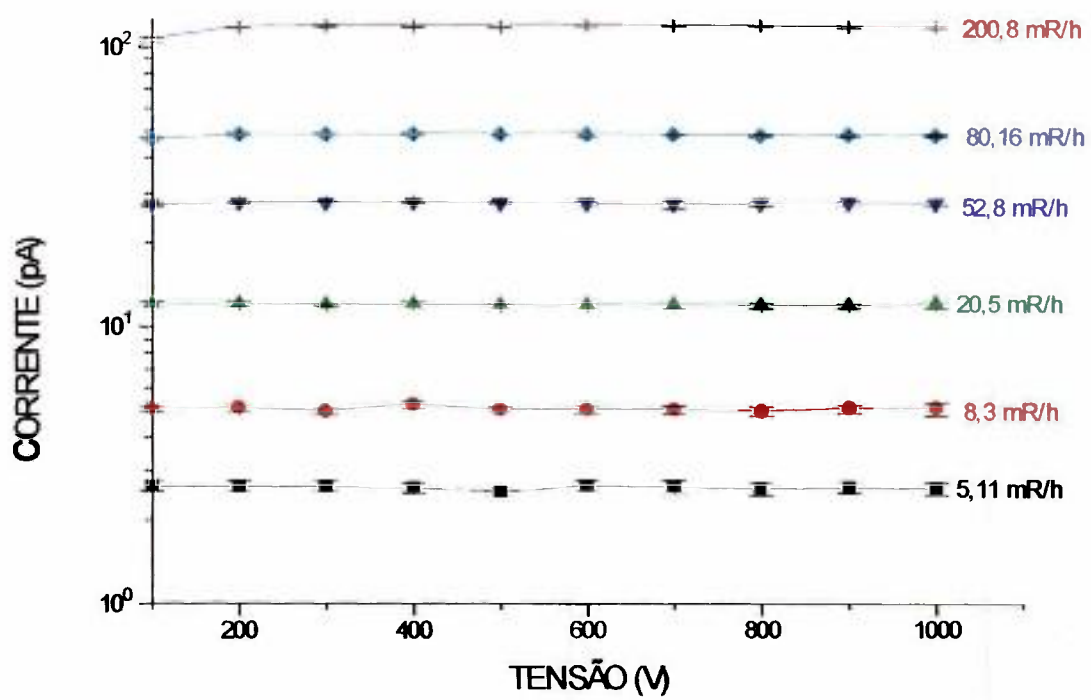
Tensão (V)	Corrente (pA)											
	20,5 mR/h		52,8 mR/h		80,16 mR/h		200,8 mR/h		500,45 mR/h		802,89 mR/h	
	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro
100	1,2E1	1,8E-1	2,7E1	3,0E-1	4,7E1	5,0E-1	1,1E2	1,9E0	2,3E2	8,2E-1	3,3E2	8,2E-1
200	1,2E1	2,4E-1	2,8E1	2,5E-1	4,9E1	4,1E-1	1,2E2	7,9E-1	2,7E2	9,5E-1	4,2E2	1,1E0
300	1,2E1	1,2E-1	2,8E1	4,6E-1	4,9E1	4,9E-1	1,2E2	8,2E-1	2,8E2	1,2E0	4,2E2	3,2E0
400	1,2E1	3,1E-1	2,8E1	1,8E-1	4,9E1	5,1E-1	1,2E2	8,7E-1	2,8E2	1,4E0	4,3E2	1,2E0
500	1,2E1	2,0E-1	2,8E1	2,4E-1	4,9E1	4,7E-1	1,2E2	7,2E-1	2,8E2	1,5E0	4,2E2	1,5E0
600	1,2E1	2,6E-1	2,8E1	3,0E-1	4,9E1	4,8E-1	1,2E2	7,1E-1	2,8E2	1,5E0	4,3E2	1,6E0
700	1,2E1	3,4E-1	2,8E1	7,0E-1	4,9E1	2,8E-1	1,2E2	7,0E-1	2,8E2	1,5E0	4,3E2	2,3E0
800	1,2E1	3,0E-1	2,8E1	4,6E-1	4,8E1	6,1E-1	1,2E2	7,0E-1	2,8E2	1,6E0	4,3E2	1,6E0
900	1,2E1	2,5E-1	2,8E1	3,3E-1	4,9E1	5,4E-1	1,2E2	8,5E-1	2,8E2	1,3E0	4,3E2	1,5E0
1000	1,2E1	3,6E-1	2,8E1	3,4E-1	4,9E1	5,4E-1	1,2E2	8,3E-1	2,8E2	1,8E0	4,3E2	1,9E0

Tensão (V)	Corrente (pA)											
	1006,49 mR/h		2576,46 mR/h		5,3E3 mR/h		10,10E3 mR/h		25,62E3 mR/h		51,74E3 mR/h	
	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro	Leit.	Erro
100	4,4E2	2,9E0	7,5E2	1,5E0	1,1E3	0	1,6E3	5,2E0	2,0E3	5,2E0	2,4E3	0
200	5,7E2	3,7E0	1,3E3	2,5E0	2,0E3	3,2E0	2,9E3	4,2E0	3,7E3	5,2E0	4,3E3	0
300	5,9E2	4,9E0	1,4E3	5,0E0	2,5E3	3,2E0	4,0E3	4,2E0	5,2E3	4,8E0	6,0E3	5,3E0
400	5,9E2	5,0E0	1,4E3	5,7E0	2,6E3	4,2E0	4,7E3	6,8E0	6,4E3	5,3E0	7,5E3	8,2E0
500	5,9E2	5,1E0	1,4E3	5,1E0	2,7E3	7,4E0	5,0E3	8,4E0	7,5E3	5,3E0	9,0E3	6,8E0
600	6,0E2	3,1E0	1,5E3	2,7E0	2,7E3	7,0E0	5,1E3	8,2E0	8,2E3	8,8E0	1,0E4	6,3E0
700	6,0E2	2,7E0	1,5E3	2,4E0	2,7E3	6,8E0	5,2E3	7,4E0	8,4E3	1,2E1	1,1E4	8,5E0
800	6,0E2	2,2E0	1,5E3	3,6E0	2,7E3	7,0E0	5,2E3	10,8E0	8,5E3	8,8E0	1,2E4	8,8E0
900	6,0E2	2,7E0	1,5E3	2,6E0	2,7E3	6,3E0	5,2E3	9,5E0	8,7E3	8,2E0	1,2E4	9,2E0
1000	6,0E2	1,8E0	1,5E3	2,6E0	2,7E3	6,7E0	5,2E3	12,0E0	8,7E3	1,3E1	1,2E4	1,1E1

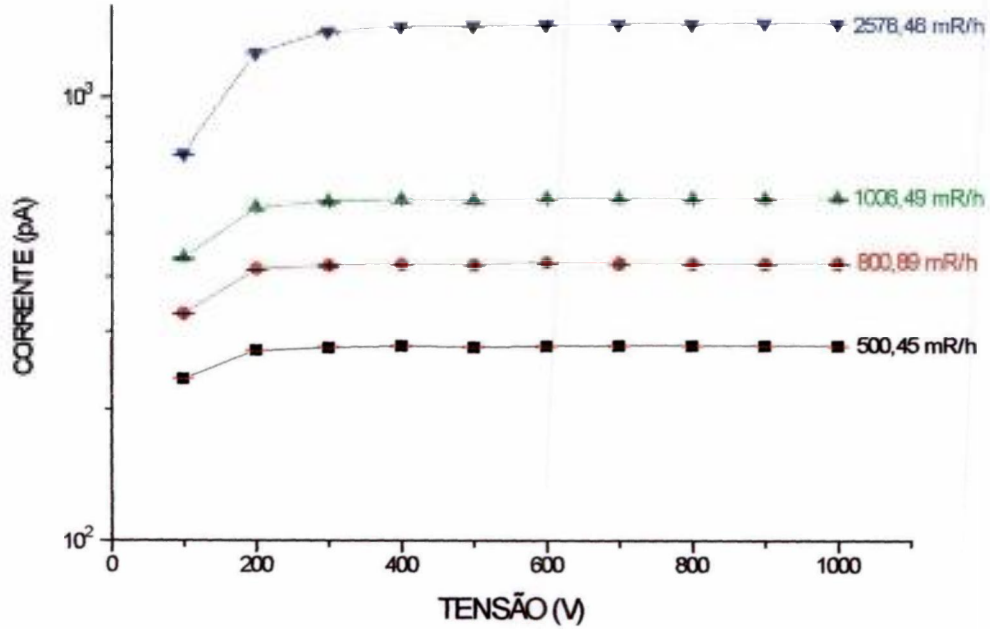
TABELA 4.2.1: Valores Médios em Corrente (pA) em função da Variação da Tensão de Operação, para Determinação da Tensão de Operação da Câmara de Ionização.



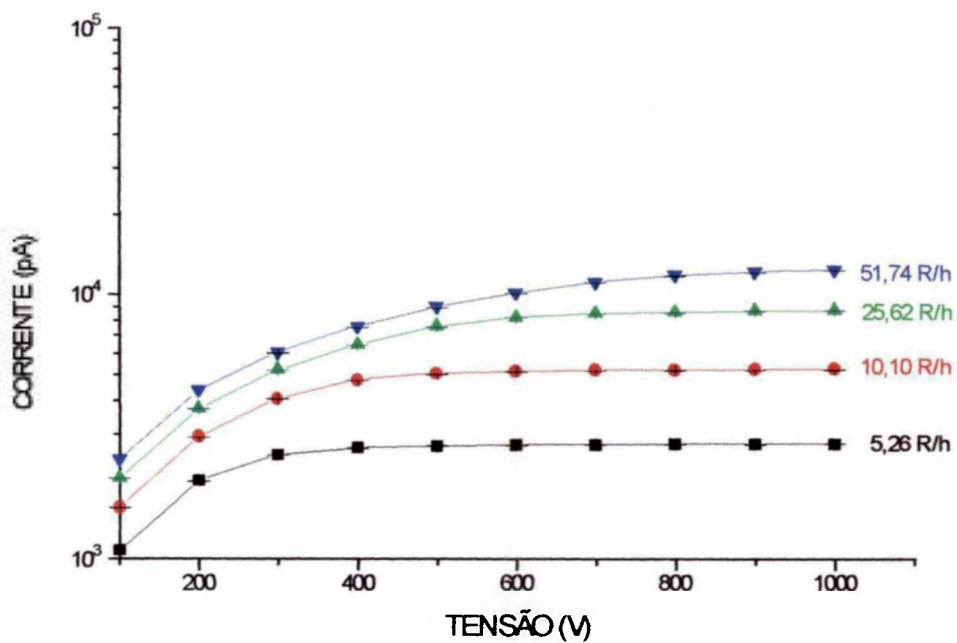
a)



b)



c)



d)

Figura 4.2.1 - Gráficos para Determinação da Variação da Resposta da Câmara de Ionização em Corrente em Função da Variação da Tensão e da Variação da Taxa de Dose.

4.2.2 Variação da Resposta da Câmara em Função da Energia Gama

Na tabela 4.2.2 estão apresentados os valores médios da resposta da câmara de ionização em termos de corrente (pA) em função da taxa de exposição e em função de duas energias gamas distintas provenientes do ^{137}Cs e do ^{60}Co .

Taxa de	Corrente (pA)			
Exposição	^{137}Cs		^{60}Co	
(mR/h)	Leitura	Erro	Leitura	Erro
5	4,3E0	1,8E-1	2,6E0	1,4E-1
51	3,1E1	2,8E-1	2,6E1	4,6E-1
514	2,5E2	7,8E-1	2,8E2	1,5E0

Tabela 4.2.2 - Valores Médios da Corrente em função da Taxa de Exposição para ^{137}Cs e ^{60}Co .

Na figura 4.2.2 estão representados os dados da tabela 4.2.2.

Pode-se observar que a resposta da câmara de ionização para baixar taxas de exposição (até 100 mR/h) é praticamente a mesma independentemente da radiação gama ser do ^{137}Cs ou do ^{60}Co . A partir desta taxa de dose, a câmara mostra maior sensibilidade com a fonte de ^{60}Co chegando a aproximadamente vinte por cento (20%) para taxas de exposição próximas à 500 mR/h, variando muito ao aumentar-se o valor da taxa de exposição. Para baixas doses a resposta praticamente não sofre alterações, com a energia da radiação.

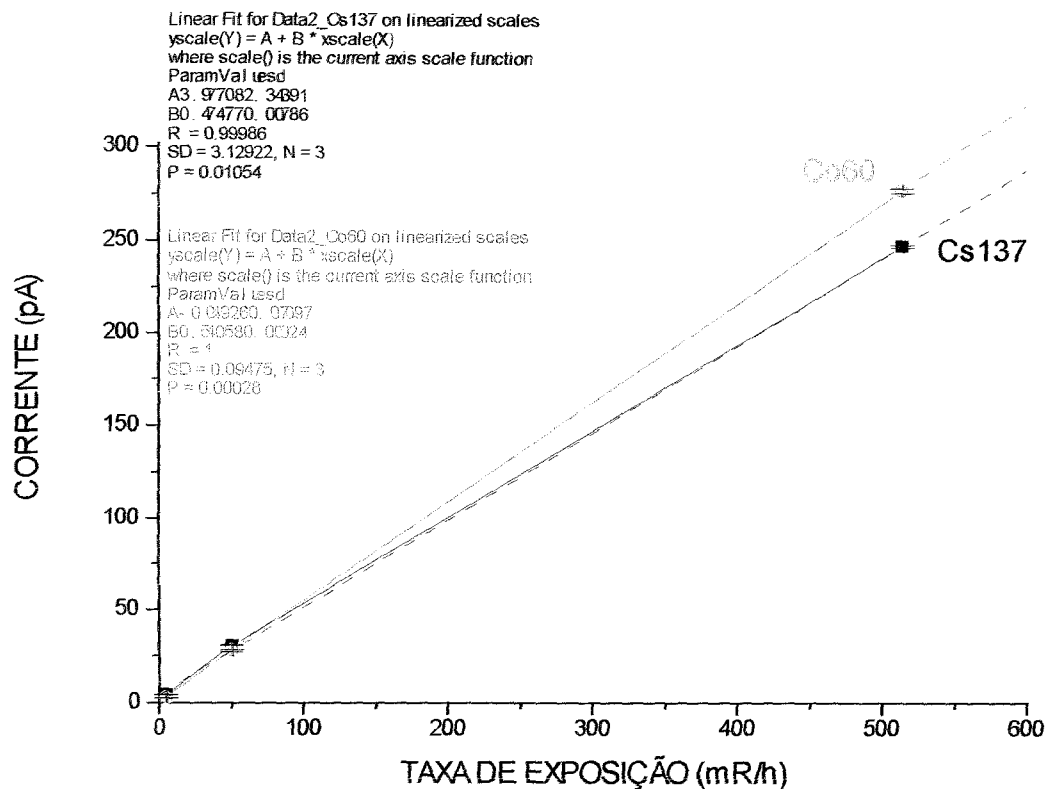


Figura 4.2.2 - Variação da Corrente (pA) em função da Taxa de Exposição com Variação Energética Gama (^{137}Cs e ^{60}Co).

4.2.3 Curvas de Calibração da Câmara e Taxa de Exposição em Função do Sinal de Saída do Eletrômetro (V):

Na tabela 4.2.3 são apresentados os valores médios medidos no eletrômetro através da grandeza tensão em função da taxa de exposição. Utilizando estes valores foram elaborados os gráficos apresentados na figura 4.2.3.

ESCALA 200 pA:

TAXA DE EXPOSIÇÃO (mR/h)	SAÍDA DO ELETRÔMETRO (V)
1,0E-1	7,0E-5
2,1E-1	1,4E-2
6,0E-1	3,6E-3
9,0E-1	5,4E-3
5,1E0	2,6E-2
8,3E0	5,1E-2
2,1E1	1,2E-1
5,3E1	2,8E-1
8,0E1	5,0E-1
2,0E2	1,2E0

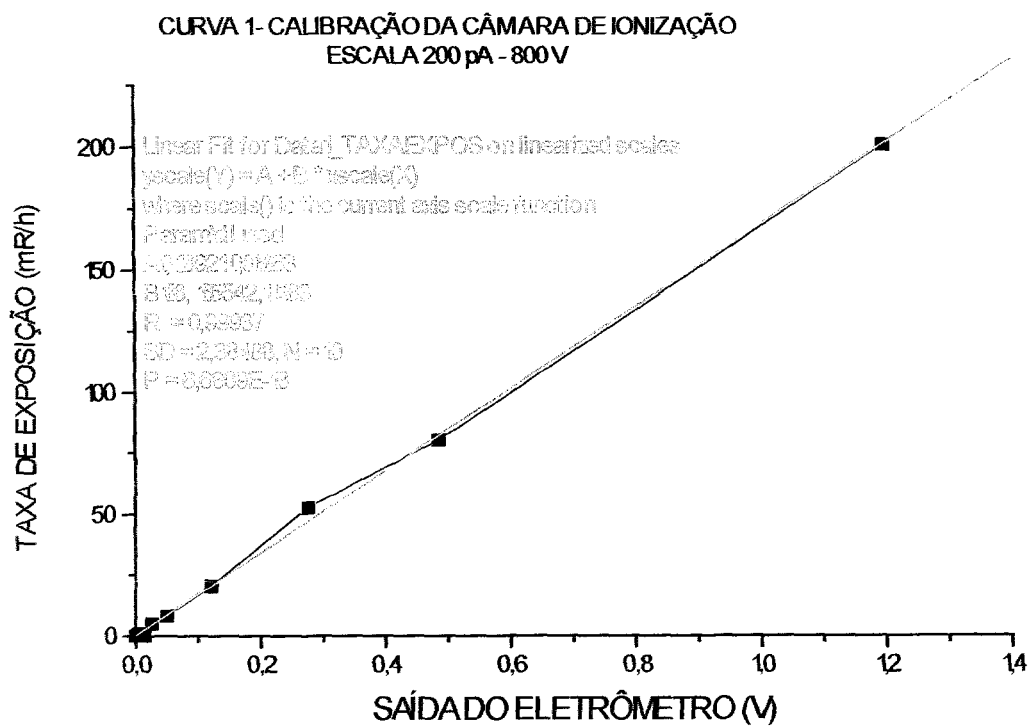
ESCALA 2 K pA:

TAXA DE EXPOSIÇÃO (mR/h)	SAÍDA DO ELETRÔMETRO (V)
5,0E2	2,8E-1
8,0E2	4,3E-1
1,0E3	6,0E-1
2,6E3	1,5E0

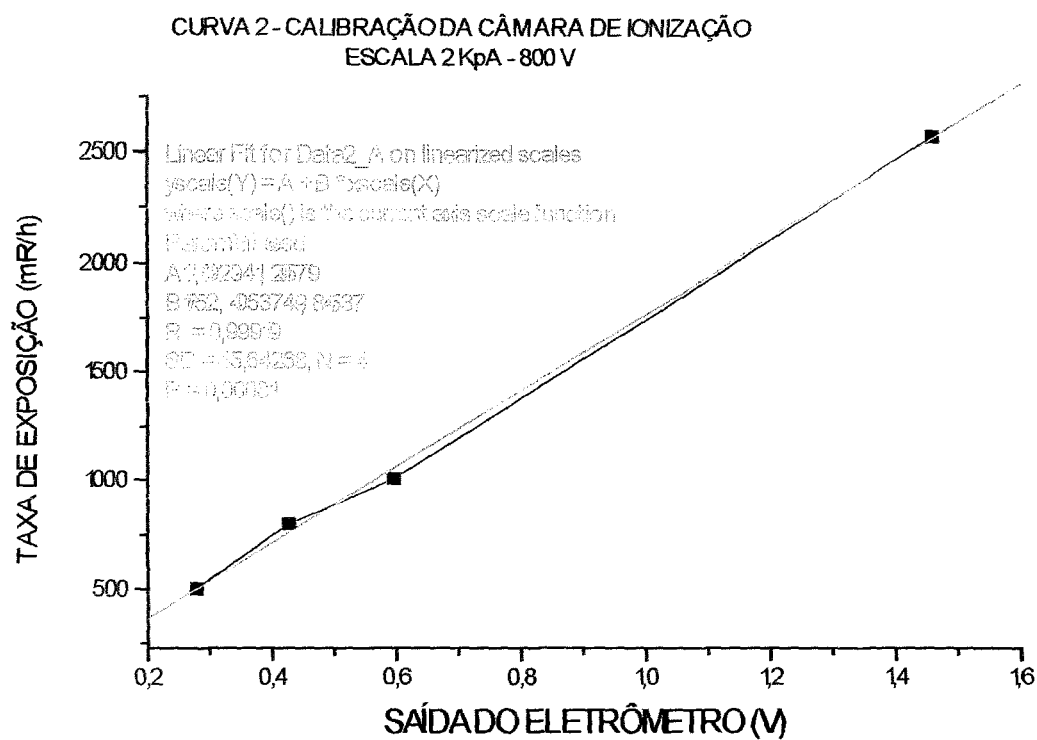
ESCALA 20 nA:

TAXA DE EXPOSIÇÃO (mR/h)	SAÍDA DO ELETRÔMETRO (V)
5,3E3	2,7E-1
1,0E4	5,2E-1
2,6E4	8,5E-1
5,7E4	1,2E0

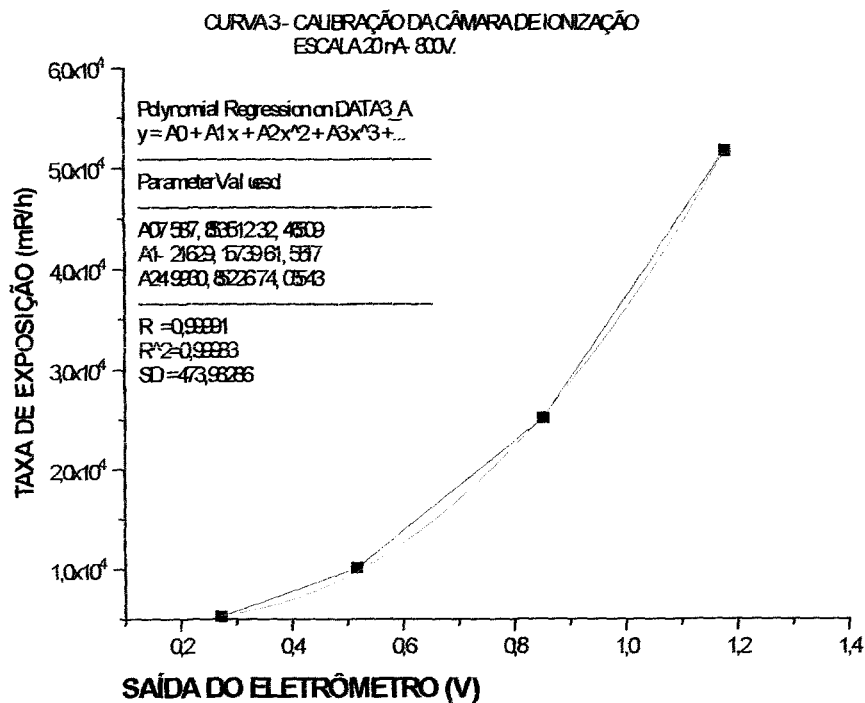
Tabela 4.2.3 - Valores médios da tensão em função da taxa de exposição para a câmara de ionização.



a)



b)



c)

Figura 4.2.3 - Variação da Tensão de Saída na Câmara de Ionização em função da Taxa de Exposição.

As curvas que serão utilizadas no software são:

$$1. y(x) = a + bx \Leftrightarrow y(x) = 0,3 + 168,2x$$

$$2. y(x) = a + bx \Leftrightarrow y(x) = 11,1 + 1752,4x$$

$$3. y(x) = A_0 + A_1x + A_2x^2 \Leftrightarrow y(x) = 7587,9 - 21629,2x + 49920,9x^2$$

4.2.4 Calibração da Dose Total Gama

Serão utilizadas as curvas descritas no item anterior (4.2.3) para a calibração da câmara de ionização para a dose total gama. O resultado “ $y_t(x)$ ” deverá ser dividido por 3600, (para representar o valor da dose a cada segundo) e em seguida multiplicada por “ t ” (que representa o tempo detecção total), ou seja, o programa irá realizar o seguinte cálculo:

$$y_t(x) = \{[y(x)] \cdot [3600]\} / t$$

4.3 Programa para Aquisição e Análise de Dados

Neste item são apresentados as fotografias das telas do microcomputador obtidas ao ser utilizado o programa de aquisição de dados. É importante ressaltar que estas fotografias se referem somente as simulações.

Na figura 4.3.1 temos a fotografia da tela principal, mostrando as quatro janelas superiores com a indicação de Nível de Contagens Normal. Observar, também dentro destas janelas, o “bargraphs”, na cor verde, o qual sinaliza esta condição. Ainda dentro destas janelas pode-se observar a indicação ESTÁVEL, significando que o nível de contagem apresenta pouquíssimas variações temporais. Com esta indicação o operador conclui que a rota atual da embarcação, não está nem entrando e nem saindo de uma área com nível radioativo maior. Se observarmos, as duas janelas abaixo, na do lado esquerdo encontra-se o controle do Sistema de Monitoração de Água, que nesta condição encontra-se em status “Não Contando” (indicado por um ponto vermelho na parte superior da

janela). Já a janela do lado direito é um gráfico indicativo das taxas de dose observadas nas quatro janelas superiores.

Na figura 4.3.2 temos a fotografia da tela principal, mostrando as quatro janelas superiores com a indicação de Nível de Contagens Ocupacional, além dos “bargraphs” na cor amarela, sinalizando a condição de “Alerta”. Ainda nestas janelas, nota-se a indicação SUBINDO, ou seja, a rota da embarcação esta dentro de uma área aonde com o tempo a taxa de dose esta aumentado, necessitando uma possível alteração da sua rota atual. Nas duas janelas abaixo, na do lado esquerdo encontra-se o controle do Sistema de Monitoração de Água, que nesta condição encontra-se em status “Não Contando” (indicado por um ponto vermelho na parte superior da janela). Já a janela do lado direito é um gráfico indicativo das taxas de dose observadas nas quatro janelas superiores.

Na figura 4.3.3 temos a fotografia da tela principal, mostrando as quatro janelas superiores, a indicação de Nível de Contagens Máximo e a indicação dos “bargraphs”, na cor vermelha, o qual sinaliza a condição de PERIGO. Observa-se ainda, a indicação de SUBINDO, ou seja, com esta indicação o operador conclui que na rota atual da embarcação, a leitura encontra-se em uma condição de subida necessitando a alteração da rota. Se observarmos agora, as duas janelas abaixo, na do lado esquerdo encontra-se o controle do Sistema de Monitoração de Água, no status “Não Contando” (após ter realizado uma contagem, vide gráfico inferior desta janela). Já a janela do lado direito é um gráfico indicativo das taxas de dose observadas nas quatro janelas superiores.

Na figura 4.3.4 temos a fotografia da tela principal, indicando nas quatro janelas superiores o Nível de Contagens Ocupacional com os “bargraphs”, na cor amarela, o qual sinaliza a condição de alerta. Ainda dentro destas janelas pode-se observar a indicação ESTÁVEL, ou seja, com esta indicação o operador conclui que na rota atual da embarcação, a leitura encontra-se estável, necessitando um estudo para a alteração da rota, no caso para diminuir a taxa de dose. Se observarmos agora, as duas janelas abaixo, na do lado esquerdo encontra-se o controle do Sistema de Monitoração de Água, que nesta condição encontra-se em status “Contando” (indicado por um ponto verde na parte superior

da janela). Já a janela do lado direito é um gráfico indicativo das taxas de dose observadas nas quatro janelas superiores.

Na figura 4.3.5 temos a fotografia da tela principal, indicando nas quatro janelas superiores os Níveis de Contagens Normal e de Alerta, sinalizados nos “bargraphs”, pelas cores verde e amarelo. Dentro destas condições encontra-se a embarcação entrando ou saindo de uma área com taxas de dose altas. Ainda dentro destas janelas pode-se observar todas as indicações “DESCENDO”, ou seja, com esta indicação o operador conclui que a rota atual da embarcação não necessita ser alterada. Se observarmos agora, as duas janelas abaixo, na do lado esquerdo encontra-se o controle do Sistema de Monitoração de Água, que nesta condição encontra-se em status “Não Contando” (indicado por um ponto vermelho na parte superior da janela). Já a janela do lado direito é um gráfico indicativo das taxas de dose observadas nas quatro janelas superiores.

Na figura 4.3.6 temos a fotografia da tela secundária, onde são inseridos no programa parâmetro das curvas de calibração da câmara de ionização, bem como os do Sistema de Atividade de Água. Mais abaixo, observa-se os locais de alteração dos valores de limites de Alerta e Perigo. O mais importante desta tela encontra-se embaixo, do lado esquerdo, que é a entrada de uma senha, que aceitará as alterações realizada nesta janela, ou seja, só poderão alterar dados nesta tela, pessoas autorizadas que conhecem a senha, sem a qual nada é alterado, permitindo assim que não ocorra problemas com os dados obtidos, bem como a sua confiabilidade.

Existem outras fotografias, mas procurou-se registrar aqui as principais condições encontradas no programa.

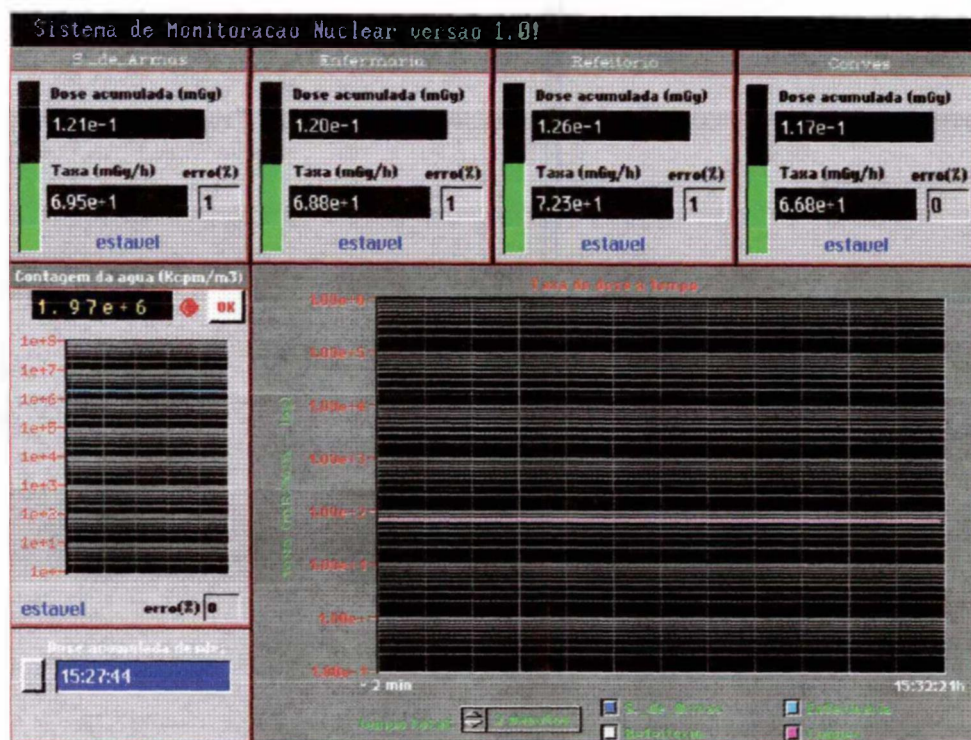


Figura 4.3.1 - Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens Normal, Estáveis e com o Sistema de Monitoração de Água não Contando.

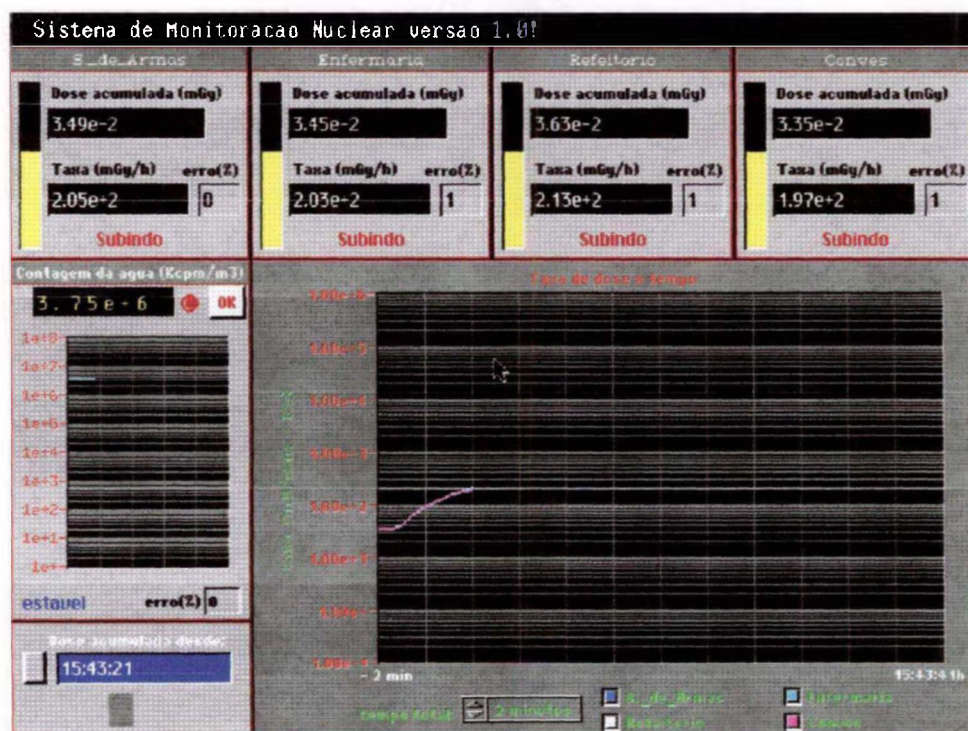


Figura 4.3.2 - Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Subindo, e os e com o Sistema de Monitoração de Água não Contando.

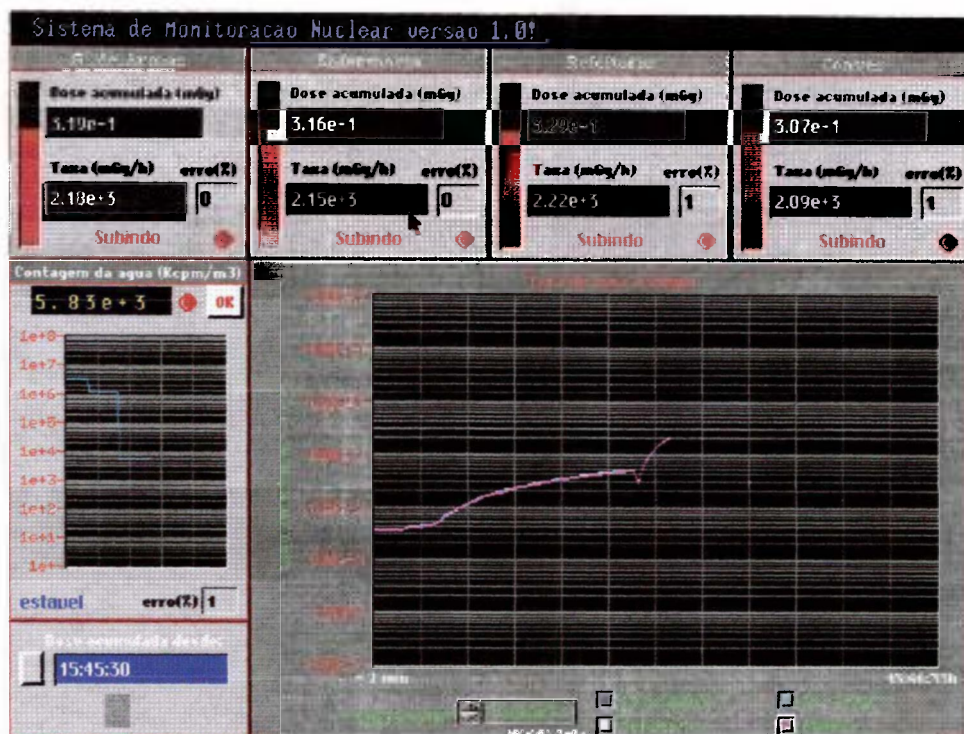


Figura 4.3.3 - Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Máximo (Perigo) (Bargraphs em Vermelho) Subindo, e os e com o Sistema de Monitoração de Água após término de Contagem.

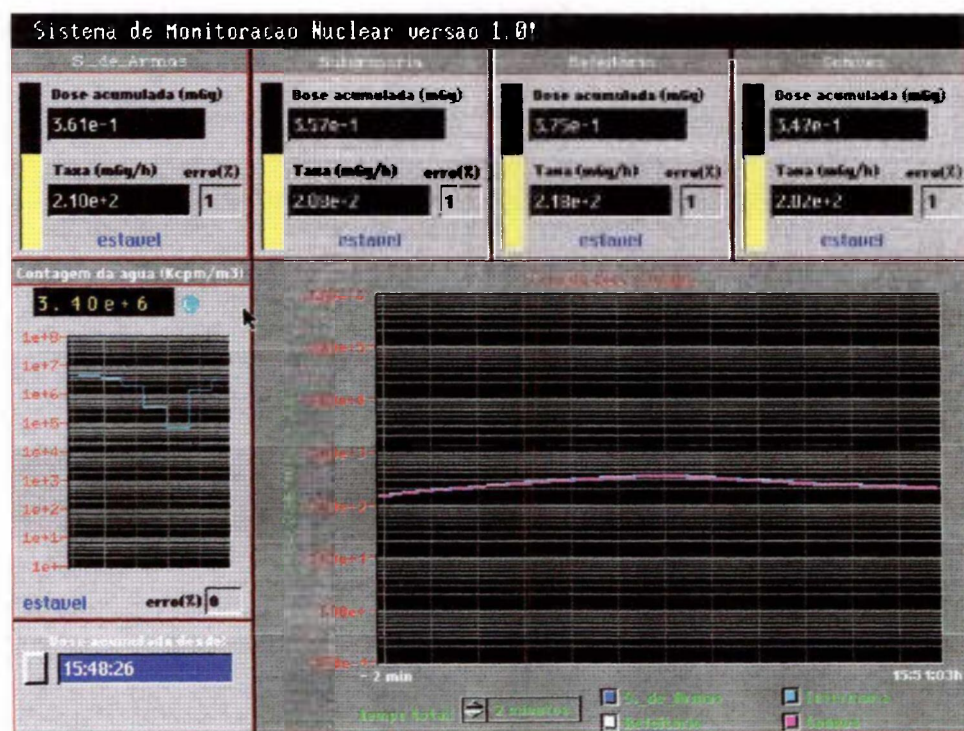


Figura 4.3.4 - Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Estável, e os e com o Sistema de Monitoração de Água realizando Contagem (ponto de Controle em Verde).

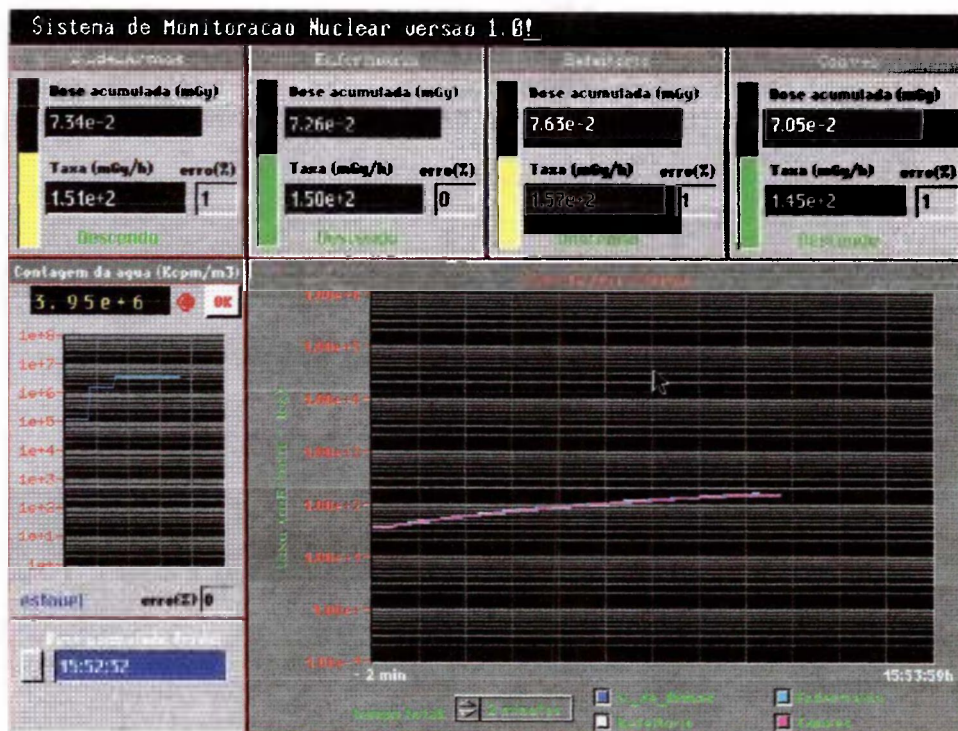


Figura 4.3.5 - Foto da Tela Principal com o Nível de Contagens no Nível Ocupacional (Alerta) (Bargraphs em Amarelo) Descendo e também com Nível de Contagens no Nível Normal (Bargraphs em Verde) Descendo, e com o Sistema de Monitoração de Água após término de Contagem (ponto de Controle em Vermelho).

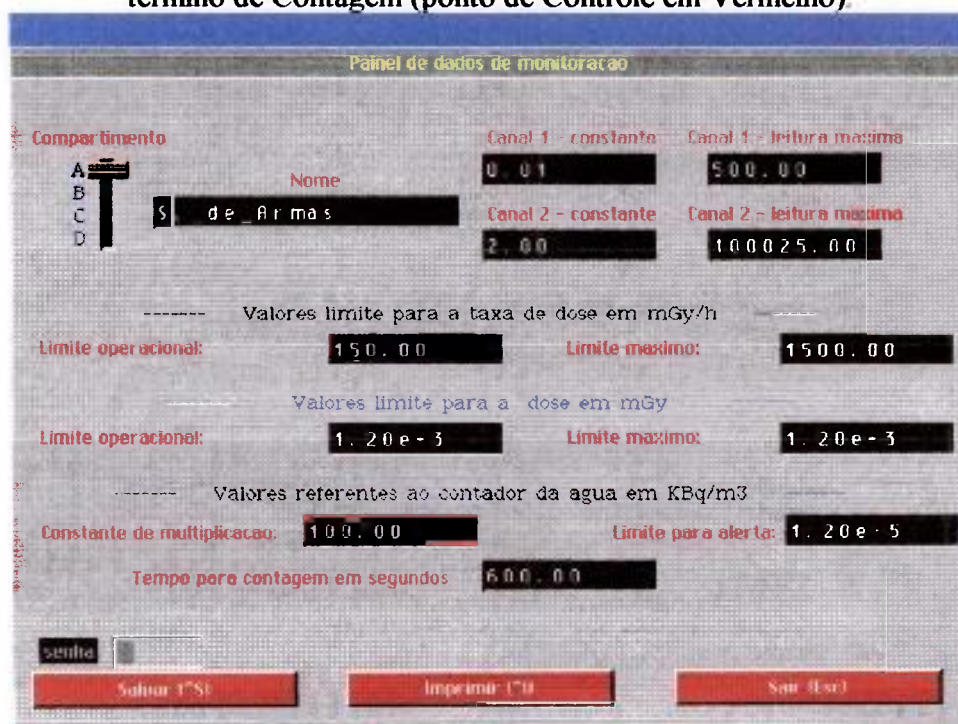


Figura 4.3.6 - Foto da Tela Secundária com os Fatores de Calibração para Taxa de Dose e Dose Total e os Valores Limites para Taxa de Dose e Dose Total e os Valores do Sistema de Atividade de Água o Local para Colocação da Senha.

O sistema RADINAC, foi montado satisfazendo os objetivos do projeto inicial. Os resultados experimentais obtidos estão dentro do esperado e sobretudo aqueles que podem ser comparados com os dados fornecidos pelo fabricante ou com dados teóricos apresentam-se satisfatórios. Outro fator importante, foi o índice de nacionalização muito grande dentro da montagem de um sistema grande e complexo, destacando-se somente, que os três itens importados, não são possuem similar a nível nacional, mas são facilmente encontrados no mercado nacional.

Deve-se ainda ressaltar as qualidades do RADINAC, que são principalmente um sistema modular, o qual permite que possam ser realizadas manutenções corretivas e até preditivas sem que para isto ocorra a necessidade de se parar todo o sistema.

Além disto, os detetores selecionados apresentaram uma boa eficiência de detecção gama, abrangendo uma faixa de medidas, que conforme descrito no capítulo 2, estão dentro dos limites teóricos aceitáveis para que não ocorra danos ao ser humano, além de possuírem uma resposta confiável conforme pode-se verificar pelos resultados experimentais obtidos e apresentados. Além de já serem fabricados no Brasil.

Além disto é importante realizar uma comparação entre o sistema importado existente e o sistema RADINAC:

- 1) Como podemos observar dos resultados apresentados o sistema RADINAC, apresenta uma sensibilidade que varia de aproximadamente $4,13\text{E-}2 \text{ Bq/cm}^3$ (^{131}I) até aproximadamente $9,8\text{E-}2 \text{ Bq/cm}^3$ (^{60}Co) a qual comparada ao sistema antigo é muito mais sensível, principalmente pelo fato do detetor ficar em contato direto com a água. Destaca-se também a eficiência do sistema, sendo neste caso, em função da energia gama, o que possibilita um estudo melhor no futuro, para se realizar testes e aperfeiçoar o sistema. É importante ressaltar a reprodutibilidade dos dados e também a versatilidade do sistema, o qual permite realizar medidas também com fontes sólidas.

- 2) Como pode-se verificar (item 3.2) a câmara de ionização apresenta uma faixa de medida menor que o sistema importado, mas é importante ressaltar o fato de que esta dentro de um limite para o ser humano não sofrer danos biológicos, e até mesmo a embarcação não sofrer danos devido a radiação.
- 3) Importante também para este sistema, é o programa de aquisição de dados, o qual dá maior confiabilidade aos resultados, possibilitando que seja feito um histórico de medidas, e principalmente permite salvaguardar a tripulação e a embarcação, quantificando se a embarcação está adentrando ou saindo de uma zona com altas taxas de dose. O programa de aquisição de dados permitiu a otimização do sistema como um todo, com o qual foi possível baixar custos e diminuir o espaço ocupado pelo sistema, o que no caso de embarcações é importante devido ao seu limitado espaço.
- 4) Somando-se todos estes fatores, temos então o sistema RADINAC como uma modernização do sistema importado, com a vantagem de se manter o objetivo final, permitindo melhores estudos para futuras atualizações.

Para terminarmos, é viável um estudo no futuro da adaptação de um detetor de nêutrons nacionalizado (o cintilador plástico ou uma câmara de ionização, também já desenvolvida no IPEN/CNEN-SP). A utilização pretendida para este tipo de detetor é a detecção de neutrons devido a explosão ou acidentes com artefatos nucleares, procurando-se desviar a rota da embarcação.

Outra sugestão para futuros trabalhos é o estudo do cintilador plástico para medidas de gases, o qual permitiria um melhor aproveitamento do sistema RADINAC, já que teria-se em primeiro plano uma monitoração do ar. Este detetor a princípio poderia ficar do lado interno da embarcação com uma tomada de ar externa, se possível em algum ponto mais alto da embarcação. Este detetor tem o objetivo monitorar gases radioativos provenientes de algum acidente ou incidente.

6.REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 - MANUAL DE OPERAÇÃO, MANUTENÇÃO E INSTALAÇÃO.
Brasilian Frigate Ship Installed Radiac System, Vol. 2, 1973.
- 2 - FREITAS, J. C., ET AL.. **Manutenção do Sistema RADIAC**, Relatório Técnico Interno do CTMSP, nº RP4300150037432, São Paulo - SP, 1990.
- 3 - ZANETIC, JOÃO. **Artefatos Nucleares**, Relatório da Sociedade Brasileira de Física, São Paulo, págs. 162-171, 1982.
- 4 - KLEMENT JR., AL W.. **Radioactive Fallout from Nuclear Weapons Tests**, U. S. Atomic Energy Commission, Virginia, USA, 1965.
- 5 - CONKLIN, J. J. e WALKER, R. L.. **Military Radiobiology**, Armed Forces Radiobiology Research Institute, Maryland, Orlando, Flórida, 1987.
- 6 - MURRAY, R. L. (traduzido por A. H. HEFFER DA COSTA).
Engenharia Nuclear, Editora Ao livro Técnico, Rio de Janeiro, 1963.
- 7 - QUADRADO. **Efeitos das Explosões Nucleares**. Instituto de Energia Atômica. vo.2.

- 8 - SORDI, G. M. A. A., ET AL.. **Apostila de Proteção Radiológica.** - IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1988.
- 9 - DR. GIAN-MARIA A. A. SORDI. **Comunicação Pessoal,** IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.
- 10 - DR. ALBERTO SABURO TODO. **Comunicação Pessoal,** IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.
- 11 - HAMADA, M. M., MESQUITA, C. H. **Preparação de Detectores Plásticos Cintiladores e Caracterização de Parâmetros Físico-Químicos,** Anais do II Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, vol. 2, pág.: 217-223, 1988.
- 12 - DRA. IEDA IRMA LAMAS CUNHA. **Comunicação Pessoal,** IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.
- 13 - CAETANO, C. R.. **Uso de Fotodiodos para a Detecção de Partículas Individuais,** Anais do III Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, vol. 8, Pág.: 106, 1990.
- 14 - MELO, F. A.. **Desenvolvimento de um Dosímetro para a Radiação Gama Utilizando Fotodiodos,** Universidade Federal de Pernambuco, Dissertação de Mestrado, 1988.

- 15 - PEREIRA, M. ET AL.. **Caracterização do Cristal Cintilador CsI desenvolvido no IPEN/CNEN**, III Encontro Nacional de Aplicações Nucleares (ENAN), Águas de Lindóia, pág.: 611, 1995.
- 16 - MORGADO, M. M., MORAES, M. A. P. V.. **Estudo dos Detectores Tipo Câmara de Ionização**, Relatório Técnico Interno do CTMSP, nºR4B0000300034B1-00-00, São Paulo - SP, 1993.
- 17 - VIEIRA, J. M. ET AL. **Desenvolvimento de Câmara de Ionização Gama para a Monitoração Ambiental**, III Congresso Geral de Energia Nuclear (CGEN), Rio de Janeiro, caderno 7, pág.: 79 - 87, 1990.
- 18 - CAMPOS, C. A.. **Montagem e Calibração de um Câmara de Ionização para Medidas de Feixe de Radiação entre 40 à 1250 keV**, Universidade Federal do Rio de Janeiro, Dissertação de Mestrado, 1982.
- 19 - PÉREZ, H. E. B.. **Especificação Técnica de Sensor: Câmara de Ionização Modelo DP02CIG**, Relatório Técnico IPEN/CNEN-SP, São Paulo -SP, Set./1987.
- 20 - APOSTILA DE CURSO. **Curso de Treinamento de Operadores de Reatores de Pesquisa**, Departamento de Operação de Reatores - IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.

- 21 - APOSTILA DE CURSO. **Curso Preparatório de Operadores do Reator**, IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.
- 22 - ICRP -35. **General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers**, International Commission on Radiological Protection, New York, USA, 1982.
- 23 - ICRP -26. **Recommendations of the International Commission on Radiological Protection General**, International Commission on Radiological Protection, New York, USA, 1977.
- 24 - TILL, J. E. e MEYER, H. R.. **Radiological Assessment**, NUREG/CR - 3332-ORNL-5968, Washington, USA, pág. 3-1 à 3-57, 1983.
- 25 - NORMA CNEN - NE-3.01. **Diretrizes Básicas de Radioproteção**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro - RJ, 1988.
- 26 - OKUNO, E. e ET AL.. **Física para Ciências Biológicas e Biomédicas**, Harper & Row do Brasil - São Paulo, BR, 1982.
- 27 - CARVALHO, M. R. E MASOTTI, P. H. F.. **Relatório de Testes da Câmara de Ionização DP02CIG-02**, Relatório Técnico Interno do CTMSP, nº R8430600068431-00-01, São Paulo - SP, 1985.

- 28 - PÉREZ, , H. E. B.. **Teste Funcional de Câmara de Ionização Compensada (CIC) e Câmara de Ionização não Compensada (CINC) no Reator IEA-R1**, Relatório Técnico Interno do CTMSP,nº R.543.060.022, São Paulo - SP, 1989.
- 29 - ENG. NELSON OMI. **Comunicação Pessoal**, IPEN/CNEN-SP, São Paulo - SP, 1997.
- 30 - CERTIFICADO DE CALIBRAÇÃO. **SOURCE TYPE: SET OF GAMMA REFERENCE SOURCES**, AMERSHAM BUCHLER GmbH E CoKG, May/1996.
- 31 - KNOLL, G. F.. **Radiation Detection and Measurement**, John Wiley e Sons - Michigan, USA, Second Edition, 1989.
- 32 - REUS, U. AND WESTMEIER, W.. **Catalog of Gamma Rays from Radioactive Decay**, Atomic Data and Nuclear Tables, Vol. 29, n 1, July/1983.
- 33 - MORGADO, M. M., MORAES, M. A. P. V., FILHO, T. M.. **Aplicação de Detector Plástico Cintilador na Construção de Sistema de Monitoração de Contaminação de Água**, Trabalho apresentado no VI Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Out./1996.

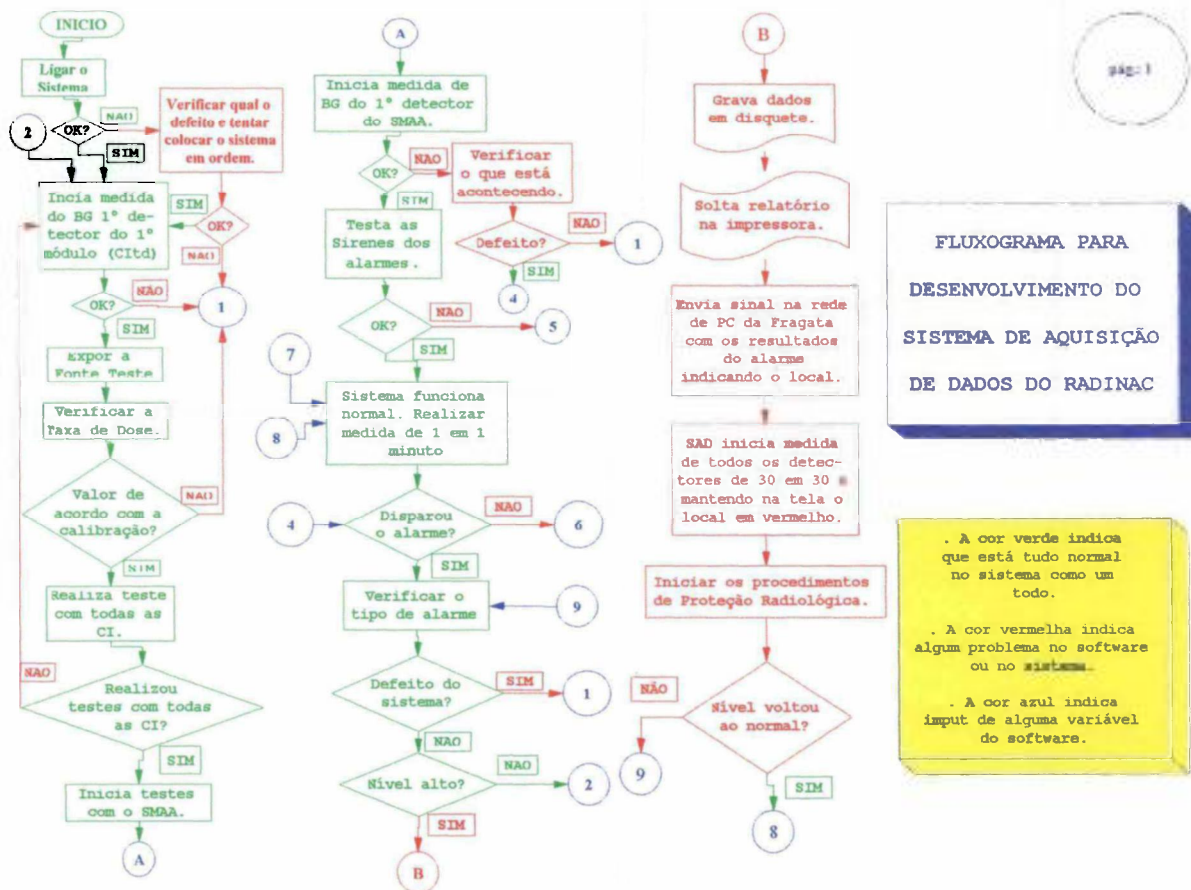


Figura 7.1 - Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC.

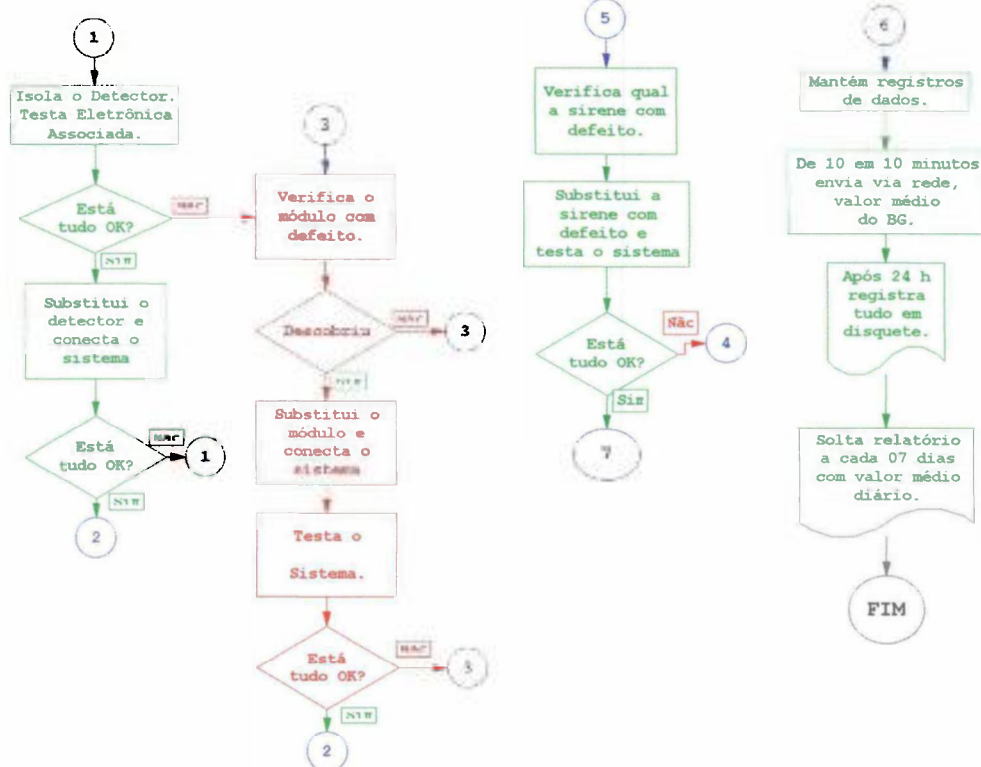


Figura 7.1 - Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC (continuação).

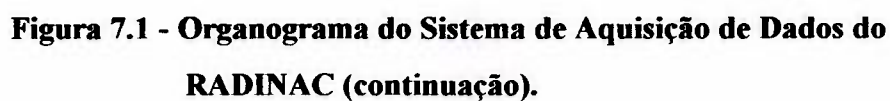


Figura 7.1 - Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC (continuação).

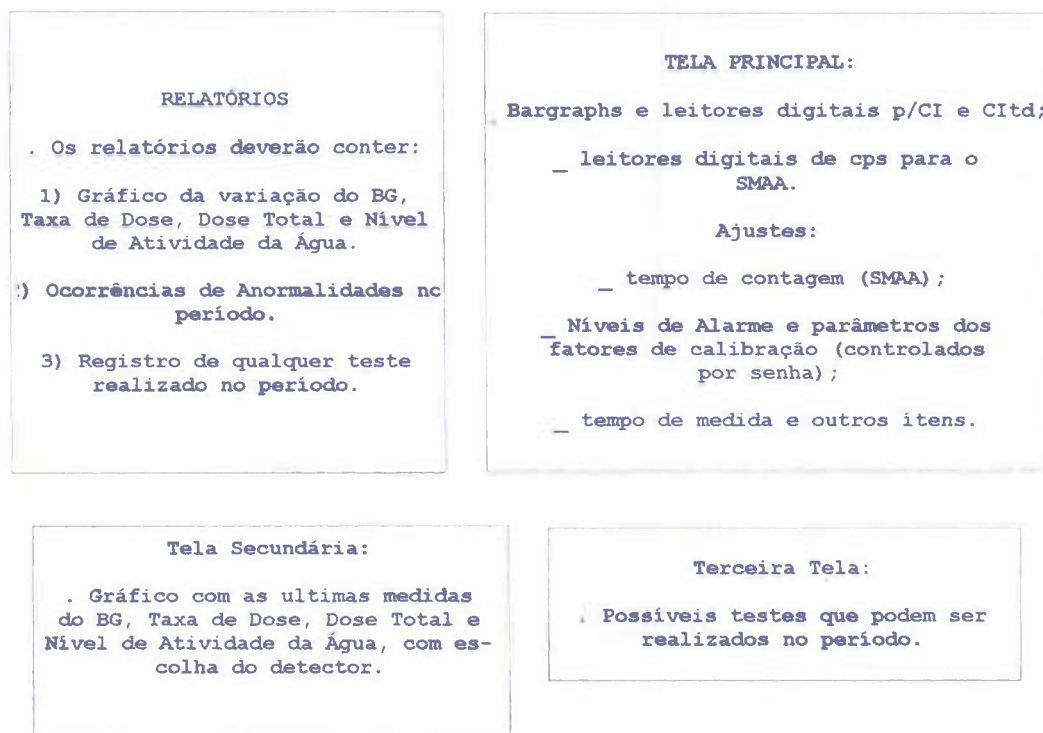


Figura 7.1 - Organograma do Sistema de Aquisição de Dados do RADINAC (continuação).



***comissão nacional de energia nuclear
instituto de pesquisas energéticas e nucleares***

Travessa "R" nº 400 - Cidade Universitária CEP: 05508-900

SÃO PAULO - São Paulo - Brasil

Fone (011) 816-9000 - Fax (011) 212-3546

O Ipen é uma autarquia vinculada à Secretaria de Ciência, Tecnologia e Desenvolvimento Econômico e Turismo do Estado de São Paulo, gerida técnica, administrativa e financeiramente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência e Tecnologia, e associada à Universidade de São Paulo.