AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Evolução das Doses no Ambiente do Reator IEA-R1 e Tendências com Base nos Resultados Atuais

Eduardo Yoshio Toyoda

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

Orientador:

Prof. Dr. Gian-Maria Agostini Angelo Sordi

São Paulo

2016

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

**Evolução das Doses no Ambiente do Reator IEA-R1 e Tendências com Base nos
Resultados Atuais**

Eduardo Yoshio Toyoda

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

Orientador:

Prof. Dr. Gian-Maria Agostini Angelo Sordi

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

São Paulo
2016

AGRADECIMENTOS

Em memória dos meus pais, que proporcionaram a base para o meu desenvolvimento profissional.

A minha família, esposa e filhos, por existirem e serem o incentivo para realizar este trabalho.

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, que permitiu o desenvolvimento deste trabalho, em especial ao Gerente do Serviço de Proteção Radiológica Dr. Demerval Leonidas Rodrigues.

Ao Professor Dr. Gian-Maria Agostini Angelo Sordi pela orientação, sugestões, paciência e apoio no desenvolvimento deste trabalho.

A equipe de Radioproteção do Reator pela ajuda na obtenção dos dados e colaboração no desenvolvimento do trabalho

Aos operadores e funcionários do Reator pela colaboração e compreensão do trabalho realizado pela Proteção Radiológica para realização deste trabalho

EVOLUÇÃO DAS DOSES NO AMBIENTE DO REATOR IEA-R1 E TENDÊNCIAS COM BASE NOS RESULTADOS ATUAIS

RESUMO

O Ipen/Cnen-SP possui um Reator de Pesquisa(IEA-R1) em operação desde 1957. Ele utiliza água leve como blindagem, moderador e como fluido refrigerante, o volume desta piscina é de 273m³. Até 1995 a operação do Reator era descontínua, ou seja, operava diariamente sendo desligado no final do dia, a uma potência de 2,0 MW. A partir daquele ano, após algumas modificações de segurança, o Reator passou a operar de forma contínua, ou seja, de segunda-feira a quarta-feira sem ser desligado, totalizando 64 horas semanais. A potência também foi aumentando até 4,5 MW em 2012. Em virtude dessas alterações, a saber, operação contínua e do aumento da potência, as doses dos trabalhadores aumentaram e por isso foram realizados vários estudos para diminuí-las. Estudos demonstraram que uma das principais limitações para operação de um reator em potência elevada, provém das radiações gama emitidas pelo sódio-24. Outros elementos como magnésio-27, Alumínio-28, Argônio-51, contribuem de forma considerável para a atividade da água da piscina. A introdução de uma camada de água quente em sua superfície, estável e isenta de elementos radioativos com 1,5m a 2m de espessura constituiria uma blindagem às radiações provenientes dos elementos radioativos dissolvidos na água. Estudos de otimização provaram que a instalação da camada quente não era necessária para o regime e potência atual de operação do Reator, pois outros procedimentos adotados eram mais eficazes. A partir desta decisão o serviço de Proteção Radiológica do Reator IEA-R1, montou um programa de avaliação das doses para certificar-se de que elas se mantinham em valores razoáveis baseados em princípios estabelecidos em normas nacionais e internacionais. O intuito deste trabalho é realizar uma análise das doses individuais dos IOE (Individuo Ocupacionalmente Expostos), considerando as mudanças no regime de operação do Reator e sugerir opções de proteção e segurança, viáveis em primeira instância, para reduzir as doses analisadas, visando se chegar aos níveis de referencia de 3 mSv/ano adotados pela instalação em apreço.

THE EVOLUTION OF DOSES IN THE IEA-R1 REACTOR ENVIRONMENT AND TENDENCIES BASED ON THE CURRENT RESULTS

ABSTRACT

The IPEN / CNEN-SP have a Nuclear Research Reactor-NRR named IEA-R1, in operation from 1957. It is an open swimming pool reactor using light water as shielding, moderator and as cooling, the volume of this pool is 273m³. Until 1995 the reactor operated daily at a power of 2,0 MW. From June of that year, after a few safety modifications the reactor began operating in continuous way from Monday to Wednesday without shutdown totalizing 64 hours per week and the power was increased to 4,5MW also. Because of these changes, continuous operation and increased power, workers' doses would tend to increase. In the past several studies were conducted seeking ways to reduce the workers' doses. A study was made on the possibility to introduce a shielding at the top of the reactor core with a hot water layer. Studies have shown that a major limitation for operating a reactor at high power comes from the gamma radiation emitted by the sodium-24. Other elements such as magnesium-27, aluminum-28, Argon-51, contribute considerably to the water activity of the pool. The introduction of a hot water layer on the swimming pool would form a layer of surface, stable and free of radioactive elements with a 1.5m to 2m thickness creates a shielding to radiation from radioactive elements dissolved in water. Optimization studies proved that the installation of the hot layer was not necessary for the regime and the current power reactor operation, because other procedures adopted were more effective. From this decision the Radiological Protection Reactor Team, set up a dose assessment program to ensure them remained in low values based on principles established in national and international standards. The purpose of this paper is to analyze the individual doses of OEI (Occupationally Exposed Individual), which will be checked increasing doses resulting from recent changes in reactor operation regime and suggested viable safety and protection options, in the first instance to reducing the doses in question aimed at the goal of reaching acceptable doses belonging to the reference level of 3 mSv/y taken by the reactor facility.

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	1
1.1 Reatores de Pesquisa e suas características ⁽¹⁾	1
1.1.1 Histórico do Reator IEA-R1 ⁽⁴⁾	2
Fonte: Autor da Dissertação	4
1.1.2 Principais Características do Reator IEA-R1 ⁽⁵⁾	4
1.1.3 Principais radiações ionizantes em um Reator de Pesquisa	9
1.2 Efeitos Biológicos causados pela radiação ionizante	10
1.2.1 A radiação ionizante prejudica a saúde	13
1.2.2 Efeitos de reações do tecido e estocástico	13
1.3 Finalidades do Presente Trabalho	15
1.4 Objetivos	15
2. CONHECIMENTOS TÉCNICO-CIENTÍFICOS PARA DESENVOLVER O TRABALHO	16
2.1 Princípios de funcionamento de um Reator ^(1,6)	16
2.2 Princípios básicos de proteção radiológica	21
2.3 Sistemas de limitação de doses e Padrões de proteção radiológica	24
2.4 Filosofia e Técnicas de monitoramento; suscetibilidade	28
2.4.1 Classificação das áreas de trabalho ⁽⁹⁾	31
2.4.1.1 Área controlada	31
2.4.1.2 Área supervisionada	32
2.4.1.3 Controle de engenharia	33
2.4.1.4 Valor de Referência	34
2.4.2 Descrição dos tipos e funções do monitoramento	36
3. DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO E RESULTADOS	44
3.1 Introdução ao programa de monitoramento do Reator e documentos utilizados	44
3.2 Dependências do Prédio do Reator e atividades executadas	45
3.2.1 Descrições das dependências do Reator IEA-R1	45
3.2.2 Atividades executadas em cada piso do Reator pelos IOE e exposições a radiação envolvidas	50

3.3 Principais motivos das Exposições à radiação nos locais de permanência dos IOE no Reator IEA-R1	52
3.3.1 Introdução aos principais motivos a exposição do IOE.....	52
3.3.2 Principais radionuclídeos de interesse, que contribuem aos valores de radiação no Reator IEA-R1	52
Fonte:Autor da Dissertação	57
3.4 Descrição do programa de monitoramento e seus resultados	57
3.4.1 Características dos dosímetros utilizados no monitoramento individual	57
3.4.2 Características dos equipamentos utilizados no monitoramento dos locais de trabalho	60
3.4.3 Doses individuais e Coletivas.....	62
3.4.4 Monitoramento dos locais de trabalho	64
3.4.5 Locais de monitoramento e resultados obtidos	69
Fonte: Autor da Dissertação	75
3.5 Comparação com outros Reatores e a necessidade da Camada de água quente .	75
3.5.1 Comparação com outros Reatores.....	75
3.5.2 Camada de água quente.....	76
4. DISCUSSÃO DOS RESULTADOS.....	81
4.1 Monitoramento individual.....	81
4.1.1 Dosímetro eletrônico X DTL.....	81
4.1.2 Análises dos resultados das doses individuais e coletivas dos IOEs	82
4.1.3 Análises dos resultados do monitoramento do local de trabalho	86
4.2 Avaliação do uso da camada de água quente e de outros meios	87
4.2.1 Princípio da Otimização.....	88
4.2.2 Princípio de limitação de dose	90
4.3 Opções de proteção e segurança analisando a necessidade de se aplicar o princípio ALARA	91
5. FUTUROS TRABALHOS.....	92
6. CONCLUSÃO	93
7. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	95

DEFINIÇÕES E ABREVIATURAS

Neste trabalho são usadas as abreviaturas e definições seguintes:

AAN: Análise por Ativação de Nêutron

AC: Antecamara

ALARA: As Low As Reasonable Achievable

BSR: Bulck Shielding Reactor

CAQ: Circuito de Agua Quente

CIPR: Comissão Internacional de Proteção Radiológica

CNEN: Comissão Nacional de Energia Nuclear

CRPq: Centro de Reatores de Pesquisa

DTL: Dosímetro Termoluminescente

EIBE: Elemento de Irradiação de Berílio

EIBRA: Elemento de Irradiação feito de Berílio Refrigerado a Agua

EIF: Elemento de Irradiação de Fio

EIRA: Elemento de Irradiação Refrigerado a Agua

ETRR: Experimental Training Research Reactor

GN: Gás Nobre

GM: Geiger Müller

IEA-R1: Instituto de Energia Atômica-Reator 1

INVAP: Instituto de Investigaciones Aplicadas (Argentina)

IOE: Indivíduo Ocupacionalmente Exposto

IOEs: Indivíduos Ocupacionalmente Expostos

IRL: Industrial Reactor Laboratory

LIA: Limite de Incorporação Anual

MA: Monitor de Área

MD: Monitor de Duto

MTR: Material Testing Reactor

NI: Nível de Investigação

NR: Nível de Referência

OIEA: Organismo Internacional de Energia Atômica

OPAL: Open Pool Australian Light

SP: Saguão da Piscina

TCNB: Terapia com captura de nêutron utilizando Boro

TNT: Trinitrotolueno

1. INTRODUÇÃO

1.1 Reatores de Pesquisa e suas características ⁽¹⁾

Os reatores nucleares de pesquisa servem como fontes de nêutrons para propósitos experimentais diversos e para produção de radioisótopos. A potência térmica deste tipo de reator nuclear geralmente perfaz entre 10 KW e alguns poucos MW. Quando utilizados para a produção de radioisótopos, a potência térmica destes reatores nucleares pode atingir até 25 MW.

A denominação dada aos reatores nucleares de pesquisa varia de acordo com o propósito a que se destina o fluxo de nêutrons deles proveniente. Os reatores para teste de materiais fornecem um fluxo elevado de nêutrons rápidos, permitindo estudar o comportamento, sob irradiação, dos materiais utilizados em reatores nucleares. Os reatores para produção de radioisótopos os geram para atividades industriais, medicinais e agrícolas. Os reatores de potência zero, também chamados conjuntos críticos ou unidades críticas, são utilizados principalmente para estudar as propriedades neutrônicas de um arranjo físsil para potência abaixo de 1 KW. Estes reatores protótipo servem como arquétipo para reatores de potência elevada.

O primeiro reator nuclear no mundo, um conjunto crítico, atingiu a criticalidade no dia 02 de dezembro de 1942. O Chicago Pile 1/CP-1(Figura 1) era constituído por blocos de grafite empilhados (9 m de largura, 9,5 m de comprimento, 6 m de altura, totalizando 1350 toneladas de grafite), com urânio natural metálico sob a forma de barras inserida internamente (52 toneladas) e controlado por folhas de cádmio metálico. A grande maioria dos reatores de pesquisa iniciou suas operações em fins da década de 50 e início da década de 60. A Índia foi o primeiro país em desenvolvimento a construir um reator de pesquisa, no ano de 1956⁽²⁾(IN0001, APSARA, tipo piscina,1MW).

Figura 1- Primeiro Reator do mundo-Chicago Pile 1

Fonte: <http://www.osti.gov/opennet/manhattan-project-history>

. Atualmente há no mundo 246 reatores de pesquisa em operação em 55 países, conforme dados do Organismo Internacional de Energia Atômica (OIEA)⁽³⁾.

1.1.1 Histórico do Reator IEA-R1⁽⁴⁾

O primeiro reator de pesquisa brasileiro, denominado IEA-R1, foi instalado no antigo Instituto de Energia Atômica (IEA), hoje Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP), situado na Cidade Universitária, em São Paulo. Este reator foi projetado e construído pela empresa norte-americana Babcock & Wilcox Co., de acordo com as especificações fornecidas pela Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos da América. O reator é propriedade da CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) e está sob a guarda do IPEN.

A primeira criticalidade deste reator foi atingida no dia 16 de setembro de 1957 (Figura 2), e desde então o mesmo vem sendo utilizado extensivamente na produção de radioisótopos, em análise de materiais por

ativação, em experimentos científicos que utilizam tubos de irradiação e no treinamento de pessoal, atendendo a demandas de todas as áreas do IPEN/CNEN-SP e também a solicitações externas.

Figura 2 – Foto da primeira criticalidade do Reator IEA-R1

Fonte: Gordon, (2003)⁽⁴⁾

Apesar de ter seu núcleo projetado para 5 MW, até 1961 não havia um regime definido de operação para o reator IEA-R1 e a potência variou entre 200 KW e 2 MW.

A partir de 1961, o reator passou a operar a uma potência definida de 2 MW. Entre 1971 e 1991, várias modificações foram sendo introduzidas no reator para adequar as suas instalações a normas de segurança mais recentes. Em 1995, o IPEN/CNEN-SP decidiu capacitar o reator IEA-R1 para operar a 5 MW, sua potência nominal de projeto. O reator passou então por diversas reformas e modernizações que, concluídas em setembro de 1997, permitiram aumentar a potência máxima de operação para 5 MW. Na Tabela 1 é descrita a evolução da potência do Reator em função dos anos até 01/12/2015.

Tabela 1 - Evolução da Potência do Reator em função dos anos

Período	Potência	Regime	Observação
Até 1961	200 KW à 2MW	Descontínuo	Ligava de manhã e desligava a tarde de segunda a sexta
1961 à 1995	2 MW	Descontínuo	Ligava de manhã e desligava a tarde de segunda a sexta
12/1995 à 1997	2 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
10/1997 à 03/1998	5MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
03/1998 à 02/2004	2 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
02/2004 à 4/2005	3 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
4/2005 à 12/2010	3,5 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
1/2011 à 8/2011	4,0 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
8/2011 à 3/2015	4,5 MW	Contínuo	64horas contínuo de segunda a quarta
3/2015 à 01/12/2015	4,5 MW	Descontínuo	Liga de manhã e desliga a tarde de segunda a quinta

Fonte: Autor da Dissertação

1.1.2 Principais Características do Reator IEA-R1⁽⁵⁾

O núcleo do reator (Figura 3) tem a forma de um paralelepípedo, sendo composto por elementos combustíveis e refletores encaixados verticalmente em furos existentes na placa matriz, que se encontra suspensa por uma estrutura de alumínio. A placa matriz possui um total de 80 furos,

dispostos segundo um arranjo 8 x 10. As dimensões da placa matriz são 82,86 cm x 63,97 cm x 11,43 cm.

Figura 3 – Fotos do Núcleo do Reator IEA-R1 do IPEN

Fonte: Autor da Dissertação

A configuração do núcleo inclui um total de 24 elementos combustíveis, posicionados segundo um arranjo 5 x 5. A posição central do arranjo não é ocupada por um elemento combustível, mas sim por um elemento de irradiação feito de berílio (designado pela sigla EIBE). Dentre os 24 elementos combustíveis, 4 são elementos especiais, projetados para permitir a inserção das barras de controle, sendo por este motivo denominados elementos combustíveis de controle. Cada elemento combustível de controle possui um total de 12 placas combustíveis planas paralelas.

Os outros 20 elementos combustíveis, denominados elementos combustíveis padrão (Figura 4), são do tipo MTR (sigla para “Materials Testing Reactor”). Compõem-se de 18 placas combustíveis planas paralelas. As dimensões externas de cada elemento combustível perfazem (7,6 cm x 8,0 cm) por 88,0 cm de altura. As placas combustíveis contêm um cerne, onde está localizado o combustível nuclear propriamente dito, revestido por duas camadas de alumínio. A espessura de cada placa combustível totaliza 0,152 cm, enquanto a distância entre duas placas combustíveis sucessivas em um

mesmo elemento perfaz 0,289 cm. A espessura do cerne depende do tipo de combustível utilizado, sendo atualmente igual a 0,076 cm.

Figura 4 – Desenho do Elemento combustível padrão do Reator IEA-R1 do IPEN

Fonte: Autor da Dissertação

Quando o reator IEA-R1 se encontra em operação à potência de 5 MW, o fluxo médio de nêutrons térmicos (energia cinética menor ou igual a 0,625 eV) no núcleo ativo totaliza $3,45 \cdot 10^{13} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, enquanto o fluxo médio de nêutrons rápidos (energia cinética maior que 0,625 eV) totaliza $9,45 \cdot 10^{13} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$.

Os elementos refletores são blocos de grafite ou berílio revestidos em alumínio e apresentam a mesma geometria e dimensões externas dos elementos combustíveis. São posicionados ao redor do núcleo do reator, na placa matriz, permitindo uma grande economia de nêutrons por reflexão deles e, conseqüentemente, causando uma redução considerável na massa crítica, isto é a massa de urânio necessária para manter a estabilidade na potência desejada, no caso 5 MW. O sistema utilizado para irradiações de amostras no núcleo do reator é refrigerado a água, ou seja, as cápsulas padrão de alumínio (com 20 mm de diâmetro e 70 mm de comprimento) nas quais estão contidas as amostras entram em contato direto com a água de refrigeração do núcleo do reator. Nestas condições, torna-se necessário utilizar dispositivos adequados, denominados genericamente elementos de irradiação, cujas características dependem da amostra a ser irradiada. Um deles é o já mencionado elemento de irradiação feito de berílio (EIBE), posicionado no

centro do núcleo onde o fluxo de nêutrons é o maior do reator. Para amostras que precisam ser irradiadas durante período superior a uma semana, utiliza-se o elemento de irradiação feito de berílio e refrigerado a água (designado pela sigla EIBRA). Caso o período de irradiação varie entre um dia e uma semana, utiliza-se o elemento de irradiação refrigerado a água (designado pela sigla EIRA). Há também dispositivos projetados especialmente para irradiações de amostras que não se enquadram nos sistemas mencionados, como por exemplo, o elemento de irradiação de fios (designado pela sigla EIF).

A piscina (Figura 5) é construída em concreto com dimensões 13,7m x 5,2m x 9,5m. As paredes internas da piscina são revestidas de aço inoxidável, em sequência, uma camada mais externa de concreto comum, uma membrana de aço carbono e finalmente uma camada externa de concreto de barita. A piscina é dividida em dois compartimentos, que podem ser isolados um do outro por meio do fechamento de uma comporta de alumínio localizada entre ambos. O compartimento próximo à parte semicircular é o compartimento de operação. No compartimento oposto à parte semicircular não é permitido operar ou carregar o reator.

Figura 5 – Foto da Piscina do Reator IEA-R1 do IPEN

Fonte: Autor da Dissertação

Os experimentos do grupo de física nuclear são realizados com o uso dos tubos de irradiação (Figura 6). Há um total de 14 tubos, sendo dois localizados na parte frontal à coluna térmica e os demais na parede semicircular da piscina.

Os tubos são feitos de alumínio e no interior deles podem ser colocadas amostras para serem irradiadas. Caso necessário, podem ser preenchidos com água de modo a proporcionar blindagem adequada aos pesquisadores.

Figura 6 - Tubos de irradiação na piscina do Reator

Fonte: Autor da dissertação

Além do sistema para irradiações de amostras já citado, no núcleo do reator e baseado no uso de elementos de irradiação, há ainda outros sistemas projetados com esta finalidade. Um deles é o sistema pneumático de tubos que permite a irradiação de amostras durante curto intervalo de tempo. Coloca-se a amostra em um recipiente de polietileno (usualmente denominado “coelho”), que é introduzido no sistema de tubos à pressão pequena e enviado ao núcleo do Reator. Após a irradiação, o recipiente pode retornar ao laboratório da Radioquímica, situada fora do edifício do reator.

A água da piscina é desmineralizada e serve como moderador e refletor para os nêutrons, como refrigerante para o núcleo e como blindagem biológica da radiação. Quando a potência de operação do reator é superior a 200 KW, a circulação é forçada de cima para baixo por intermédio de uma bomba de refrigeração.

Para operar abaixo de 200 KW, a refrigeração é feita por convecção natural, não havendo, portanto necessidade de bombeamento. Sistemas auxiliares permitem que a água da piscina seja tratada e purificada.

O sistema de refrigeração tem como função retirar o calor produzido nas placas combustíveis, através da circulação da água da piscina. Este calor é eliminado para a atmosfera mediante o uso de trocadores de calor e torres de refrigeração.

Em valores aproximados, a atual carga total de combustível nuclear do reator IEA-R1 perfaz 22,5 kg de urânio e contém 4,5 kg de ^{235}U .

O controle do reator é efetuado por meio de quatro barras absorvedoras de nêutrons, sendo que uma é utilizada em função de controle e as outras três são empregadas como barras de segurança. Cada uma delas é formada por duas placas feitas de uma liga metálica de prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd, na proporção respectivamente de 80%-15%-5%) revestida com uma fina camada de níquel. As barras absorvedoras de nêutrons possuem a forma de garfo e são sustentadas por um eletroímã fixado a uma haste acoplada ao mecanismo de acionamento, preso à ponte rolante. Em caso de emergência, o eletroímã é desligado e as quatro barras são inseridas rapidamente no núcleo, garantindo assim o desligamento do reator em menos de um segundo. A barra utilizada na função de controle está diretamente acoplada ao mecanismo de acionamento, sendo movida continuamente para compensar as flutuações de potência verificadas durante a operação do reator. Todas as barras absorvedoras de nêutrons em uso atualmente no reator IEA-R1 foram fabricadas em 2003 no IPEN/CNEN-SP.

1.1.3 Principais radiações ionizantes em um Reator de Pesquisa

O Reator Nuclear é considerado uma fonte de radiação, pois durante a sua operação são emitidas radiações de várias formas. A principal é através da fissão nuclear. Em 1939, os químicos alemães Otto Hahn e Fritz Strassmann fizeram sua descoberta mais espetacular. Descobriram a fissão do urânio e tório e os primeiros trabalhos sobre esse tema apareceram em 6 de janeiro e 10 de fevereiro de 1939, em *Naturwissenschaften*.

Após algumas semanas, Lise Meitner e seu sobrinho Otto Frisch mostraram que o núcleo de Urânio absorvia o nêutron e poderia se separar em duas partes aproximadamente iguais⁽⁶⁾.

O processo pode ser simplificado da seguinte forma:

- $^{236}\text{U}^*$ é Urânio com núcleo composto;
- x e y são fragmentos da fissão;
- b é o número de nêutrons liberados no processo.

Um exemplo do processo:

Contudo, após esta fissão, os fragmentos iniciam um processo de decaimento radioativo até se tornarem elementos estáveis. O ^{140}Xe torna-se Césio e o ^{94}Sr torna-se Zircônio emitindo radiações principalmente betas e gamas. Portanto o núcleo do Reator, onde ocorre todo este processo, emite nêutrons, radiações betas e gamas. O nêutron por sua vez produzido pela fissão ao interagir com materiais que constituem o reator os ativam tornando-os radioativos. Estes materiais ativados emitem principalmente radiações betas e gamas.

No Reator IEA-R1 a principal blindagem para evitar a radiação produzida no processo de fissão é a água.

O núcleo do Reator está dentro de uma piscina de água a sete metros de profundidade e apesar desta água ser desmineralizada contém impurezas que ativadas constituem a principal fonte de radiação em termos de Proteção Radiológica. Tomando como base os níveis de radiação existentes nas condições atuais de funcionamento do Reator se torna necessário o controle das doses dos indivíduos ocupacionalmente expostos que tem acesso ao saguão da piscina do Reator.

1.2 Efeitos Biológicos causados pela radiação ionizante

Desde os primeiros estudos sobre os raios X e os minerais radioativos se observou que a exposição a valores elevados de radiação pode causar danos clinicamente identificáveis aos tecidos do corpo humano. Além disso, prolongados estudos epidemiológicos das populações expostas às radiações, especialmente dos sobreviventes dos bombardeios atômicos ocorridos nas cidades de Hiroshima e Nagasaki (Figura 7), no Japão, em

1945, têm demonstrado que a exposição à radiação ionizante pode também provocar, com tempos de incubação longos, enfermidades malignas⁽⁷⁾.

Figura 7 – Fotos dos Efeitos das bombas de Hiroshima e Nagasaki

Fonte: <http://www.archives.gov/research/military>

A radiação e as substâncias radioativas existem em forma natural e permanente no meio ambiente e, em consequência, os riscos derivados da exposição à radiação só pode ser restringida, mas não eliminada por completo, a não ser por meio de um vultoso custo. Além disso, o emprego da radiação de origem artificial na medicina tem-se generalizado, já que as fontes de radiação são indispensáveis para uma moderna atenção à saúde. A utilização da energia nuclear e as aplicações de seus subprodutos, ou seja, da radiação e das substâncias radioativas, seguem aumentando em todo o mundo. As técnicas nucleares encontram aplicações crescentes na indústria, na agricultura, na medicina, na proteção ao meio ambiente, na geração de energia elétrica por meio de reatores de potência e em muitos campos da

pesquisa, beneficiando milhões de pessoas e propiciando empregos a outros inúmeros trabalhadores (Figura 8).

Figura 8 – Benefícios da radiação ionizantes

Fonte: Autor da Dissertação

A aceitação pela sociedade dos riscos derivados do uso da radiação é condicionada aos benefícios resultantes da sua utilização. De qualquer forma, tem-se que restringir os riscos e oferecer proteção contra eles mediante a aplicação de normas e regulamentos de segurança radiológica.

1.2.1 A radiação ionizante prejudica a saúde

A exposição a doses elevadas de radiação pode causar efeitos como anemia, leucopenia, eritema na pele ou, nos casos graves, as síndromes agudas que se manifestam clinicamente nos indivíduos mais expostos, pouco tempo depois da irradiação. Estes efeitos se denominam Efeitos das Reações do tecido porque sua aparição é certa se a dose ultrapassa um limiar de dose. A exposição à radiação pode também produzir efeitos somáticos como enfermidades malignas, que se manifestam após um período de latência e podem ser detectadas epidemiologicamente em uma população; supõe-se que estes efeitos são produzidos em todo o intervalo de doses, sem nenhum limiar de dose. Assim mesmo, em populações de mamíferos têm-se detectado estatisticamente efeitos hereditários resultantes da exposição à radiação e se supõe que também possam ocorrer nas populações humanas. Estes efeitos epidemiologicamente detectáveis (enfermidades malignas e efeitos hereditários) se denominam Efeitos Estocásticos por sua natureza probabilística⁽⁸⁾.

1.2.2 Efeitos de reações do tecido e estocástico

Os efeitos das Reações do tecido são resultados de processos diversos, principalmente de morte celular e demora na divisão celular, causadas pela exposição a elevados valores de radiação. Se as doses forem suficientemente grandes, podem deteriorar a função do tecido exposto. A gravidade de um efeito de reações do tecido em um indivíduo exposto aumenta com as doses acima dos limiares de aparição do efeito.

Os efeitos estocásticos podem apresentar-se quando uma célula irradiada não morre, mas se modifica. As células modificadas podem, ao fim de um processo prolongado, degenerar-se em câncer. Os mecanismos de recuperação e defesa do organismo fazem com que a degeneração em câncer seja muito improvável para as doses pequenas; mas não existe prova alguma de que existe uma dose limiar abaixo do qual seja impossível a produção de um câncer. A probabilidade de aparição do câncer aumenta com as doses, mas a gravidade de um eventual câncer resultante da irradiação é independente das doses. Se a célula danificada por exposição à radiação é

uma célula germinal, cuja função é transmitir informação ao código genético, é concebível que nos descendentes do indivíduo exposto se manifestem efeitos hereditários de diversos tipos. Supõe-se que a probabilidade dos efeitos estocásticos é proporcional às doses recebidas, sem limiar de doses⁽⁷⁾.

Ademais dos efeitos mencionados, podem ser produzidos outros efeitos na saúde das crianças por causa da exposição do embrião ou feto à radiação ionizante. Entre estes efeitos cabe mencionar uma maior probabilidade de leucemia nas crianças do que no adulto e, em caso de exposição acima dos distintos valores dos limiares de doses durante certos períodos da gravidez, atraso mental e deformações congênitas graves. Por isso, admite-se que todo incremento de dose, por menor que seja, existe sempre um incremento na probabilidade de aparição dos efeitos estocásticos. As Normas de Radioproteção são aplicáveis em todo o intervalo de doses, com a finalidade de reduzir todo detrimento por radiação que se possa produzir⁽⁷⁾.

Portanto, é essencial que as atividades que implicam em exposição à radiação, como a produção e o emprego de fontes e materiais radioativos, assim como a operação das instalações radiativas e nucleares, incluindo a gestão de rejeitos radioativos, se submetam às normas e regulamentos nacionais e internacionais de segurança para proteger as pessoas expostas ou que possam vir a estar expostas à radiação ionizante e em virtude disso, em nosso caso, deverão obedecer a normas da Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN⁽⁹⁾.

Daí justifica-se que a operação do Reator IEA-R1, como qualquer instalação nuclear, deverá estar amparada por um rigoroso programa que possibilite o conhecimento e o controle dos valores de radiação para que a proteção radiológica possa alcançar sua principal finalidade que é a de manter um padrão adequado de proteção aos trabalhadores, sem limitar, indevidamente, suas atividades e evitar a possibilidade de ocorrência de situações anormais indesejáveis. Por isso é essencial que o sistema de proteção radiológica esteja alicerçado nos princípios fundamentais de proteção radiológica.

1.3 Finalidades do Presente Trabalho

Estudar a evolução das doses individuais no Prédio do Reator com o transcorrer do tempo de operação do reator IEA-R1 e com base nos atuais valores verificar as futuras tendências sugerindo, em uma primeira instância, as opções viáveis que permitam a diminuição delas e da dose coletiva com o propósito de se chegar à região aceitável de proteção e segurança.

1.4 Objetivos

Para atingir a finalidade proposta neste trabalho devemos alcançar os objetivos enumerados a seguir:

- 1 – Reexaminar as doses individuais e coletivas dos IOE (Indivíduos Ocupacionalmente Expostos) em relação aos regimes de operação do Reator.
- 2- Reexaminar as doses ambientais nos locais em que são desenvolvidas as atividades exercidas pelos IOE
- 3- Analisar as atividades, em presença de radiação, exercidas pelos IOE.
- 4- Comparar os valores das doses dos IOE com aqueles de outros reatores de pesquisa similares salientando as diferenças.
- 5- Avaliar a utilização da camada quente ou outros meios, em outros reatores semelhantes ao IEA-R1 que apresentam doses menores do que o nosso Reator.
- 6- Sugerir as opções de proteção e segurança para alcançar os valores de dose apresentados pelos reatores que oferecem as menores doses com a finalidade de no futuro se alcançar a região de proteção e segurança aceitável.

2. CONHECIMENTOS TÉCNICO-CIENTÍFICOS PARA DESENVOLVER O TRABALHO

2.1 Princípios de funcionamento de um Reator^(1,6)

A grande quantidade de energia liberada na fissão nuclear, acompanhada da emissão de mais de um nêutron, tornou possível a utilização deste fenômeno como fonte de energia. A emissão de 2,5 nêutrons na fissão de um núcleo de ^{235}U , em média, permite dar início a uma reação em cadeia na qual os nêutrons produzem mais fissões e mais nêutrons, e assim sucessivamente.

Sob certas condições, o número de fissões e nêutrons cresce exponencialmente com o tempo, porque cada fissão produz mais nêutrons do que os absorvidos, de maneira que a quantidade de energia liberada torna-se enorme.

O intervalo de tempo entre duas gerações sucessivas de fissões pode ser uma fração muito pequena de um segundo e, neste caso, a energia liberada na reação em cadeia toma a forma de uma explosão. É o que ocorre em um artefato nuclear de fissão, vulgarmente conhecido como “bomba atômica”.

Sob outras condições, a reação em cadeia pode ser controlada e atingir um estado estável no qual o número de nêutrons produzidos por unidade de tempo é justamente aquele que foi consumido. A taxa com que as fissões ocorrem e a taxa segundo a qual a energia é liberada se mantêm constantes e o resultado é um reator nuclear, que pode ser usado como uma fonte de nêutrons ou de potência.

Estes fatos podem ser ilustrados por alguns cálculos simples. A fissão de um único núcleo de ^{235}U libera $200 \text{ MeV} \times 1,6 \cdot 10^{-13} \text{ J.MeV} = 3,2 \cdot 10^{-11} \text{ J}$. Quando se multiplica esta quantidade de energia pelo número de Avogadro, o produto expressa a energia liberada na fissão de todos os núcleos contidos em um Mol (235,04 g) de ^{235}U , que totaliza $1,93 \cdot 10^{13} \text{ J}$. A

energia liberada na fissão completa de 1 kg de ^{235}U seria $8,21 \cdot 10^{13}$ J, o que equivale a cerca de $2 \cdot 10^{10}$ kcal. Esta quantidade espantosa de energia equivale àquela liberada na explosão de 20000 toneladas do explosivo convencional trinitrotolueno (TNT). Ainda que somente uma pequena fração desta energia pudesse ser liberada explosivamente, o resultado seria uma arma poderosa.

A liberação de energia na fissão também pode ser expressa em termos de unidades de potência com resultados interessantes. Como $1 \text{ MeV} = 1,60 \cdot 10^{-13} \text{ J} = 1,60 \cdot 10^{-13} \text{ W.s}$, a fissão de um núcleo de ^{235}U libera $3,2 \cdot 10^{-11} \text{ W.s}$ de energia, de maneira que $3,1 \cdot 10^{10}$ fissões por segundo fornecem um W de potência. A fissão completa de 1 kg de ^{235}U liberaria $8,2 \cdot 10^{13} \text{ W.s}$ de energia, ou $2,3 \cdot 10^7 \text{ kW.hora}$, ou cerca de $1,0 \cdot 10^3 \text{ MW.dia}$. Se a liberação de energia ocorresse ao longo do período de um dia inteiro, a fissão completa de 1 kg de ^{235}U produziria energia na forma de calor a uma potência constante de 1000 MW. Se este calor pudesse ser transformado em energia elétrica com uma eficiência de 30%, seriam gerados 300 MW elétricos. Esta produção é equivalente a uma usina termoeletrica que consome cerca de 2500 toneladas de carvão mineral por dia. O fato de 1 kg de material físsil como o ^{235}U ser equivalente a 2500 toneladas de carvão como fonte de energia é responsável pela pesquisa e desenvolvimento da tecnologia nuclear para geração de eletricidade.

A realização de uma reação em cadeia autossustentada com urânio depende de um balanço favorável entre quatro processos competitivos:

- a) fissão de núcleos de urânio, com o número de nêutrons emitidos sendo maior que o número de nêutrons capturados;
- b) captura de nêutrons pelo urânio sem ocorrência de fissão ;
- c) captura de nêutrons por outros materiais, sem que ocorra fissão;
- d) escape de nêutrons do núcleo do reator.

Se a perda de nêutrons como consequência dos três últimos processos é menor ou igual ao excesso produzido pelo primeiro, ocorre a reação em cadeia autossustentada. Caso contrário, não ocorre. O balanço de nêutrons em um reator nuclear térmico pode ser descrito em termos de um

ciclo que mostra o que acontece com os nêutrons. Este ciclo ⁽⁶⁾ é mostrado na Figura 9.

Figura 9 – Ciclo do nêutron em uma fissão nuclear

Fonte: Terremoto(2014)⁽¹⁾

O ciclo é iniciado com a fissão de um núcleo de ^{235}U por um nêutron térmico. Neste processo de fissão, ν nêutrons rápidos são emitidos. Estes nêutrons possuem uma energia cinética média acima do limiar de fissão do ^{238}U , e alguns deles podem causar a fissão dos núcleos de ^{238}U . A probabilidade de ocorrência para estas fissões a mais depende de como os nêutrons da fissão possam colidir com os núcleos de ^{238}U , antes de colidir com os núcleos do moderador. Uma pequena fração dos nêutrons que colidem com os núcleos de ^{238}U pode causar fissões, e assim para um dado número de nêutrons obtidos a partir da fissão térmica do ^{235}U , alguns nêutrons a mais resultam da fissão rápida de núcleos de ^{238}U . O número total de nêutrons rápidos obtidos a partir da fissão passa de ν para $\nu\epsilon$, onde ϵ é uma grandeza que pode ser igual ou maior que a unidade. A grandeza ϵ é chamada de fator de fissão rápida, sendo muito próxima da unidade em um reator homogêneo, mas pode ser tão grande quanto 1,1 em alguns reatores heterogêneos.

Os $\nu\epsilon$ nêutrons difundem-se através do reator. A maior parte deles é moderada, mas uma fração l_f escapa antes de ser moderada a energias térmicas, de maneira que $\nu\epsilon l_f$ nêutrons são perdidos. Os restantes $\nu\epsilon(1-l_f)$ nêutrons são moderados por meio de colisões com núcleos do moderador, mas durante o processo de moderação alguns deles podem ser capturados pelo ^{238}U para formar o núcleo composto ^{239}U , que decai para o ^{239}Np e depois para o ^{239}Pu . Dos $\nu\epsilon(1-l_f)$ nêutrons que iniciam o processo de moderação, uma fração contendo $\nu\epsilon(1-l_f)p$ nêutrons escapa da captura, enquanto que $\nu\epsilon(1-l_f)(1-p)$ nêutrons são capturados e vão formar o ^{239}Pu .

A grandeza p é chamada de probabilidade de escape da ressonância. Apesar dos nêutrons absorvidos não poderem mais causar fissões no ^{235}U , e neste sentido estarem perdidos, eles são importantes porque contribuem para a fabricação do ^{239}Pu .

Os nêutrons que escapam das ressonâncias de absorção são moderados a energias cinéticas térmicas, onde tanto a fissão quanto a captura radiativa ocorrem.

Alguns dos nêutrons se difundem sem serem capturados e eventualmente escapam do sistema. Se a fração que escapa do sistema é indicada por l_t , o número de nêutrons térmicos por fissão do ^{235}U que escapa

é igual a $v \epsilon (1-l_f) p l_t$. Os nêutrons térmicos restantes perfazem $v \epsilon (1-l_f) p (1-l_t)$, dos quais uma fração f é absorvida pelo urânio e uma fração $(1-f)$ é absorvida por outros materiais, tais como o moderador ou materiais estruturais, sendo então perdidos. O número de nêutrons ainda disponível para levar adiante a reação em cadeia é a grandeza k chamada de utilização térmica. Nem todos os nêutrons absorvidos pelo urânio causam fissão em núcleos de ^{235}U . Alguns dos nêutrons são absorvidos pelo ^{238}U para formar o núcleo composto ^{239}U e, na sequência, ^{239}Pu , enquanto que outros são absorvidos pelo ^{235}U para formar o núcleo composto ^{236}U . A fração dos nêutrons térmicos absorvidos pelo urânio e que causa fissão é exatamente a razão entre a seção de choque de fissão e a seção de choque de absorção (que resulta da soma das seções de choque de fissão e captura radiativa) para o urânio, ou seja, $\sigma_f(\text{U})/\sigma_a(\text{U})$.

O número de fissões de segunda geração no ^{235}U , por fissão do ^{235}U causada por um nêutron de primeira geração, é denominado fator de multiplicação, sendo indicado por k . Portanto:

$$k = v \epsilon (1-l_f) p (1-l_t) f [\sigma_f(\text{U})/\sigma_a(\text{U})]$$

O produto $v[\sigma_f(\text{U})/\sigma_a(\text{U})]$ representa o número de nêutrons produzidos por fissão por nêutron térmico absorvido no urânio, sendo designado por η . O fator de multiplicação pode então ser escrito novamente como $k = \eta \epsilon p f (1-l_f) (1-l_t)$.

A grandeza k , dada por esta expressão é, em geral, denominada fator de multiplicação efetivo e corresponde a um conjunto de tamanho finito. A expressão é conhecida como fórmula dos seis fatores para o valor de k . Para constituir um sistema de reação em cadeia operando em um estado autossustentado, é necessário que k seja igual à unidade. Se k é menor que a unidade, não pode haver reação em cadeia. Se k é maior que a unidade, o número de nêutrons e fissões aumenta a cada ciclo, e a reação em cadeia é chamada divergente. A dimensão crítica para um sistema de reação em cadeia é aquele para a qual k é igual à unidade. Para $k < 1$, o sistema é denominado subcrítico. Para $k > 1$, o sistema é denominado supercrítico.

O valor de k para um sistema infinitamente grande é útil na teoria e projeto de reatores nucleares, pois não há escape de nêutrons deste sistema

e as grandezas l_f e l_t são ambas iguais à zero. O fator de multiplicação é então indicado por k^∞ , sendo dado por:

$$k^\infty = \eta \epsilon p f$$

A expressão é denominada fórmula dos quatro fatores e o cálculo de k^∞ é um dos principais problemas no projeto de reatores nucleares. No caso especial de um reator em que o combustível contém apenas ^{235}U e nenhum ^{238}U , tanto o fator de fissão rápida ϵ quanto a probabilidade de escape da ressonância p são praticamente iguais à unidade. A fórmula para k^∞ fica reduzida a:

$$k^\infty = \eta f$$

Dos quatro fatores que compõem k^∞ , η depende somente das propriedades nucleares do combustível, enquanto ϵ depende não só das propriedades nucleares do combustível, mas também de sua dimensão e forma. As grandezas restantes, p e f , dependem das propriedades nucleares do combustível, moderador e quaisquer outros materiais presentes no reator, assim como da configuração segundo a qual todos estes materiais estão arranjados. Um dos problemas básicos de projeto é encontrar as quantidades relativas de todos os materiais e a maneira pela qual eles podem ser arranjados para fornecer o maior valor possível do produto pf . Para um determinado combustível nuclear, este arranjo fornece o maior valor de k^∞ .

O Reator de Pesquisa não tem a função de produzir energia elétrica, ele utiliza o nêutron produzido na fissão nuclear para produção de radioisótopos ou para pesquisas nucleares, no entanto o seu princípio de funcionamento se baseia na teoria acima descrita.

2.2 Princípios básicos de proteção radiológica

Em virtude dos possíveis malefícios à saúde, as atividades humanas que envolvem o uso das radiações ionizantes devem obedecer aos seguintes princípios básicos de radioproteção ^(9,10,11), a saber:

- a) Qualquer atividade envolvendo radiação ionizante ou exposição deve ser justificada em relação às alternativas e produzir um benefício líquido positivo para a sociedade. Conhecido como Princípio da Justificação.

- b) O projeto, o planejamento do uso e a operação da instalação e de fontes de radiação ionizante devem ser realizados de forma a garantir que as exposições sejam tão reduzidas quanto racionalmente exequíveis, levando-se em consideração fatores sociais e econômicos “Conhecido como Princípio da Otimização ou Princípio ALARA ⁽¹¹⁾, acrônimo do inglês, “As Low As Reasonable Achievable”.
- c) As doses individuais dos IOEs e de indivíduos do público não devem exceder os limites anuais de dose equivalente estabelecido. Conhecido como Princípio da Limitação de Dose.
- d) O conceito de defesa em profundidade deve ser utilizado no projeto e procedimentos operacionais da unidade para minimizar o potencial de falhas nas medidas de proteção ou de segurança.
- e) Uma cultura de segurança positiva deve ser incentivada a reger as ações e interações de todos os indivíduos e organizações envolvidos na concepção, construção e operação das instalações.

O primeiro princípio é mais pertinente à autoridade competente do País, uma vez que proíbe atividades humanas, envolvendo o uso de radiação ionizante, que produzam mais malefícios do que benefícios à população pertinente, mas também pode ser utilizado pelo usuário da radiação ionizante sempre que se puder fazer uma seleção entre várias técnicas ou procedimentos.

O segundo princípio visa, em resumo, a diminuição das doses nas três categorias em que são divididos os irradiados, a saber: trabalhadores, indivíduos do público e irradiações médicas, a valores mínimos de risco, que sejam aceitos pela população, em função dos benefícios trazidos pelo uso das radiações ionizantes.

O terceiro princípio estabelece um limite superior de risco, para o IOE e o público, acima do qual a atividade humana se torna inaceitável, mas mesmo abaixo deste valor não significa que ele seja aceitável.

O quarto princípio deve ser garantido por meio da aplicação consistente do conceito de defesa em profundidade baseado no uso de um sistema de barreiras físicas para as vias de liberação de radiação ionizante e substâncias radioativas para o meio ambiente, bem como num sistema de

medidas técnicas e organizacionais para proteger as barreiras e manter a sua eficácia e para proteger a população, os trabalhadores e o meio ambiente.

O quinto princípio se refere ao desenvolvimento da cultura de segurança: a qual deve conduzir a uma escolha apropriada de pessoas, processo de treinamento e qualificação para qualquer atividade, seguir estritamente a disciplina com a atribuição clara das responsabilidades pessoais; desenvolver e aderir estritamente às exigências das instruções operacionais para a implementação das atividades, e periodicamente atualizá-las considerando a própria experiência operacional e reconhecida internacionalmente, além disso, devem estar bem familiarizadas com a natureza e intensidade do impacto que a atividade por elas realizadas possa causar na segurança nuclear e proteção radiológica, e as possíveis consequências de violação e não cumprimento das exigências estabelecidas pelos atos legislativos e instruções.

É exatamente na região tolerável, isto é, aquela entre as regiões inaceitável e aceitável, que se deve aplicar o princípio ALARA, fazendo melhorias nas condições de proteção radiológica, tanto de projeto como nos procedimentos, a fim de diminuir as doses de radiação recebidas pelo trabalhador. Esta é a filosofia da norma brasileira ⁽⁹⁾, que está baseado nas normas internacionais ^(10,11). Para abaixar os valores de dose anuais de 20 mSv/ano para 1/10 dos limites anuais novamente deverá ser aplicado o princípio ALARA.

Instalações de grande porte, como reatores, aceleradores, irradiadores para esterilização etc., devem ter, por lema, a economia e a eficácia em Proteção Radiológica e levar em consideração o princípio ALARA. Neste caso, devem-se identificar as ações dos IOEs, nas quais recebem suas maiores frações de dose e então aperfeiçoar a proteção radiológica pertinente àquela ação, por melhorias de projeto e/ou procedimentos de trabalho.

Neste caso, surge a questão: deve-se partir para a opção mais cara e, conseqüentemente, chegar à região aceitável mais rapidamente ou deve-se partir para a opção mais barata, levando-se, em consequência, muito mais tempo para alcançar a meta de 1/10 dos limites anuais. Fazendo-se uso de técnicas de ajuda para a tomada de decisão ^(12, 13,14) chega-se à conclusão

de qual será a melhor opção de proteção, geralmente intermediária entre estes dois extremos.

Com o intuito de auxiliar nesta tarefa de diminuição dos valores das doses, recebidas pelos IOEs, são aplicados níveis de referência de doses em consonância com os padrões de segurança, para proteção à radiação ionizante e para a segurança das fontes. Estes níveis são:

- a) A dose efetiva de corpo inteiro para qualquer exposição ocupacional do IOE durante a condução de experimentos processos ou operação deve ser restringida a 15mSv/ano,
- b) Níveis de investigação são limitados a uma dose efetiva de 5 mSv/ano (CIPR-Comissão Internacional de Proteção Radiológica^(15,16)) ou 6 mSv/ano (OIEA- Organismo Internacional de Energia Atômica⁽¹⁰⁾) para os IOEs. Exposições acima desses valores requerem investigação documentada e ações para averiguar as fontes de exposições, determinar qual dose foi recebida pelo IOE, e quando praticável, reduzir as exposições futuras.

2.3 Sistemas de limitação de doses e Padrões de proteção radiológica

São conhecidos como padrões de proteção radiológica os fatores limitantes que devem ser obedecidos para se ter a certeza de que as normas de radioproteção vigentes estão sendo observadas. Geralmente, são expressos em unidades de dose. Estes tipos de padrões são implementados pela autoridade competente, pelos serviços de radioproteção ou ainda pela direção da instalação.

Em virtude de sua importância para este trabalho, eles serão aqui introduzidos sucintamente.

A) Limites básicos primários e secundários de doses equivalentes.

Os limites primários são:

- i. dose equivalente num órgão ou tecido para radiação externa;
- ii. dose equivalente comprometida para a radiação interna; e
- iii. Dose efetiva, para estimativa do dano no corpo inteiro quando um ou mais órgãos são irradiados, usada nas recomendações internacionais.

Os limites básicos secundários, pela legislação nacional⁽⁹⁾ são:

- i. Índice de dose equivalente superficial para radiação externa;
- ii. Índice de dose equivalente profundo para radiação externa; e
- iii. Limite de incorporação anual, LIA, para radiação interna.

Pelas recomendações internacionais^(10,11,17) são:

- iv. Dose equivalente ambiente para radiação externa;
- v. Dose equivalente pessoal para radiação externa; e
- vi. Dose equivalente, por becquerel, para a radiação interna.

As normas estabelecem que os métodos de monitoramento devam ser capazes de fornecer avaliações e estimativas suficientemente exatas dos limites secundários possibilitando a obtenção de concordância com os limites primários e graus de proteção indispensáveis.

Os monitoramentos individuais em situações normais de trabalho dependem da probabilidade de irradiação externa e interna considerada independentemente. Um tipo de monitoramento não justifica o outro. Só é justificado aquele em que há a possibilidade de ocorrência de doses superiores aos 3/10 dos limites anuais. A introdução de ambos, externos e internos, só se justifica em algumas situações.

As grandezas físicas usadas nos monitoramentos nem sempre são aquelas usadas nos limites básicos primários e secundários; neste caso torna-se necessário o uso de um modelo dosimétrico capaz de relacionar a grandeza física medida com as grandezas físicas usadas nos limites básicos. Estes modelos algumas vezes são simples como no caso do dosímetro portado sobre o tronco do corpo e relacionado com a dose efetiva ou índice de dose equivalente; em outros casos os modelos são complexos como na medida da contaminação de superfície relacionada com os limites básicos e que podem envolver os movimentos do trabalhador, geometria de irradiação, vias de irradiação, etc.

Tanto os limites básicos primários como os secundários são estabelecidos pela autoridade competente do País. Os limites básicos primários, atualmente, em vigor para o trabalhador e para o indivíduo do público encontram-se na Tabela 2 e foram extraídos da norma nacional⁽⁹⁾.

Tabela 2 - Limites básicos primários anuais de dose equivalente

Limites de Dose Anuais [a]			
Grandeza	Órgão	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto	Indivíduo do público
Dose efetiva	Corpo inteiro	20 mSv [b]	1 mSv [c]
Dose equivalente	Cristalino	20 mSv [b] (Alterado Resolução 114/2011)	15 mSv
Dose equivalente	Pele[d]	500 mSv	50 mSv
Dose equivalente	Mãos e pés	500 mSv	

Fonte: Norma NN 3.01/CNEN(2014)⁽⁹⁾

[a] Para fins de controle administrativo efetuado pela CNEN, o termo dose anual deve ser considerado como dose no ano calendário, isto é, no período decorrente de janeiro a dezembro de cada ano.

[b] Média aritmética em 5 anos consecutivos, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano.

[c] Em circunstâncias especiais, a CNEN poderá autorizar um valor de dose efetiva de até 5 mSv em um ano, desde que a dose efetiva média em um período de 5 anos consecutivos, não exceda a 1 mSv / ano.

[d] Valor médio em um cm² de área, na região mais irradiada. Os valores de dose efetiva se aplicam à soma das doses efetivas, causadas por exposições externas, com as doses comprometidas efetivas comprometidas (integradas em 50 anos para trabalhadores e até a idade de 70 anos para o público), causadas por incorporações ocorridas no mesmo ano.

B) Níveis de Referência

Estes níveis são estabelecidos pelos serviços de radioproteção e geralmente são expressos numa grandeza física diferente daqueles usados nos limites básicos.

Por meio de um modelo, procura-se refletir o limite básico numa situação específica de um determinado local de trabalho. A relação quantitativa entre a grandeza medida, num programa de monitoramento, e os limites anuais, ou limites autorizados, depende da exatidão do modelo escolhido para representar a situação real e em que grau o modelo representa o nível de referência. Um exemplo, já citado, é o nível de referência escolhido para a contaminação de superfície. Se o nível de referência escolhido refletir

uma situação mais geral, ele será mais amplamente usado, enquanto que se refletir uma situação mais específica ele será mais realista. Em virtude deste fato e de que a proteção radiológica deve ser eficaz e econômica, na escolha de um nível de referência parte-se daquele mais geral em direção a um mais específico.

A finalidade do nível de referência é estabelecer um quadro cuja aderência fornecerá uma certeza virtual da obediência aos limites básicos ou limites autorizados. Se ocorrer uma falha quanto à obediência do nível de referência, isto não implicará, necessariamente, em doses maiores do que os limites básicos anuais, mas significará que houve falha na obtenção dos padrões de proteção pretendidos.

Neste caso deve-se empreender uma ação remediadora, sempre que praticável, ou uma modificação no sistema de operação, ou ainda a adoção de um novo nível de referência. Para este último caso deve-se lembrar que para a manutenção da confiança no significado do nível de referência, as modificações não devem ser nem levianas e nem frequentes.

C) Limites operacionais

O que foi esclarecido para os níveis de referência vale, também, para os limites operacionais. A única diferença é que os limites operacionais são estabelecidos pela direção da instalação e não pelo serviço de radioproteção.

D) Limites otimizados

Os limites otimizados são limites originados das maiores doses previstas pela opção otimizada de proteção radiológica, isto é, aquela que satisfaz ao princípio ALARA.

Na realidade, o limite otimizado é sempre cerca de 20 a 25% maior do que a dose prevista pela opção de radioproteção ALARA. Este aumento é estabelecido para evitar que pequenas variações nas doses ultrapassem o seu valor. Uma vez que o limite otimizado é aprovado pela autoridade competente, no nosso caso CNEN, ele passa a ser denominado limite autorizado.

E) Restrição de Dose

As restrições de dose são estabelecidas pela autoridade competente do país e são sempre inferiores aos limites básicos. Eles se destinam a uma

determinada atividade ou a uma determinada categoria de profissionais, como por exemplo gamagrafia ou categoria dos enfermeiros.

F) Limites autorizados

Os limites autorizados são estabelecidos pela autoridade competente do país, são sempre inferiores aos limites básicos e sempre prevalecem sobre estes últimos, nos casos aos quais eles são aplicados. Geralmente se aplicam a uma ou várias instituições e as práticas específicas envolvendo radiação ionizante ou a categorias de pessoas como, secretárias, enfermeiras etc.

2.4 Filosofia e Técnicas de monitoramento; suscetibilidade

O termo “proteção radiológica”, por falta de uma expressão melhor, é quase universalmente usado para significar a proteção às radiações ionizantes, a higiene, a segurança e o controle da radiação ionizante. Físicos, biólogos e químicos fornecem as bases técnicas para a ciência da proteção radiológica, mas muitas outras atividades auxiliares estão a ela associadas, tais como: a filosofia, a economia, as relações no trabalho, as relações públicas, os ensinamentos e a administração⁽¹⁸⁾.

A proteção radiológica tem interesses comuns com um apreciável número de especializações, bem conhecidas como: física, eletrônica, biofísica, química, bioquímica, biologia, fisiologia, genética, toxicologia, ecologia e engenharia. Pode ser definida como a ciência ou profissão da proteção à radiação ionizante em todos os seus aspectos⁽¹⁸⁾.

A principal finalidade da proteção radiológica é proteger a pessoa e seu ambiente dos efeitos nocivos das radiações ionizantes e das substâncias radioativas e ao mesmo tempo possibilitar a raça humana de desfrutar de todos os benefícios que se podem originar do uso da energia atômica⁽¹⁸⁾.

A proteção radiológica considera que se dando proteção suficiente à pessoa, também o seu meio ambiente estará protegido, uma vez que existe uma interação entre ambos⁽¹⁸⁾.

A proteção radiológica à pessoa pode ser dividida em duas grandes partes: proteção ao IOE, isto é, aquele indivíduo cujas atividades envolvam radiações ionizantes e materiais radioativos; e indivíduos do público ou

população em geral, isto é, aquele grupo de indivíduos que não está envolvido diretamente em atividades com radiações ou materiais radioativos, mas que sofrerá as consequências delas por viver próximo a instalações radiativas ou nucleares.

Estes indivíduos podem ser irradiados diretamente pela radiação ionizante, ou pela liberação de material radioativo no ambiente. Dentre estes indivíduos considera-se a pessoa representativa do grupo homogêneo nos hábitos e costumes, que vem a sofrer as maiores consequências em virtude daquela atividade com radiação ionizante, em outras palavras, é a pessoa que representa o grupo de indivíduos que recebe a maior dose⁽⁹⁾.

Desta maneira, o principal objetivo da proteção radiológica, segurança laboral e sua ascendente mais próxima, a saúde laboral é obter e manter um ambiente de trabalho aceitavelmente seguro e saudável, enquanto que o principal objetivo da proteção radiológica do indivíduo do público é controlar a radiação direta e a liberação de material radioativo no ambiente, de tal forma, que o risco a que está sendo submetido à pessoa representativa, seja inferior ou no máximo igual ao risco normalmente aceito por ele, dentre os que se apresentam em sua vida diária ^(11,19,20).

Neste trabalho só estarão envolvidos IOEs, razão pela qual serão descartadas as funções da proteção radiológica para os indivíduos do público.

A obtenção e manutenção de um ambiente de trabalho aceitavelmente seguro e saudável são alcançadas em função dos riscos causados pela radiação considerando os princípios básicos de proteção radiológica⁽⁸⁾ tanto para as práticas como para as intervenções. Esses princípios, para a proteção dos IOEs estão direcionados com o intuito de evitar a exposição laboral à radiação. A exposição laboral é aquela contraída no trabalho como resultado de situações que podem razoavelmente ser relacionadas como sendo de responsabilidade do gerenciamento da operação. Todos aqueles que trabalham em locais onde a exposição está relacionada com a responsabilidade do gerente de operação são considerados como expostos laboralmente, pouco importando a sua função na empresa. Fazem exceção todas às exposições originadas de fontes excluídas ou isentas.

É importante saber que o termo “exposição laboral” está relacionado com as exposições provenientes de uma fonte ou prática, mas que não se limita unicamente ao local onde o IOE está trabalhando, quer seja uma área demarcada ou fora dela e nem unicamente onde as doses individuais são avaliadas.

A exposição laboral pode ser subdividida em exposição normal (ou repetitiva) e potencial.

A exposição normal é aquela que pode razoavelmente ser considerada de ser recebida. Inclui tanto as exposições oriundas de operações que são conduzidas como planejadas, como aquelas que não são pretendidas, mas que são oriundas de eventos de pequenas consequências. Os eventos têm probabilidades iguais ou maiores do que 10^{-2} /ano e as consequências obedecem aos limites de doses anuais.

A exposição potencial é aquela que não é pretendida, mas, para a qual existe um potencial de ocorrência, ainda que não seja certa a sua realização. A exposição potencial pode ser prevista e a sua probabilidade de ocorrência estimada, mas não pode ser prognosticada em detalhe. De qualquer maneira a probabilidade de ocorrência deve ser inferior a 10^{-2} /ano e a dose prevista pode ser superior aos limites anuais.

Para qualquer local de trabalho onde existe exposição laboral às radiações ionizantes, o controle operacional das exposições à radiação deve ser abordado de maneira estruturado, como segue:

- a) Uma avaliação radiológica inicial de todos os aspectos relacionados com a operação para identificar as fontes de exposição habituais e potenciais racionalmente previsíveis, para fazer estimativas realísticas das doses e para determinar as medidas de proteção radiológica necessárias para satisfazer o princípio de otimização.
- b) O estabelecimento de um programa de proteção radiológica operacional, proporcional ao grau de risco, para garantir o gerenciamento efetivo das medidas necessárias para satisfazer o princípio de otimização.

O programa de proteção radiológica deve incluir o seguinte⁽⁹⁾:

- a) Os métodos a serem utilizados no controle das exposições, incluindo a designação das áreas controladas ou supervisionadas;

- b) As regras locais que os IOEs devem obedecer;
- c) As disposições relacionadas com o monitoramento de IOEs e do local de trabalho;
- d) As responsabilidades locais e
- e) Qualquer necessidade quanto ao treinamento.

2.4.1 Classificação das áreas de trabalho⁽⁹⁾

O controle da exposição laboral é simplificado e mais eficaz demarcando dois tipos de locais de trabalho:

- a) Área controlada- É aquela em que as condições normais de trabalho, incluindo a possível ocorrência de percalços menores, exigem que os IOEs sigam procedimentos e práticas muito bem estabelecidos, elaborados especificamente com o propósito de controlar as exposições à radiação.
- b) Área supervisionada- É aquela em que as condições normais de trabalho são mantidas sob consideração, porém, normalmente não são necessários procedimentos especiais.

Fora destes dois tipos de áreas, as taxas de dose causadas por fontes e o risco de contaminação pelos materiais radioativos sob forma não selada devem ser suficientemente pequenos para garantir que, em condições normais, o grau de proteção necessário seja aquele referente às exposições do público.

2.4.1.1 Área controlada

A área controlada torna-se necessária quando são exigidos procedimentos operacionais específicos porque os controles de engenharia são considerados insuficientes ou não são confiáveis com suficiente segurança para proporcionarem o grau apropriado de proteção.

A necessidade de estabelecer áreas controladas deve ser determinada pela avaliação radiológica inicial e estar baseada no valor provável de exposições normais e na probabilidade e dimensão das exposições potenciais.

Os procedimentos operacionais podem ser meramente administrativos em sua natureza ou podem ser relacionados com práticas específicas, incluindo o uso de roupa e equipamento de proteção.

As áreas controladas devem:

- a) estar adequadamente demarcadas;
- b) estar devidamente sinalizadas para indicar aos IOEs, especialmente ao grupo de manutenção, que são aplicados procedimentos especiais na área e que podem existir fontes de radiação ionizante no local;
- c) manter os acessos restritos aos IOEs que foram treinados adequadamente de maneira que saibam reconhecer a necessidade ou estejam capacitados a implementar e manter os sistemas de procedimentos operacionais necessários para limitar as exposições.

O trabalho com fontes radioativas sob forma não selada podem resultar em contaminação do ar e superfícies que por sua vez pode provocar incorporação no trabalhador. Nem sempre é possível controlar as incorporações somente por meio da confiança nos controles de engenharia particularmente no evento de um incidente ou acidente.

Os procedimentos operacionais, portanto, são necessários para evitar ou reduzir a possibilidade destas incorporações e para controlar a dispersão da contaminação.

2.4.1.2 Área supervisionada

As áreas supervisionadas são necessárias, somente, quando o gerente considerar:

- a) Necessário manter as condições de trabalho sob custódia.
- b) Não ser necessário definir procedimentos operacionais.

O propósito de manter as condições sob custódia é determinar se o comportamento da área deve ser alterado por causa, por exemplo, das circunstâncias que foram imprevistas na avaliação radiológica inicial ou pela ocorrência de algum colapso no controle, seja de engenharia ou de procedimento, em qualquer área controlada adjacente.

As condições em áreas supervisionadas devem ser tais que qualquer empregado possa adentrar nelas com um mínimo de formalidade. Numa área supervisionada pode ser realizado trabalho, por exemplo:

- a) Onde são manuseadas pequenas atividades de substâncias radioativas sob forma não selada e onde existe um pequeno potencial para a incorporação;
- b) Onde são utilizadas quantidades traçadoras de material radioativo, como em pesquisa;
- c) Onde são manuseados materiais contendo radionuclídeos naturais em concentração pequena.

A revisão periódica destas áreas supervisionadas concentra-se, especialmente, na adequacidade das medidas que exercem o controle das atividades máximas permitidas no uso destes materiais.

Em algumas circunstancias existem vantagens práticas em definir os limítrofes externos das áreas demarcadas fazendo uso de valores pré-determinados da taxa de dose ou contaminação do ar ou de superfície. Alguns fatores devem ser levados em consideração, a saber:

- a) A não ser que as condições locais sejam estáveis devem ser considerados valores futuros ao invés dos valores atuais;
- b) Deve ser evitado o uso de níveis de referência com suposições cautelosas;
- c) Todos os critérios usados para definir as zonas limítrofes devem estar baseados em suposições realísticas principalmente, em relação ao fator de ocupação que é pertinente a situação.

2.4.1.3 Controle de engenharia

O propósito dos controles de engenharia é separar fisicamente a fonte do IOE e, portanto, evitar ou reduzir tanto as exposições externas como às incorporações.

Controle de engenharia, geralmente, é introduzido na fase de projeto, porém podem ser necessárias modificações e introdução destes controles numa fase posterior, onde a experiência mostra que são apropriados, no interesse da otimização da proteção.

O uso dos controles de engenharia relacionados com a proteção inclui:

- a) blindagem;
- b) sistemas de ventilação;
- c) sistemas para evitar adulterações, de modo a restringir o acesso a uma fonte
- d) alarmes de taxa de dose e de contaminação
- e) depósitos, para controle de seu acesso.

No controle operacional cotidiano, pode-se obter muito com a otimização da proteção, fazendo uso do juízo profissional de pessoas adequadamente qualificadas com experiência e competência.

2.4.1.4 Valor de Referência

O valor de referência ^(9,17,18,19) corresponde a um valor pré-determinado para qualquer grandeza física usada nos programas de proteção radiológica, que, se for ultrapassado ou prevê-se que seja ultrapassado, torna-se obrigatória uma ação ou decisão, por parte do serviço de proteção radiológica.

Tanto a Comissão Internacional de Proteção Radiológica como o OIEA sugerem os seguintes níveis de referência: nível de registro, nível de investigação, nível de interferência e nível de ação. O nível de registro é um valor de dose equivalente ou de incorporação definido formalmente, acima do qual, qualquer resultado, de um programa de monitoramento, apresenta interesse suficiente para justificar o seu registro. São tratados como zero para propósitos de proteção radiológica os valores inferiores ao nível de registro. O OIEA⁽¹⁰⁾ sugere uma dose efetiva não inferior a 1 mSv/ano e a CIPR^(19,20) uma dose equivalente anual de, 1/10 do limite anual para trabalhador.

O nível de investigação é um valor de dose efetiva ou de incorporação, geralmente, estabelecido tomando por base uma única medida, acima do qual, o resultado torna-se suficientemente importante para justificar uma investigação posterior por parte do Serviço de Proteção Radiológica e pretende auxiliar na melhoria do sistema de proteção e atuar como uma

restrição nas condições de deterioração da proteção onde a situação já é bem gerenciada. A CIPR^(19,20) sugere o intervalo de valores entre a região aceitável (5 mSv/ano) até o limite de dose anual média sobre 5 anos. O OIEA continua adotando a regra anterior em que o intervalo tem início nos 3/10 dos limites de dose anuais, isto é, 6 mSv/ano⁽¹⁰⁾ para o IOE.

O nível de intervenção é um valor pré-estabelecido, de uma determinada grandeza física no monitoramento tal que se for excedido ou prevê-se que seja excedido, é obrigatória uma intervenção para a correção da situação em deterioração.

A principal ênfase no uso do nível de intervenção encontra-se na proteção dos membros do público em eventos acidentais. Inclui-se nestes eventos medidas para localizar e recuperar uma fonte perdida em domínio público seja ela proveniente da indústria, hospital, estabelecimento educacional, ou outros.

Há também, a necessidade de garantir a intervenção para proteção de trabalhadores envolvidos em incidentes no local de trabalho. A intervenção não se limita unicamente a situações de acidente e incidente, mas também, em exposições crônicas onde as exposições persistem por um período de tempo grande, isto é, muitos anos e tornam-se necessárias ações reparadoras para reduzir ou evitar exposições. Elas incluem as exposições à radiação natural de fundo, por exemplo, radônio, e a exposições à rejeitos de meia vida longa proveniente de atividades ou eventos ocorridos no passado.

Os princípios gerais do sistema de proteção radiológica recomendados pela CIPR⁽¹¹⁾ para a intervenção são:

- a) A intervenção proposta deve trazer mais benefícios que malefícios, isto é, a redução no detrimento resultante da redução na dose deverá ser suficiente para justificar os riscos e os custos, incluindo os custos sociais.
- b) A forma, a dimensão e a duração da intervenção deverão estar otimizadas de tal maneira que o benefício líquido na redução da dose, isto é, o benefício na redução do detrimento causado pela radiação, menos o detrimento associado à intervenção, deverá estar otimizado.

O Nível de Ação é um valor pré-estabelecido, de uma determinada grandeza física qualquer, que exige uma ação específica. O nível de ação

possui valores de taxa de dose ou de concentração de atividade, estabelecidos com base em modelo de exposição realista da situação, acima dos quais devem ser adotadas ações protetoras ou remediadoras em situações de emergência ou de exposição crônica, de modo que sua adoção implique em certeza da observância dos níveis de intervenção correspondentes.

Geralmente, os demais níveis de referência estão baseados em cenários. Podemos citar os níveis de isenção de material radioativo ou níveis de exclusão de materiais radioativos.

O nível de isenção de material radioativo se aplica a uma prática ou uma fonte de uma prática que pode ser isentada sem outras considerações desde que sejam obedecidos os seguintes critérios em todas as situações possíveis:

- a) A dose efetiva esperada de ser recebida por qualquer membro do público em virtude da fonte ou da prática isentadas seja da ordem de $10\mu\text{Sv}$ ou menor em um ano e
- b) A dose comprometida efetiva coletiva em um ano de atuação da prática não seja superior a cerca de 1 Sv-pessoa

Caso ultrapasse estes valores uma avaliação para otimização da proteção deve ser realizada para mostrar que a isenção é a opção ótima. Isto significa que se forem satisfeitos os critérios mencionados o material é considerado não radioativo do ponto de vista da proteção radiológica, contrariamente à física nuclear que considera radioativo qualquer material, para o qual possa ser determinada a meia vida física.

O nível de exclusão de material radioativo se aplica a uma prática ou uma fonte de uma prática ou uma situação existente que pode ser excluída da finalidade das recomendações e normas de proteção radiológica sem outras considerações.

2.4.2 Descrição dos tipos e funções do monitoramento

A principal maneira de se avaliar o controle das irradiações e, desta forma, comprovar a adequação das condições de trabalho em instalações radiativas ou nucleares é por meio da realização de medidas que forneçam as

informações sobre a irradiação de IOEs e de indivíduos do público. Estas medidas recebem o nome de monitoramentos. Assim sendo, o monitoramento tem o propósito claro de mostrar que as condições de segurança desejada são adequadas e de comprovar que elas continuam adequadas com o transcorrer do tempo^(19,20,21,22,23).

Os resultados dos monitoramentos devem ser interpretados em relação às normas e aos regulamentos de radioproteção pertinentes; devem também fornecer informações que permitam estimar a irradiação em termos das mesmas grandezas em que foram estabelecidos os limites básicos de dose equivalente nos órgãos e tecidos e de dose efetiva.

A utilização dos monitoramentos para um programa de proteção radiológica será tanto mais proveitosa quanto melhor forem definidos, por meio de um projeto de programa de monitoramento, seus objetivos e os fundamentos para a interpretação de seus resultados.

Um programa de monitoramento deve ter objetivos claramente definidos e registrados, que deverão ser cumpridos de forma efetiva e econômica. É importante a orientação sobre os assentamentos e apontamentos associados, inclusive sobre o descarte destes registros.

É necessário ainda que o programa de monitoramento seja revisto periodicamente e sempre que ocorrerem alterações nas operações executadas na instalação ou nas recomendações e exigências de normas e regulamentos de radioproteção.

O monitoramento pessoal^(16,20,24) é composto pelo monitoramento do local de trabalho e pelo monitoramento individual, sendo que ambos estão divididos, de acordo com sua função, em três: de rotina, relacionado com a tarefa e Interventor.

O objetivo do monitoramento dos locais de trabalho é fornecer informações sobre as condições gerais do ambiente de trabalho. Já o monitoramento individual tem como objetivo estimar a dose equivalente média sobre um órgão ou tecido; ou a dose efetiva ou ainda a incorporação de material radioativo. Podem-se obter estes objetivos por meio da execução e interpretação de medidas feitas com equipamentos portados pelos IOEs ou

por meio de medidas da quantidade de material radioativo depositados em seus corpos, medidor de corpo inteiro, de corpo parcial, excretas ou fluidos.

O monitoramento tem função de rotina quando, como no caso do monitoramento do local de trabalho, avalia a dose que será recebida pelos IOEs que permanecem na área ou quando se quer mostrar que as condições de proteção não foram alteradas com o transcorrer do tempo, ação auditora. No caso do monitoramento individual, a função de rotina estima a dose dos IOEs. As palavras avaliar as doses e estimar as doses serão usadas com o significado definido pelo OIEA⁽²³⁾.

O monitoramento tem função relacionada a tarefa quando é realizada com o objetivo de evitar, detectar e possibilitar a introdução das primeiras medidas em desvios de situações normais de trabalho. Portanto, não visa avaliar ou estimar a dose do IOE, que é função do monitoramento de rotina, e sim evitar que o IOE venha a receber dose desnecessária em caso de desvios das condições normais. Como os desvios das condições de trabalho só podem ser provocados de duas maneiras distintas, a saber: por falha humana ou por falha do equipamento, o indivíduo presente é o IOE. Assim sendo, esta função do monitoramento deve ser efetuada por ele, sob treinamento prévio e orientação do grupo de proteção radiológica. Neste caso, o equipamento de proteção radiológica, necessário para cumprir esta função do monitoramento, pertence à instalação mesmo que seja adquirido e às vezes instalado (equipamento fixo ou móvel) sob orientação e aprovação do serviço de radioproteção.

O monitoramento, para a função interventora pode ser realizado tanto em situações normais de trabalho como em situações anormais reais, portanto já ocorridas. Sua função primordial é procurar resolver problemas e por isso tem objetivo e prazos bem definidos. Uma vez solucionado o problema, ou restabelecida a situação de normalidade, o monitoramento é eliminado.

O monitoramento individual constitui um método simples, barato e de fácil interpretação que permite verificar o controle das condições de trabalho e os resultados de mudanças operacionais. Da mesma forma, pode-se recorrer ao monitoramento do local de trabalho caso as técnicas ou

instrumentos usados para estimar as doses equivalentes ou as incorporações individuais não sejam confiáveis. Desta maneira, pode-se dizer que o monitoramento do local de trabalho tem um caráter preventivo, uma vez que avalia as doses de radiação dos IOEs antes que elas sejam recebidas, enquanto que o monitoramento individual tem caráter confirmatório, pois estima as doses após terem sido recebidas por eles.

Desta forma, é função do monitoramento fornecer as informações necessárias para se avaliar e se estimar a dose de radiação recebida pelos IOEs em termos daquelas grandezas em que foram expressos os limites anuais básicos. Isto é realizado em duas etapas, a saber:

- a) a medida que leva a um resultado; e
- b) a interpretação do resultado.

A medida do monitoramento nem sempre é realizada nas grandezas físicas em que são expressos os limites anuais básicos; por meio de um modelo obtém-se o resultado desejado. Desta maneira, pode-se dizer que o modelo tem a função de descrever de forma quantitativa a relação entre grandezas medidas e aquelas que se desejam avaliar ou estimar. O modelo é um requisito para a seleção adequada dos procedimentos de medida.

Este modelo está baseado em suposições selecionadas de modo a assegurar que os riscos de subestimar a dose de radiação de um indivíduo sejam aceitavelmente pequenos. Se o uso de um modelo mais geral indicar que o padrão de radioproteção é ou poderá ser excedido, deve-se adotar um novo modelo. O novo modelo deverá estar baseado em novas suposições que reflitam a situação real com maior exatidão e deve manter pequeno o risco de sub ou superestimar a dose de radiação.

A interpretação dos resultados do monitoramento, já representado nas grandezas físicas usadas nos limites anuais básicos, só deve ser realizada numa primeira instância quando as doses estimadas forem superiores a $3/10$ dos limites anuais básicos para IOEs considerando a fração de tempo usada no resultado; e, em segunda instância, quando todas as doses forem inferiores aos $3/10$ e superiores a $1/10$ dos limites anuais. Interpretar significa avaliar as causas que resultam nestas doses, formular os cenários de proteção que podem abaixar os valores das doses, avaliando os

custos e as novas doses. Por fim, interpretar significa ainda aplicar as técnicas de ajuda para a tomada de decisão para determinar o cenário de proteção ótimo a ser implementado.

Os monitoramentos têm como funções complementares a reavaliação do programa de monitoramento, a determinação do perímetro dos locais de trabalho demarcados e o auxílio à supervisão médica dos IOEs, com relação a sua forma e intensidade.

A reavaliação do programa de monitoramento deve ser feita periodicamente e sempre que as condições de trabalho forem alteradas. Nesta reavaliação devem ser analisadas a necessidade, o tipo, a frequência e a extensão das medidas, de forma a assegurar que os esforços do monitoramento estão bem distribuídos. A experiência adquirida ajudará na identificação dos bons e maus aspectos dos procedimentos de operação e das características do projeto do programa.

Os resultados do monitoramento podem ser usados para a definição de locais demarcados, onde existe a presença de fontes de radiação que provoquem apenas exposição externa à radiação ionizante. Para locais com risco de contaminação de superfícies e do ar, os limites dos locais controlados serão estabelecidos em função da probabilidade de contaminação e não de sua presença real. Nesses casos, a experiência adquirida em monitoramentos anteriores poderá nortear a tomada de decisão.

Como as informações relativas a doses equivalentes, incorporações prováveis e condições gerais do local de trabalho, obtidas por meio de monitoramentos, afetam a forma e a intensidade da supervisão médica dos IOEs, elas devem ficar à disposição da supervisão médica.

A finalidade do monitoramento é avaliar o controle das exposições às radiações ionizantes. Desta maneira, a principal justificativa de um programa de monitoramento é mostrar como auxilia na obtenção de um padrão de segurança adequado e comprovar que as condições de trabalho continuam adequadas com o transcorrer do tempo. O monitoramento pode ter outras justificativas secundárias como será visto adiante, mas elas não substituem a justificativa principal. Como o monitoramento deve ser realizado de maneira eficaz e econômico, se não houver a justificativa principal não

deve haver monitoramento, isto é, as justificativas secundárias não podem substituir a justificativa principal.

Existem três tipos de monitoramento de área, a saber:

- a) monitoramento de área para radiação externa;
- b) monitoramento de área para contaminação de superfície;
- c) monitoramento de área para contaminação do ar.

Existem ainda três tipos de monitoramento individual, a saber:

- a) monitoramento individual para radiação externa;
- b) monitoramento individual para contaminação de pele e roupas; e.
- c) monitoramento individual para contaminação interna.

Nem sempre é necessário efetuar todos estes tipos de monitoramentos, como mostram alguns exemplos práticos a seguir. Se a fonte selada de radiação ionizante for emissora de radiação gama ou raios X, dificilmente conseguirá produzir materiais radioativos e então o monitoramento de área para radiação externa será suficiente.

Se os valores das doses individuais previstos forem superiores aos 3/10 dos limites anuais será necessário o monitoramento individual para radiação externa. Se por outro lado os campos de radiação forem constantes, a não ser no caso em que houver grandes modificações de projetos, pode-se prescindir do monitoramento individual para radiação externa e manter o monitoramento de área para radiação externa.

O monitoramento do local de trabalho para contaminação de superfície só se torna necessário em materiais ativados por irradiação e que podem produzir contaminações ou em fontes não seladas. A finalidade do monitoramento do local de trabalho para contaminação de superfície é demonstrar que a contenção primária do material radioativo tem um padrão elevado de segurança e mostrar que há ausência de contaminação acima de um determinado valor. Não existe, também, uma correlação direta entre a contaminação de superfície e a irradiação dos IOEs, tornando a avaliação da dose recebida por ela extremamente difícil. Em virtude disto o monitoramento para contaminação de superfície visa demonstrar que há ausência de contaminação interna do IOE e que o monitoramento do ar ou individual interno é desnecessário. Portanto, a sua utilidade é a de servir como um

indicador da eficácia da contenção do material radioativo, tanto no passado quanto no presente.

O monitoramento do local de trabalho para a contaminação do ar, geralmente, só é necessário quando são manuseados quantidades milhares de vezes superiores aos limites de incorporação anuais. O monitoramento do ar pode ser substituído, dependendo das circunstâncias, pelo monitoramento do local de trabalho para irradiação externa ou para contaminação da superfície ou ainda pelo monitoramento individual interno. A sua finalidade é manter os valores de contaminação do ar ambiente de um local de trabalho inferior aos padrões de proteção radiológica e valores de referência, visando evitar o monitoramento individual interno. Para atender a esta finalidade, os seus principais objetivos são:

- a) avaliar a maior quantidade de material radioativo provável de ser inalado pelos IOEs;
- b) evidenciar as contaminações inesperadas no ar, para proteger o IOE e instituir medidas protetoras;
- c) fornecer informações para planejar o monitoramento individual interno.

A implementação de cada um destes objetivos depende da disponibilidade e extensão do monitoramento individual para a contaminação interna. O monitoramento do ar, às vezes, pode ser útil unicamente como um aviso antecipado de eventuais contaminações internas.

A contaminação da pele e de roupas contribui para a irradiação do corpo humano pela irradiação externa e irradiação interna se for absorvida abaixo da camada superficial da pele. A determinação das doses resultantes das irradiações externas e internas é muito difícil de ser conseguida, pois as contaminações não são uniformes e ocorrem em certas partes do corpo, principalmente, nas mãos.

Em virtude disto, procura-se estabelecer níveis de referência ou limites autorizados de contaminação, da pele e das roupas, inferiores ao valor de registro, isto é, para doses individuais inferiores a 1/10 dos limites anuais para a pele. Neste caso, se forem obedecidos estes níveis de referência ou limites autorizados não é necessário determinar-se a dose equivalente.

As determinações destas doses são pouco precisas e às vezes as incertezas chegam a ser de duas a três ordens de grandeza, principalmente, se a radiação for absorvida abaixo da camada superficial da pele. Neste caso, as estimativas devem ser encaradas como qualitativas e consideradas separadamente do monitoramento convencional para radiação externa.

A avaliação da necessidade de um monitoramento individual interno pode ser obtida pelos resultados do monitoramento do ar e pela experiência anterior, em operações similares. Em virtude destas dificuldades, as normas internacionais da CIPR⁽¹⁹⁾ fornecem em apêndice uma orientação .

Há necessidade de um monitoramento individual interno com função interventora quando os resultados do monitoramento do local de trabalho indicam que podem ter ocorrido incorporações significativas ou quando os trabalhadores forem envolvidos em incidentes com incorporações significativas de material radioativo. Existem testes simples de verificação desta necessidade como a medida da pele, das roupas e do muco nasal.

O monitoramento individual interno com função de rotina pode ser dispensado pelo monitoramento do local de trabalho nos seguintes casos:

- a) as condições de trabalho são satisfatórias, confirmadas pelo monitoramento de rotina do local de trabalho;
- b) as deteriorações das condições de trabalho são lentas e podem ser detectadas com medidas esporádicas de amostras adequadas. Estas medidas não visam determinar as doses equivalentes individuais e sua frequência é determinada pelas condições de trabalho;
- c) os materiais possuem meias vidas efetivas muito curtas.

3. DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO E RESULTADOS

3.1 Introdução ao programa de monitoramento do Reator e documentos utilizados

O Reator-IEA-R1, por ter mais de 50 anos de operação, sofreu várias modificações para se adequar as normas atuais de proteção e segurança nuclear. O conceito ALARA foi introduzido nas práticas que estão associadas à operação do Reator.

No caso de práticas que envolvam exposição a radiações, é necessário determinar se as doses estão ALARA ou não. Na Figura 10 é mostrado um croqui das etapas para determinar a opção de melhoria considerada ALARA.

Figura 10 – Croqui das etapas para implantação do ALARA

Fonte: Autor da Dissertação

O sistema de gestão de proteção e segurança utilizado no Reator inclui a aplicação de normas internacionais e nacionais, programas da qualidade, aprovação de procedimentos e sistemas de monitoramento bem como um sistema de resposta para eventos de emergência, demonstrando que há um compromisso de boa proteção aos efeitos nocivos das radiações.

Na prática, por meio da implementação do Princípio ALARA as doses de radiação individuais são minimizadas. Além dos limites de dose, são impostos níveis de controle locais. No Reator, estabeleceu-se um nível de referência (NR) limitando as doses a 3,0 mSv/ano⁽²⁴⁾ para os IOEs, levando em consideração os limites de 1,0 mSv/ano para o indivíduo do público e 5,0 mSv/ano recomendado pelo ICRP^(11,13,17). Este NR está explícito no plano de proteção Radiológica junto com a organização que controla a exposição a radiações ionizantes durante todas as atividades envolvendo o funcionamento do Reator. O plano descreve os sistemas e processos que garantem o cumprimento das normas e requisitos regulamentares sobre proteção às radiações, bem como a aplicação do princípio da otimização da proteção, todos eles contribuindo para o desenvolvimento de uma cultura de segurança no Reator. Este plano se aplica para todas as atividades relacionadas com o funcionamento normal do Reator e à proteção de todo o pessoal às radiações ionizantes. Isto inclui os grupos do reator, aqueles que utilizam as instalações do reator e serviços de apoio, abrangem as seguintes atividades:

- a) Operação e Manutenção do Reator,
- b) Irradiação de materiais,
- c) Análise de Ativação por Nêutrons (AAN),
- d) Experimentos científicos de Física Nuclear.

3.2 Dependências do Prédio do Reator e atividades executadas

3.2.1 Descrições das dependências do Reator IEA-R1

Para entender como o programa de monitoramento do Reator é realizado iremos fazer uma breve descrição das dependências do Reator. A estrutura do prédio do Reator (Figura 11) tem características especiais, motivadas pelas necessidades de confinamento das radiações, bem como da

blindagem biológica. A blindagem, por exemplo, exigiu em várias partes, lajes e paredes com grande espessura de concreto armado, havendo paredes de 2,40m de espessura e lajes de mais de um metro.

O prédio, em linhas gerais, é uma grande caixa de concreto com pisos, paredes e cobertura de concreto armado, numa área total coberta de dois mil metros quadrados. As dimensões externas são:

- 18,7m de altura;
- 25,4m de largura;
- 28,0m de comprimento.

O prédio do Reator possui paredes de concreto com 0,30m de espessura e lajes que variam de 0,15m a 3,0m de espessura, reforçadas por vigas retangulares.

Figura 11- Estrutura do prédio do Reator identificando os pisos.

Fonte: Autor da Dissertação

Existe uma laje no subsolo que suporta a piscina do Reator constituída de concreto armado de seção variável, sendo vazada na altura do compartimento de operação da piscina para passagem de tubulações. Este subsolo é denominado de casa de máquinas (Figura 12), onde se encontra as tubulações do sistema primário, o trocador de calor e o sistema de retratamento da água da piscina.

Figura 12- Sala de máquinas-subsolo do Reator

Fonte: Autor da Dissertação

A segunda laje corresponde ao primeiro piso do prédio do reator (Figura 13). Encontra-se ao nível do terreno e está revestido com cimento e

tinta antiderrapante. Como está no mesmo nível dos Tubos de irradiação está área é utilizada para experimentos de Física nuclear.

Figura 13 - Primeiro piso do Reator- sala de experimento da Física Nuclear

Fonte: Autor da Dissertação

A terceira laje corresponde ao piso do segundo pavimento (Figura 14), e está reforçada por nove vigas de seção retangular e é revestida por

piso cerâmico. É através deste piso que se tem acesso as dependências do Reator através de uma ante- câmara que mantém a depressão dentro do prédio do Reator.

Figura 14 – Segundo piso do Reator

Fonte: Autor da Dissertação

A quarta laje corresponde ao piso do terceiro pavimento (Figura 15). É neste piso que se encontra a sala de controle do Reator e o saguão da piscina onde se tem acesso ao núcleo do Reator.

Figura 15 – Terceiro piso do Reator

Fonte: Autor da Dissertação

A piscina com cerca de 9,0m de altura, alcança o nível do piso do terceiro pavimento. Tem uma capacidade de 272 metros cúbicos de água e na sua construção foram empregados 350m³ de concreto comum e 270m³ de concreto de barita de densidade média superior a 3,5 g/cm³. Na vizinhança dos tubos de irradiação e da coluna térmica, a espessura das paredes da piscina é de 2,40 m, o que assegura valores de radiação inferiores aos estipulados para os IOE que frequentam esta área.

As paredes da piscina do reator, acima da altura dos tubos irradiação têm a espessura de 1 m. Na piscina do reator, no sentido longitudinal, existem duas guias, uma de cada lado, para a comporta de separação da piscina, isto é, separando o compartimento de operação do compartimento de estocagem de elementos combustíveis queimados.

O revestimento interno da piscina do reator é todo em chapas de aço inoxidável de espessura de 6 mm.

O compartimento de estocagem de combustível fica localizado no interior da parte posterior da piscina do reator e é formada por cestos de aço inoxidáveis fixados a meia altura do tanque contendo caixas de alumínio embutido e por cestos de alumínio apoiados no fundo dela.

O compartimento próximo à parte semicircular, ou seja, a parte frontal é o compartimento de operação. Nesta posição o reator pode operar com qualquer valor da potência, dentro dos limites admitidos pelo projeto. Como se pode notar, não existem dependências para os IOEs no prédio do Reator. Eles só adentram o local para executar as atividades programadas.

3.2.2 Atividades executadas em cada piso do Reator pelos IOE e exposições a radiação envolvidas

A casa das máquinas é o local de maior quantidade de radiação. Neste local encontra-se a tubulação do primário onde a água dirige-se a um tanque cujo objetivo é o decaimento do ¹⁶N e retorna passando pelo trocador de calor antes de chegar à piscina.

O primeiro trecho, que se dirige ao tanque de decaimento é blindado com paredes de chumbo. Os demais trechos e o trocador de calor não são blindados. Também se encontra na casa de máquinas o sistema de

retratamento de água que, apesar de estar blindado, contribui com o aumento dos valores de radiação, neste local.

Quando o reator está em operação não é permitido o acesso à sala de máquinas em virtude do valor elevado de dose.

A principal atividade realizada pelos IOE na sala de máquinas está relacionada com a manutenção destes sistemas, que deve ser realizada com o reator desligado.

No primeiro piso do reator, denominado de física nuclear, localizam-se os experimentos que utilizam os feixes inseridos nos tubos de irradiação. Todos estes experimentos são blindados para a radiação gama e nêutrons, no entanto existem locais cujo acesso é controlado e monitorado pela Equipe de Proteção Radiológica.

As principais atividades neste piso estão relacionadas aos experimentos de Física Nuclear que são:

- Terapia com Captura de Nêutron utilizando boro (TCNB)
- Difrátômetro de nêutron
- Neutrôgrafia

São executadas medidas e trocas de alvos que são realizados com o reator desligado ou utilizado os sistemas automáticos, estes com o Reator ligado. A permanência dos pesquisadores neste local quando o reator está em operação é por algumas horas por dia com pequena contribuição para a dose individual.

No segundo piso encontra-se o acesso ao Prédio do Reator via bloco do Centro de Reatores de Pesquisa(CRPq) utilizado pelas pessoas. Neste piso encontram-se a sala de ventilação e do ar condicionado. É uma área de passagem e as atividades estão relacionadas à manutenção destes dois sistemas sendo realizadas com o reator desligado.

No terceiro piso encontra-se a sala de controle, o acesso ao saguão da piscina e a piscina do reator. As principais atividades são:

- Operação do Reator (Reator Operando)
- acompanhamento de visitantes (Reator Operando)
- introdução de elementos de irradiação no núcleo do reator (reator Operando)
- retirada de amostras que foram irradiadas no núcleo (reator desligado)

- manuseio de elementos combustíveis (reator desligado)

As atividades neste pavimento contribuem com a maior dose de radiação nos IOEs.

3.3 Principais motivos das Exposições à radiação nos locais de permanência dos IOE no Reator IEA-R1

3.3.1 Introdução aos principais motivos a exposição do IOE

Os reatores de pesquisa tipo piscina, como o Reator IEA-R1, possuem como uma de suas principais características a grande facilidade de acesso ao seu núcleo para a introdução e retirada de materiais e de equipamentos, inclusive com o Reator em operação.

Esta característica, como também a potência e o ritmo de operação do Reator, ficam limitadas aos valores de radiação que ocorrem principalmente na superfície livre da piscina. Como o principal local que o IOE tem acesso durante a operação do Reator é este local, a maior contribuição na dose é causada pelas atividades que ele realiza no saguão da piscina.

Para que possamos avaliar os valores de radiação em função das condições de funcionamento do reator é necessário o conhecimento tanto dos elementos químicos radioativos, como dos processos de formação.

3.3.2 Principais radionuclídeos de interesse, que contribuem aos valores de radiação no Reator IEA-R1

Estudos realizados no passado demonstraram que uma das principais limitações para operação de um reator tipo piscina, provém das radiações gama emitidas pelo ^{24}Na .

Garay(1958)⁽²⁵⁾ descreveu que além do ^{24}Na elementos químicos como ^{28}Al e ^{27}Mg também contribuem de forma considerável para a atividade da água da piscina. Pieroni(1960)⁽²⁶⁾, realizou estudos semelhantes na Universidade da Columbia e forneceu dados sobre os níveis de radiação que são atingidos na superfície da piscina quando opera em potências de até 5 MW. Observou-se pelos dados experimentais daquele trabalho que, após 4 horas de operação em 5 MW, a taxa dose de radiação na superfície da piscina atingiu valores próximos de 250,0 $\mu\text{Sv/h}$.

A atividade da água após sua passagem pelo núcleo do reator é resultante dos seguintes fatores:

- Ativação da própria água e de gases dissolvidos;
- Ativação de impurezas dissolvidas na água proveniente da própria água de alimentação e de corrosão de materiais mergulhados na piscina;
- Reações de recuo do núcleo nos materiais que se encontram no núcleo do reator e que são submetidos a um fluxo de nêutrons rápidos;
- Elementos provenientes de desprendimentos por corrosão de radionúclídeos já formados nos materiais constituintes do núcleo;
- Produtos de fissão provenientes dos elementos combustíveis através de processos de difusão, caso haja falha no encamisamento do elemento combustível.

Entre os elementos radioativos existentes na água da piscina, os de maior importância em reatores semelhantes ao IEA-R1, estão relacionados na Tabela 3 juntamente com suas características mais importantes.

Tabela 3 - Radionuclídeos encontrados na água da piscina e suas características

Radio isótopos	Origem de formação	Reação de Formação	Limiar da Reação (mev)	Gama emitidos (Mev)	Meia vida
^{16}N	Oxigênio da água	$^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$	11	6,14(68%) 7,11(5%) 8,87(1%)	7,35s
^{16}N	^{15}N dissolvido na água	$^{15}\text{N}(n,\gamma)^{16}\text{N}$	-	6,14(68%) 7,11(5%) 8,87(1%)	7,35s
^{41}Ar	^{40}Ar dissolvido na água	$^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$	-	1,3(99,3%)	1,82h
^{24}Na	^{27}Al estrutural	$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	3,2	1,37(100%) 2,75(100%)	15h
^{24}Na	^{23}Na Impureza	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$	-	1,37(100%) 2,75(100%)	15h
^{27}Mg	^{27}Al estrutural	$^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$	1,93	0,84(70%) 1,01(29%)	9,45m
^{27}Mg	^{26}Mg Impureza	$^{26}\text{Mg}(n,\gamma)^{27}\text{Mg}$	-	0,84(70%) 1,01(29%)	9,45m
^{28}Al	^{27}Al Impureza	$^{27}\text{Al}(n,\gamma)^{28}\text{Al}$	-	1,78(100%)	2,3m

Fonte: Pasqualetto, (1978)⁽²⁸⁾

As características desses elementos e a contribuição deles na dose observada na superfície da piscina são descritas a seguir.

Nitrogênio-16(^{16}N): é o elemento que mais contribui para a atividade da água após sua passagem pelo núcleo do reator, 99% segundo Tiberghiem(1962)⁽²⁷⁾.

Ele é formado pela reação do oxigênio da água com nêutrons rápidos com energia superior a 11Mev. Porém, o decaimento deste radioisótopo é muito rápido, com meia-vida, $T_{1/2}$, muito curta ($T_{1/2}=7,35\text{s}$). O processo normalmente adotado para diminuir a ação do ^{16}N é o de reter a água de refrigeração do primário em um ambiente blindado, por um tempo relativamente amplo, dando assim condições para que haja um decaimento grande de sua atividade. Com este objetivo existe no circuito de refrigeração do IEA-R1 um tanque de decaimento com um volume de $27,2\text{ m}^3$, que retém a água de refrigeração por um período de tempo nunca inferior a 74s, antes que ela retorne à piscina. Este tempo equivalente a 10 vezes a meia-vida do ^{16}N , correspondente a um fator de decaimento da radiação de 10^3 , é suficiente para reduzir praticamente a zero os níveis de radiações provenientes deste radioisótopo na superfície livre da piscina.

Argônio-41(^{41}Ar): Este radioisótopo tem sua origem na reação dos nêutrons térmicos com o ^{40}Ar existente no ar atmosférico dissolvido na água. Este elemento contribui sensivelmente nos valores de radiação na superfície da piscina, além de possuir como agravante o fato de desprender-se continuamente para o meio ambiente por ser um gás nobre. Sua influência pode ser reduzida tanto por meio de degaseificadores colocados no circuito de refrigeração, como pela colocação de exaustores em pontos estratégicos junto a superfície da piscina. Este último processo foi o escolhido no projeto original do Reator IEA-R1.

Sódio-24(^{24}Na) e Magnésio-27(^{27}Mg): Estes elementos são os principais responsáveis pelos valores de radiação na superfície livre da piscina. Eles podem ser formados a partir de dois processos bem distintos:

- a) Pela ativação com nêutrons térmicos dos elementos ^{23}Na e do ^{26}Mg , existentes como impurezas na água da piscina.
- b) Por reações de recuo do núcleo $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ e $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$ que ocorrem no alumínio estrutural dos elementos combustíveis

Para diminuir as influências destes dois elementos nos valores da radiação na superfície da piscina do Reator IEA-R1 é necessário a retirada de impurezas do sistema primário. Isto é realizado por meio de um sistema de retratamento de água. Ele é constituído por duas unidades, cada uma delas possuindo a capacidade de purificar 75 litros/minuto. Cada unidade é formada por um filtro de carvão ativado seguido por um trocador de íons de leito misto contendo resinas catiônicas e aniônicas. Uma das unidades é mantida em reserva, entrando em funcionamento quando for necessário regenerar as resinas da unidade em uso. Este circuito funciona ininterruptamente quando o Reator está em operação. O grau de impurezas da água da piscina é mantido desta maneira em torno de 2,0 p.p.m. de substâncias solúveis.

Portanto, caso alguma impureza permaneça na água da piscina e dependendo do ritmo de operação e potência do Reator os valores da radiação podem subir e inviabilizar a permanência de pessoas neste local.

Alguns Reatores de pesquisa tipo piscina aberta solucionaram este problema introduzindo um sistema de camada superficial de 1,5m a 2,0m de espessura d'água do sistema de retratamento, que tem a sua temperatura elevada de 4°C a 6°C em relação a temperatura normal da água da piscina. Isto forma uma camada quente isenta de material radioativo formando uma espécie de blindagem. Na seção 4.2 será abordado com mais detalhes este sistema de blindagem e o motivo pelo qual o Reator IEA-R1 não o adotou.

Alumínio-28(^{28}Al): É formado pela reação do alumínio-27, com nêutrons térmicos. Apesar de este último elemento ser predominante no núcleo do reator a quantidade de ^{28}Al radioativo existente na água não é muito elevada principalmente, pelos motivos expostos a seguir:

- 1) A meia vida do ^{28}Al é relativamente pequena ($T_{1/2}=2,3\text{m}$). Como consequência, a detecção deste radioisótopo na superfície da piscina, somente será possível quando a sua formação e seu desprendimento, através da corrosão ou arraste mecânico, forem praticamente simultâneos.
- 2) Nas condições de operação a que está submetido o alumínio estrutural no Reator IEA-R1, as taxas de corrosão são mantidas em valores mínimos.

No Reator IEA-R1, a partir de 2001, a água da piscina é coletada e analisada por um analisador multicanal pertencente à Gerência de Radio

química que expõe o espectro de todos os radionuclídeos encontrados. Na Tabela 4 a seguir listamos os radionuclídeos encontrados e as respectivas atividades médias, bem como a sua origem no ano de 2015.

Tabela 4 - Radionuclídeos encontrados na água da piscina e suas atividades

Radionuclídeos	Média Atividade(Bq/l)	Origem
^{133}Xe	66	Produto de fissão
^{135}Xe	215,3	Produto de fissão
^{88}Kr	67	Produto de fissão
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	90,3	Produto de fissão
^{87}Kr	43,9	Produto de fissão
^{88}Rb	6,6	Produto de fissão
^{60}Co	1,5	Estruturas metálicas
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	10,5	Barra Controle
^{131}I	29,4	Amostras irradiadas
^{138}Xe	46,1	Produto de fissão
^{138}Cs	68,7	Produto de fissão
^{56}Mn	202,7	Estruturas metálicas
^{132}Te	19,5	Amostras Irradiadas
^{197}W	100,2	Estruturas metálicas
^{144}Ce	102,8	Estruturas metálicas
^{41}Ar	27.117,7	Impurezas água
^{24}Na	256.430,1	Impurezas água
^{27}Mg	229.824,9	Impurezas água

Fonte: Autor da Dissertação

Pela tabela, em amarelo, observamos que os elementos radioativos com maiores atividades e consequentemente os que mais contribuem nos níveis de exposição no saguão da piscina são: ^{24}Na , ^{41}Ar e ^{27}Mg .

Na Figura 16 está representada a atividade média destes radionuclídeos presentes na água da piscina, de 2002 a 2015, e em que potência o Reator operou.

Figura 16 - Atividade Média dos radionuclídeos presentes na água da piscina de 2002 à 2015

Fonte: Autor da Dissertação

3.4 Descrição do programa de monitoramento e seus resultados

O monitoramento individual dos IOEs e o monitoramento dos locais de trabalho tanto de rotina como relacionado à tarefa representam uma parte essencial da Proteção Radiológica que permitem a avaliação do cumprimento do nível de referência e possibilitam fornecer informações a respeito de alterações nos valores de exposição que necessitam medidas corretivas. Em seguida iremos detalhar como o serviço de Proteção Radiológica mantém estes controles descrevendo os equipamentos utilizados, os métodos aplicados e os resultados obtidos.

3.4.1 Características dos dosímetros utilizados no monitoramento individual

Todos os IOE são monitorados individualmente por dois tipos de dosímetros:

- a) Dosímetros termoluminescentes
- b) Dosímetros eletrônicos

Dosímetros termoluminescentes (DTL) são fornecidos pelo laboratório de dosimetria do IPEN e são utilizados pelo IOE durante um período de um mês, após este tempo ele é devolvido ao laboratório que determina o valor da dose e emite um relatório. Este relatório fica a disposição do órgão regulamentador, no caso a CNEN-Sede, do setor onde o IOE trabalha e do serviço de proteção radiológica. O IPEN utiliza o dosímetro termoluminescente como oficial e, portanto não contabiliza doses inferiores a 0,20 mSv/mês por tratar-se do nível de registro nacional. Para efeitos de soma no ano o seu valor é considerado como zero. Este fator gerou um problema que será analisado no item discussão. A solução foi introduzir um dosímetro que permitisse obter valores inferiores a 0,20 mSv por mês e que também pudesse servir como dosímetro de alerta, isto é com função relacionada com a tarefa. Na época foi adquirido um dosímetro eletrônico de fabricação da Eurisys denominado Dosicard. Atualmente o fabricante é a Canberra. O dosímetro individual DOSICARD eletrônico tem a aparência de um cartão de crédito (Figura 17).

Figura 17 – Modelo de dosímetro dosicard

Fonte: Manual do Dosicard/Canberra

As principais características deste dosímetros são:

- Tem um detector sólido (um diodo de silício), uma série de analógicos e fases de processamento digital do sinal,
- Possui uma memória de grande capacidade não volátil conectada a um micro controlador que comanda o registro das doses recebidas de acordo com um horário programável,

- Estabelece valores para o sistema de gestão de alarme,
- Possui um Monitor e um teclado com botão padrão, tudo alimentado por uma única bateria.
- Utiliza o sistema Windows para comunicação infravermelha com um leitor de crachá

O Acesso às funções básicas da unidade é muito simples e é constituído de três chaves. Deste modo, as medições da taxa de dose e da dose integrada no tempo da radiação ionizante podem ser visualizadas no visor de cristal líquido, que é muito fácil de ler. Estão disponíveis tanto a leitura visual como os alarmes sonoros. Graças ao poder de seu microprocessador e capacidade de memória interna, o dosímetro armazena uma gama muito grande de funções que são exploradas em software instalado em um PC (Figura 18).

Figura 18- Software do Dosicard informando doses diárias

Eurisys Mesures - DOSE Manager - Worker exposure history - [12/06/2015]									
File I.D. Dosimetry Badge Options Graph Print									
DAILY DOSES in μSv to 12/06/2015									
Name: ALBERTO		First name: CARLOS		Date:		Company: CNEN/SP-IPEN		Depart.: CRPQ/CRO Worker #: 11	
				Badge #: 10					
March 2015		April 2015		May 2015		June 2015			
S 1	6	H 1	6	F 1	6	H 1	6		
H 2	5	T 2	6	S 2	6	T 2	6		
T 3	6	F 3	6	H 3	6	F 3	6		
H 4	5	S 4	6	T 4	12	H 4	6		
T 5	5	S 5	6	F 5	6	T 5	6		
F 6	6	H 6	9	H 6	7	S 6	6		
S 7	6	T 7	7	T 7	5	S 7	6		
S 8	6	H 8	6	F 8	6	H 8	6		
H 9	6	T 9	6	S 9	5	T 9	8		
T 10	6	F 10	6	S 10	5	H 10	0		
H 11	6	S 11	5	H 11	7	T 11	132		
T 12	6	S 12	5	T 12	6	F 12	6		
F 13	6	H 13	5	H 13	6	S 13	6		
S 14	6	T 14	5	T 14	29	S 14	6		
S 15	6	H 15	5	F 15	7	H 15	6		
H 16	7	T 16	5	S 16	6	T 16	6		
T 17	6	F 17	5	S 17	6	H 17	6		
H 18	120	S 18	5	H 18	7	T 18	6		
T 19	7	S 19	6	T 19	17	F 19	6		
F 20	6	H 20	5	H 20	16	S 20	6		
S 21	6	T 21	5	T 21	21	S 21	6		
S 22	6	H 22	5	F 22	11	H 22	6		
H 23	26	T 23	5	S 23	6	T 23	6		
T 24	8	F 24	5	S 24	6	H 24	6		
H 25	11	S 25	5	H 25	8	T 25	6		
T 26	15	S 26	5	T 26	6	F 26	6		
F 27	6	H 27	5	H 27	6	S 27	6		
S 28	7	T 28	5	T 28	11	S 28	6		
S 29	6	H 29	6	F 29	6	H 29	6		
H 30	6	T 30	8	S 30	6	T 30	6		
T 31	25			S 31	6				

Fonte: Software do Dosicard

Com este dispositivo foi possível obter varias informações que serviram de base para a implantação do Sistema de monitoramento individual com função relacionada à tarefa no Reator. Além disso, serviu para adotar medidas corretivas para diminuir tanto a dose individual de cada IOE como a Dose Coletiva.

3.4.2 Características dos equipamentos utilizados no monitoramento dos locais de trabalho

Para o monitoramento da radiação gama em todas as dependências do prédio do Reator são utilizados monitores de radiação portáteis, tipo medidor de taxa de exposição, modelo Teletector (Figura 19) , de fabricação Automess, possuindo cada um dois tubos Geiger-Müller acoplados em sonda telescópica, que pode estender-se a uma distância de até quatro metros . Uma das sondas mede taxa de dose de 0,1 mSv/h até 10mSv/h dentro de uma faixa de energia que vai de 65 Kev até a 1,3 Mev, a outra sonda mede de 1,0 mSv/h até 10 Sv/h podendo alcançar energias de até 3,0 Mev.

Figura 19 – Monitor de radiação modelo teletector

Fonte: Autor da dissertação

Os monitores fixos são de dois tipos: um utilizando Geiger-Müller (GM) e outro utilizando cintilador da fabricante Victoreen. O módulo de leitura é digital e no caso do GM mede taxas de dose desde 0,01 mR/h até 10^6 mR/h, para o cintilador vai de 0 até 10^7 cpm. A quantidade de detectores, localização, função e os alarmes serão descritos no subitem 3.4.4. Os módulos de leitura estão localizados na sala de operação do Reator (Figura 20 e 21).

Figura 20 – Monitores de área utilizados no Reator IEA-R1,utilizando Geiger-Müller (GM) como detector

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 21 - Monitores de duto utilizados no Reator IEA-R1,utilizando cintilador como detector

Fonte: Autor da dissertação

3.4.3 Doses individuais e Coletivas

O dosímetro eletrônico “dosicard” foi adotado em 2006 e, com isto, pudemos identificar as atividades e os IOE que recebiam as maiores doses de radiação. É por isso que este trabalho examina as doses a partir daquela data. As atividades no Reator se dividiam em: projeto e apoio, irradiação, manutenção, operação e Proteção Radiológica. Naquela época grupos de IOE eram responsáveis por cada atividade e algumas delas eram exercidas por pessoas que não operavam o Reator como aquelas ligadas ao retratamento de água, operação e a proteção radiológica. Neste primeiro momento o grupo que recebia as maiores dose era o grupo de irradiação. Na Figura 22 é dada a dose média dos IOEs por atividade.

Figura 22 - Média da dose dos IOE por tarefa

Fonte: Autor da Dissertação

Observou-se que a dose poderia ser dividida se não houvesse pessoas dedicadas a cada atividade. As operações que envolviam as maiores doses como a retirada de amostras tiveram o número de pessoas aumentado, trabalhando em forma de rodizio. Na Tabela 5 é mostrada a distribuição percentual da dose por grupo de trabalho e a Figura 23 mostra a dose individual acumulada em um determinado mês por cada IOE e a contribuição de cada atividade por IOE. O pessoal do projeto e apoio foi

desmembrado em abertura de amostra, retratamento de água e atividade não rotineira.

Tabela 5 - Distribuição da dose acumulada em um ano por grupo de trabalho

Distribuição da Dose Acumulada em um ano por Grupo de Trabalho				
Área de Atividade	Doses Coletivas	Número	Dose Média	Percentual
	(mSv)/ano	de pessoas	(mSv)/ano	Médio
Abertura de amostra	0,06	3	0,02	4%
Operação	1,49	27	0,06	12%
Manutenção	0,00	3	0,00	0%
Radioproteção	0,83	9	0,09	20%
Irradiação	4,14	20	0,21	44%
Retratamento da água	0,05	2	0,02	5%
Atividade não Rotineira	2,00	27	0,07	16%
Total	8,57	NA	NA	100%

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 23 - Dose do IOE por atividade no mês de novembro de 2015

Fonte: Autor da Dissertação

A partir de 2006 começamos a avaliar a dose coletiva o que não era feito antes. A figura 24 mostra a evolução das doses coletivas de 2006 a 2015.

Figura 24 - Dose Coletiva de 2006 a 2015

Fonte: Autor da Dissertação

Observamos que a dose coletiva vem diminuindo desde 2011, mesmo com o aumento da Potência do Reator. Sabemos que o aumento da potência implica no aumento do valor da radiação no saguão da piscina, no entanto em virtude dos procedimentos adotados pela supervisão de proteção radiológica este fator não contribuiu para as doses dos IOEs. No capítulo discussões iremos discutir detalhadamente estas diminuições nos valores das doses coletivas.

3.4.4 Monitoramento dos locais de trabalho

O programa de monitoramento dos locais de trabalho relacionado à tarefa é realizado através de monitores fixos instalados em áreas estratégicas ligados a sistemas importantes do Reator. Os valores são anotados em formulários próprios e a frequência é de quatro leituras por turno para os monitores fixos. Os valores são arquivados em bancos de dados e a análise é realizada pela Supervisão de Proteção Radiológica cujos resultados são

divulgados em relatórios mensais. O formulário (Figura 25) foi desenvolvido dentro do programa de controle de qualidade da instalação.

Figura 25 - Formulário dos monitores fixos

Acompanhamento dos Níveis de Radiação no Reator IEA-R1

Data: ____/____/20____ Operação: n.º: ____/____
 Início às: ____h ____min Crítico às: ____h ____min Potência: ____MW Desligado às: ____h ____min

Monitores de Área (µSv/h)												
N.º/h		10:00	12:00	14:00	16:00	18:00	20:00	22:00	00:00	02:00	04:00	06:00
1												
2												
3												
4												
5												
6												
7												
8												
9												

Monitores de Duto (cpm)												
1												
2												
3												
4												

Monitor - Antecâmara, Saguão da Piscina e Ar (cpm) - Gases Nobres (MBq/m³)												
A. C.												
S. P.												
Ar												
G. N.												

Rubrica do Técnico e Assinatura do Supervisor												
R. T.												
A. S.												

Observação: Os "TAGs" dos equipamentos estão listados no FM-CRO-1303-03 referente a essa operação.

FM-CRO-1303-05 V0

Fonte: http://qualidade.ipen.br/html_crpq/Atualização-cro/lista_mestras

São nove monitores de área utilizando detector Geiger-Muller(GM) denominado monitores de área (MA), 4 monitores de duto utilizando cintilador denominado monitor de duto (MD) , 1 monitor de ar (Ar) utilizando cintilador ,

um monitor de gás nobre (G.N) utilizando câmara de ionização , 2 monitor de contaminação com sonda panqueca sendo que um esta localizado na antecâmara(AC) e outro no saguão da piscina (SP) . A localização, função de cada detector e respectivos níveis de alerta e perigo são dados na Tabela 6.

Tabela 6 - Localização e função dos monitores fixos

Nº	Localização da sonda	Função	Nível de atuação	
			Alerta	Perigo
MA-1	3o andar - sob a ponte móvel do núcleo do reator, a direita do duto de exaustão de ar que sobe da superfície da piscina, para quem olha da sala de controle.	Monitorar a radiação proveniente do núcleo e dos contaminantes presentes na água da piscina. Obs. ligado à cadeia de desligamento automático do Reator	300 $\mu\text{Sv/h}$	1500 $\mu\text{Sv/h}$
MA-2	3o andar - sob a ponte móvel do núcleo do reator, a esquerda do duto de exaustão de ar que sobe da superfície da piscina, para quem olha da sala de controle.	Monitorar a radiação proveniente do núcleo e dos contaminantes presentes na água da piscina. Obs. ligado à cadeia de desligamento automático do Reator	300 $\mu\text{Sv/h}$	1500 $\mu\text{Sv/h}$
MA-3	3o andar - saguão da piscina, parede do prédio na face norte.	Medir o valor de radiações no saguão da piscina do reator como um todo, influenciados principalmente pela área de armazenamento de materiais na piscina.	150 $\mu\text{Sv/h}$	1500 $\mu\text{Sv/h}$
MA-4	1o andar – Em frente ao TI-8 sobre o corredor de passagem (sul) 100	Medir o valor de radiações gerado pelos tubos de irradiação nº 6, 7, 8, 9 e 10	100 $\mu\text{Sv/h}$	500 $\mu\text{Sv/h}$

MA-5	1o andar – Entre o TI-3 e o TI-4 sobre o corredor de passagem (oeste)	Medir, principalmente o BNCT o valor de radiações gerado pelos tubos de irradiação no 1, 2, 3, 4 e 6 Obs. ligado à cadeia de desligamento automático do Reator	100 $\mu\text{Sv/h}$	500 $\mu\text{Sv/h}$
MA-6	MA-6 1o andar - parede do edifício do reator, face leste, sobre os tubos de armazenamento de materiais radioativos	Medir o valor de radiações gerado pelos tubos de irradiação no 9, 10, 11, 12 e 14 e pelos tubos de armazenamento de material radioativo	100 $\mu\text{Sv/h}$	500 $\mu\text{Sv/h}$
MA-7	Porão – sobre a tampa do tanque de decaimento	Medir o valor de radiação da água proveniente do sistema de tratamento de água	1000 $\mu\text{Sv/h}$	3000 $\mu\text{Sv/h}$
MA-9	Porão – Entre os trocadores de calor, do Sistema de Resfriamento do Reator	Medir o valor de radiação da água do circuito primário que passa pelo trocador de calor.	500 $\mu\text{Sv/h}$	1500 $\mu\text{Sv/h}$
MD-1	2o andar - Sala de ar condicionado	Monitorar eventuais fugas de gases e poeiras radioativas que se formam nos tubos de irradiação, nos tubos de armazenamento de materiais radioativos ou nos arranjos experimentais do saguão do 1o andar	$1,0 \times 10^5$ cpm	$1,0 \times 10^6$ cpm
MD-2	3o andar - Saguão da piscina do reator, próximo à parede que separa a sala de controle	Monitorar a liberação de gases e poeira radioativa provenientes de materiais irradiados manuseados no saguão da piscina e gases formados na água da piscina	$1,0 \times 10^5$ cpm	$1,0 \times 10^6$ cpm

MD-3	4o andar - Sala de máquinas do Sistema de Exaustão, antes dos filtros absolutos e de carvão dos Sistemas de Exaustão Normal e de Emergência	Monitorar todo o ar do edifício	1,0x10 ⁵ cpm	1,0x10 ⁶ cpm
Ar	3o andar - Saguão da piscina do reator	Monitorar o ar sobre o núcleo do reator	8,0x10 ⁴ cpm	5,0x10 ⁵ cpm
G.N.	3o andar - Sala de controle	Monitorar o ar com o objetivo de detectar gases nobres radioativos gerados no núcleo do reator	0,51 MBq/m ³	5,1 MBq/m ³
S.P.	3o andar - Saguão da piscina do reator	Monitorar o ambiente do saguão da piscina		
A.C.	3º andar – Ante-camara	Monitorar pessoas que saem do saguão da piscina		

Fonte: Autor da Dissertação

Além das leituras dos monitores fixos é realizado monitoramento em pontos pré- estabelecidos com monitores portáteis com periodicidade de dois por turno de operação.

A Figura 26 representa o formulário deste monitoramento. Neste formulário os campos a serem preenchidos durante o monitoramento são repetidos três vezes porque quando o Reator opera em regime contínuo são necessários três dias para completar o ciclo de operação. No campo observação são identificados os pontos em que a taxa de dose ultrapassa 25,0µSv/h para alertar os IOEs. O formulário foi desenvolvido dentro do programa de controle de qualidade da instalação.

Figura 26 - Formulário do monitoramento de rotina

Monitoração dos Níveis de Radiação no 3º Andar do Reator IEA - R1

Data: ____/____/20____

Operação n°: ____/____

Potência: ____MW

Ponto	02:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	06:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	10:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	14:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	18:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	22:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)
A						
B						
C						
D						
Identificação do Equipamento						
"TAG"	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-
Rubrica						
Técnico						
Supervisor						

Data: ____/____/20____

Operação n°: ____/____

Potência: ____MW

Ponto	02:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	06:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	10:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	14:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	18:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	22:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)
A						
B						
C						
D						
Identificação do Equipamento						
"TAG"	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-
Rubrica						
Técnico						
Supervisor						

Data: ____/____/20____

Operação n°: ____/____

Potência: ____MW

Ponto	02:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	06:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	10:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	14:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	18:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)	22:00 γ ($\mu\text{Sv/h}$)
A						
B						
C						
D						
Identificação do Equipamento						
"TAG"	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-	RP-MPR-
Rubrica						
Técnico						
Supervisor						

Observações: * - Taxa de dose acima de 25,0 $\mu\text{Sv/h}$ *** - Área isolada

FM-CRO-1303-07 V0

Fonte: http://qualidade.ipem.br/html_crpq/Atualização-cro/lista_mestras

3.4.5 Locais de monitoramento e resultados obtidos

Os locais de monitoramento levaram em consideração os valores de radiação e os sistemas importantes de segurança do Reator IEA-R1. A sala de controle é o local de maior permanência e frequência de pessoas, no

entanto está isolada e distante do local de maior exposição que é a superfície da piscina. As taxas de exposições neste local são pequenas e o controle é realizado somente pelos dosímetros individuais que são obrigatórios nesta área. Os pontos de monitoramento e os detectores fixos foram distribuídos neste saguão conforme a Figura 27.

Figura 27 – Croqui do primeiro piso do Reator IEA-R1 identificando os monitores fixos de radiação e os pontos de monitoramento de rotina

Fonte: Autor da Dissertação

Os monitores 1, 2 e 3, simbolizado pelo triângulo, representam os monitores fixos de área (MA), sendo que os dois primeiros estão fixados acima do núcleo do reator no nível da piscina e o último está fixado na parede do lado oposto do núcleo do Reator. Os pontos de monitoramento rotineiro, simbolizados por uma elipse em verde, estão representados pelas letras A, B, C e D. Tanto os monitores fixos como os pontos de monitoramento rotineiro

representam os valores da radiação influenciados pelos radionuclídeos encontrados na água da piscina. Na Figura 28 são apresentados os valores médios da radiação pelos monitores fixos durante os últimos anos e na Figura 29 aqueles resultantes do monitoramento dos pontos.

Figura 28 - Valores Médios da radiação apresentados pelos monitores de área instalados no saguão da piscina em função do aumento de potência

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 29 - Valores Médios da radiação apresentados pelos monitores portáteis em função do aumento de potência no saguão da piscina

Fonte: Autor da Dissertação

Observa-se que em 2015 os valores tiveram tendências de queda, isto deve-se ao ritmo de operação do Reator que passou de contínuo para

descontínuo, ou seja passou a ligar e desligar diariamente de segunda-feira a quinta-feira.

Na casa de máquinas, apesar das taxas de doses serem elevadas, a permanência de pessoas durante a operação do Reator é proibida. No entanto três monitores de área foram instalados neste local para verificar se os sistemas importantes relacionados à segurança do Reator estão em perfeito funcionamento, como por exemplo o sistema de retratamento de água e o sistema primário de refrigeração do Reator. No primeiro piso três monitores foram instalados para verificar a eficiência da drenagem dos tubos de irradiação e das blindagens dos experimentos de física Nuclear. Na Figura 30 estão representados os locais onde estão instalados estes monitores.

Figura 30 - Croqui da sala de maquina e do primeiro piso do Reator

Fonte: Autor da Dissertação

Portanto estes dois locais contribuem muito pouco para as doses dos IOEs, no entanto é importante saber como os níveis de radiação se comportam durante a operação .A evolução das taxas de dose durante a operação e em um período de um ano são mostrados nas Figuras 31,32,33 e 34

Figura 31 - Evolução das taxas de dose durante a operação do Reator na casa de máquinas, representa a quantidade de leitura em cada dia de operação por semana (Período)

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 32 - Valores médios mensais das taxas de dose durante um ano na casa de máquinas

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 33 - Evolução das taxas de dose durante a operação do Reator no primeiro piso, representa a quantidade de leitura em cada dia de operação por semana(Período)

Fonte: Autor da Dissertação

Figura 34 - Valores médios mensais das taxas de dose durante um ano no primeiro piso

Fonte: Autor da Dissertação

Foram estabelecidos níveis de referência, que servem de parâmetro para identificar alguma anormalidade que venha a ocorrer durante operação.(Tabela 7)

Tabela 7 - Taxa de dose nas áreas comparada com o nível estabelecido

Novembro de 2015

Pontos	Valores em $\mu\text{Sv/h}$						Observação
	Nível			Leitura			
	Operacional	Alerta	Perigo	Min	Med	Máx	
MA-1	120	300	1500	39,2	82,8	102,0	
MA-2	120	300	1500	38,6	80,4	97,6	
MA-3	60	150	1500	17,4	32,7	43,6	
MA-4	50	100	500	1,3	1,7	2,1	
MA-5	50	100	500	5,0	6,0	6,6	
MA-6	30	100	500	0,5	0,8	1,2	
MA-7	500	1000	3000	99,0	110,1	140,0	
MA-8	1500	4000	8000	100,0	259,9	393,0	
MA-9	200	500	1500	102,0	120,8	141,0	

Fonte: Autor da Dissertação

3.5 Comparação com outros Reatores e a necessidade da Camada de água quente

3.5.1 Comparação com outros Reatores

Pasqualetto(1978)⁽²⁸⁾ e Baptista(1995)⁽²⁹⁾ em seus estudos sobre a interferência das impurezas na água da piscina do reator IEA-R1 verificaram que 98% da taxa de dose em sua superfície é decorrente de radioisótopos presentes na água e 2% causada pela radiação direta do núcleo do reator. Realizando uma comparação com quatro reatores de pesquisa denominados: IRL (5MW), Siloé (10 MW), Melusine (4MW) e IEA-R1 (4MW), verificaram que os principais elementos que contribuem para a taxa de dose são o ^{24}Na ($t_{1/2}=15\text{h}$), ^{27}Mg ($t_{1/2}=9,46\text{min}$) e ^{41}Ar ($t_{1/2}=1,83\text{h}$), chegando o ^{24}Na a contribuir com aproximadamente 50% da taxa de dose, sendo 2% do ^{24}Na resultante da ativação do ^{23}Na e 98% da reação $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$. Outros elementos como o

$^{16}\text{N}(t_{1/2}=7,13\text{s})$, resultante da reação $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$, contribuem de forma insignificante na taxa de dose da piscina se comparados ao ^{24}Na .

Shokr(2006)⁽³⁰⁾ realizou um estudo da taxa de dose na superfície da piscina do reator egípcio ETRR-2 de 22 MW de Potência (Figura 35), e mostrou que o radioisótopo que mais contribui no valor a radiação no topo da piscina é o ^{24}Na em virtude de sua meia-vida ser maior em relação aos outros radionuclídeos presentes.

Figura 35 – Reator ETRR-2 tipo piscina aberta 22MW de Potência

Fonte: Shokr(2006)⁽³⁰⁾

3.5.2 Camada de água quente

Para diminuir o valor da radiação na superfície da piscina, os estudos^(28,29,30) revelaram que um Sistema de Camada de Água Quente contribui para que este decréscimo ocorra. No topo da piscina, um circuito de aquecimento e purificação injeta água, por meio de difusores, a uma temperatura mais elevada que o restante da piscina e succiona água a 1,5 metros abaixo do nível de injeção, criando uma camada de água quente estabilizada no topo da piscina do reator. Esta camada atua como uma barreira, impedindo que a água contaminada com partículas radioativas na piscina atinja a superfície por movimento de convecção, o que elevaria a dose de radiação neste local. Esta instalação é comum nos reatores de pesquisa de

potências elevadas para auxiliar na proteção contra a radiação na superfície da piscina. Este circuito é denominado de CAQ (Circuito de Água Quente).

Um reservatório auxiliar de água, ligado ao circuito da CAQ, pode ser usado para elevar o nível da piscina e promover o seu transbordo para a remoção de partículas suspensas, assim, realizando a limpeza da superfície de água da piscina e mantendo a visibilidade do núcleo

O sistema da camada de água quente é formado por um circuito com duas bombas que atuam em redundância, duas resistências elétricas de aquecimento que são acionadas em conjunto apenas para a formação inicial da camada e por um sistema de decaimento, filtragem por resina e coluna de troca iônica para a sua purificação⁽³¹⁾. O diagrama da Figura 36 apresenta um modelo de instalação do circuito na piscina do reator⁽³²⁾.

Figura 36 - Diagrama do circuito da Camada de Água Quente

Fonte: Navarro,2010⁽³²⁾

Metcalf(2010)⁽³³⁾ cita em seu trabalho sobre a otimização do controle da camada de água quente no reator OPAL, que estudos da INVAP indicam que uma diferença de temperatura de 5 °C entre a CAQ e o restante

da piscina abaixo desta camada garante uma proteção radiológica eficaz do reator.

Shokr⁽³⁰⁾ realizou uma análise da radiação no topo do reator ETRR-2, de piscina aberta com potência de 22 MW que possui uma camada quente de 1,5 metros de espessura e diferença de 5 °C de temperatura para o restante da piscina. No estudo foi demonstrada a eficácia da camada de água quente na redução da dose de radiação na superfície da piscina, observada no gráfico apresentado por ele exposto na Figura 37 e a importância da purificação da água da CAQ

Figura 37 - Gráfico da taxa de dose de radiação e temperatura da piscina do ETRR-2

Fonte: Shokr, 2006⁽³⁰⁾

Na Figura 37 observa-se que no início da operação do reator a temperatura da água da piscina aumenta, promovendo a destruição da CAQ até aproximadas 6 horas de operação, quando a camada de água quente se restabelece. Neste intervalo a taxa de dose no topo da piscina atinge o seu valor máximo. Após 8 horas, a CAQ é estabilizada e a taxa de dose de radiação medida é inferior a 20 μSv/h, não apresentando risco ao operador. A dose de radiação anual máxima estipulada para um trabalhador de central

nuclear é de 20.000 μSv . No experimento deste gráfico, após 18 horas o circuito da CAQ é desligado o que provoca um aumento da dose de radiação medida na superfície da piscina. Após o desligamento do sistema de purificação da CAQ, a taxa de dose no topo da piscina sobe de forma não uniforme até a décima hora, quando faz-se necessário o desligamento do reator.

Lee et. al.(1999)⁽³⁴⁾ realizou um estudo da redução da radiação no topo da piscina do reator de pesquisa coreano HANARO de 30 MW. Neste reator, não estava previsto no projeto a instalação da camada de água quente em seu topo, porém, em virtude do valor de radiação medido ser superior ao desejado, tornou-se necessário a utilização do sistema de proteção. Observou-se que com a aplicação da camada quente a atividade no topo da piscina atingiu o valor de 1/30 do valor encontrado no fundo da piscina. Em decorrência desta menor atividade, Lee et. al. verificaram uma radioatividade 10 vezes menor do que a observada antes da instalação da camada de água quente.

Kim et. al.(2003)⁽³⁵⁾ efetuou um estudo do comportamento da camada de água quente na piscina do reator HANARO utilizando Códigos computacionais e verificou que o principal fator de destruição da camada se ocorre pela injeção de água do circuito de refrigeração da piscina a uma temperatura superior àquela da água da piscina, o que gera grande movimento convectivo e de mistura em seu topo. Esta injeção de água aquecida é decorrente do sistema de interconexão do sistema de refrigeração primário com o da piscina e ocorre no início de operação do reator, antes da piscina atingir seu equilíbrio térmico com a temperatura de injeção de seu sistema de refrigeração.

Ribeiro(1995)⁽³⁶⁾ realizou um estudo teórico da CAQ de um protótipo de reator de pesquisa baseado no reator francês Siloé de 10 MW. Em seu estudo, foi realizada a simulação numérica deste protótipo utilizando um código computacional próprio. Os resultados obtidos foram comparados com um experimento em escala reduzida 1/10 deste protótipo. No experimento, foram reproduzidos os sistemas de circulação de água que

interagem com a piscina, sendo monitorada a temperatura em diferentes pontos da CAQ.

Por meio da análise dimensional e pela comparação dos resultados numéricos e experimentais, Ribeiro⁽³⁶⁾ constatou que o número adimensional que melhor reproduziu o experimento em escala foi o Número de Froude, observando o mesmo comportamento da CAQ entre o experimento e simulação. Apesar do resultado obtido, o estudo de Ribeiro⁽³⁶⁾ apresentou algumas limitações, citadas pelo próprio autor em sua conclusão, dentre elas cita-se:

- Tanto para a simulação quanto para o experimento foi considerada uma geometria bidimensional. No caso do experimento um tanque de acrílico com 100 mm de profundidade;
- O código próprio utilizado é bem limitado, sendo a simulação numérica realizada em regime permanente e o escoamento unicamente laminar;
- As medições no experimento da CAQ foram feitas por um único termopar que necessitava ser deslocado para realizar o mapeamento de temperatura na região.

Desta forma, verificou-se que o estudo de Ribeiro⁽³⁶⁾ não foi capaz de analisar transientes que ocorrem no início de operação do reator, que é o período de maior perturbação na CAQ (SHOKR⁽³⁰⁾), por impossibilitar uma análise transiente pela limitação do código computacional e pela necessidade de movimentação do termopar no experimento, o que impede o registro de temperatura, posição e tempo de forma independente, além do domínio bidimensional e a simulação não serem uma representação satisfatória da piscina do reator.

4. DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

Neste capítulo analisaremos a vantagem de utilizar o dosímetro eletrônico em comparação com o DTL, os resultados práticos obtidos em virtude do controle que foi realizado pela equipe de proteção Radiológica em busca da Implantação do princípio ALARA e a decisão de não implantar o sistema de camada quente.

4.1 Monitoramento individual

4.1.1 Dosímetro eletrônico X DTL

Como já foi comentado anteriormente o dosímetro eletrônico Dosicard foi o escolhido para ser utilizado como referência para a implantação do sistema ALARA no Reator IEA-R1. Em seguida iremos discutir com detalhes o motivo desta escolha. Para exemplificar iremos analisar um grupo específico, que poderia ser qualquer grupo, pois não importa nesta análise a dose individual de cada IOE e sim o que cada dosímetro pode indicar. Na Tabela 8 estão indicados os valores de dose anual do Dosicard e do DTL dos últimos cinco anos do grupo de proteção radiológica.

Tabela 8 - Comparação entre dosímetros DTL e Dosicard

IOE	2011		2012		2013		2014	
	Eletr.	DTL	Eletr.	DTL	Eletr.	DTL	Eletr.	DTL
	μSv	μSv	μSv	μSv	μSv	μSv	μSv	μSv
CMC	317	0	188	0	321	0	168	0
EWS	463	0	175	0	111	0	131	0
EYT	18	0	26	0	79	0	29	0
FLR	299	0	292	0	208	0	270	0
HSR	394	0	234	0	472	0	177	0
RBL	266	0	95	0	58	0	29	0
RNC	332	0	106	0	124	0	188	0
VRJ	321	0	229	0	701	0	261	0
Dose coletiva	2410	0	1345	0	2074	0	1253	0

Fonte: Autor da Dissertação

Os IOEs estão indicados por siglas .No caso do DTL o relatório emitido pelo laboratório de dosimetria indica a letra “M” para valores inferiores ao nível de registro (0,20 mSv/mes), na soma dos doze meses para obter o valor anual o “M” considerado como zero. Pela tabela observamos que todos os IOEs nos últimos quatro anos pelo dosímetro DTL receberam doses inferiores ao nível de registro ou seja receberam zero de dose. Isto gerou um problema para implantação do nível de referência adotado de 3,0 mSv/ano. Caso um IOE recebesse 0,19 mSv em cada mes do ano a dose anual seria de 2,28 mSv ,mas por ser inferior ao nível de registro anual é computado como zero. Esta situação dificulta a análise das evoluções das doses dos IOEs inferiores a 2,28 mSv/ano, pois dá a entender que se for computado como zero nenhum procedimento deve ser tomado para evitar que o IOE atinja o valor de 3,0 mSv/ano.Neste caso se um IOE receber em um mês 0,75 mSv pelo DTL o valor a ser registrado será de 3,03 mSv(soma de 2,28mSv com 0,75mSv), portanto acima do nível de referencia estipulado.

No caso do Dosicard, os valores de doses são indicados mesmo para valores inferiores ao nível de registro. Isto permitiu obter um valor, diferente de zero,que pudesse ser comparado com o nível de referência de 3,0 mSv/ano estabelecido pelo programa ALARA da instalação. Outro fator importante é a dose coletiva, que no caso do Reator foi estabelecido um limite de 0,1 pessoa.Sv por ano. Pelo DTL seria impossível a comparação, pois pela tabela notamos que a dose coletiva(Soma das doses de todos os IOEs) é zero.Já pelo Dosicard os valores são bem definidos e refletem a evolução das doses durante estes anos.

4.1.2 Análises dos resultados das doses individuais e coletivas dos IOEs

Nos gráficos das Figuras 23 e 24 estão representados a evolução dos valores das doses individuais por tarefa e coletivas dos IOEs. Nesta subseção iremos detalhar como esta evolução ocorreu , os grupos que receberam as maiores doses e as medidas tomadas para diminui-las.Para esta análise listaremos em tabela as doses dos IOEs por atividade desenvolvida no Reator IEA-R1.

O primeiro grupo é o de apoio e projeto(Tabela 9).Em 2006 a maioria das doses estavam concentradas entre 200 μ Sv e 1000 μ Sv .A partir de 2013 as doses acima de 500 μ Sv zeraram e doses abaixo de 200 μ Sv tiveram um aumento.Nota-se que a partir de 2010 as doses do IOE AJF foram superiores a 500 μ Sv ,chegando a ultrapassar 1000 μ Sv em 2011.Na época foi descoberto que este IOE mantinha o celular junto com o Dosicard, testes realizados, detetaram que o sinal do celular causava interferencia no Dosicard. Isto explica o aumento das doses entre 200 μ Sv e 1000 μ Sv neste período, tanto que a partir de 2013 praticamente zeraram as doses acima de 500 μ Sv e praticamente se concentraram abaixo de 200 μ Sv o que se mantém até nos dias atuais, exceção aos IOEs AJF e EAL que faz parte do rodízio no grupo de irradiação.

Tabela 9 - Doses dos IOEs de projeto e apoio através do Dosicard

ANO	Apoio e Projeto									
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
IOE	μ Sv									
AMN	216	232	340	17	4	31	65	19	4	27
PSS	37	51	79	91	67	58	43	60	39	AF
GPS	AF	AF	AF	AF	20	AF	13	34	16	4
EAL	642	154	392	334	299	565	368	218	349	110
AJF	685	154	145	209	687	1033	775	300	384	378
ACAV	438	301	204	311	287	315	132	172	96	47
JMA	AF	AF	AF	AF	AF	AF	238	20	6	AF
Dose Média	404	178	232	192	227	400	233	118	128	113
Dose Coletiva	2018	892	1160	962	1364	2002	1634	823	894	566
	abaixo de 200 μ Sv		AF-Afastado							
	Acima de 200 μ Sv									
	Acima de 500 μ Sv									
	Acima de 1000 μ Sv									

Fonte:Autor da Dissertação

Em amarelo encontra-se a dose média de todos os IOEs naquele ano e a respectiva dose coletiva.

O segundo grupo é o da irradiação(Tabela 10).Este grupo é responsável pelo controle dos materiais que são irradiados no núcleo do Reator, portanto participa efetivamente do descarregamento destes materiais. Isto reflete em um maior número de IOEs com doses acima de 500 μ Sv. A partir de 2006 para diminuir a dose individual deste grupo passamos a orientar que outros IOEs participassem do descarregamento dos materiais irradiados. Isto surtiu efeito até 2010.Em 2011 as dose voltaram a subir. Orientamos, por

meio de treinamento, a importância do rodízio e de determinados procedimentos errados que estavam sendo realizados e novamente as doses diminuíram.

Tabela 10 - Doses dos IOEs do grupo de irradiação medidas pelo Dosicard

ANO	Irradiação									
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
IOE	µSv									
ACIR	1007	292	709	758	443	1067	692	259	181	607
CSN	1558	479	734	976	836	1171	750	547	701	467
EA	842	349	881	1082	799	759	AF	AF	AF	AF
OSW	1042	381	990	593	169	AF	AF	AF	AF	AF
TCL	1079	392	558	694	763	1069	1195	452	540	548
DBM	AF	AF	AF	AF	158	468	333	358	300	682
DGS	AF	AF	AF	AF	AF	AF	AF	102	614	541
Dose Média	1106	379	775	821	528	907	743	344	467	569
Dose Coletiva	5528	1893	3872	4103	3168	4534	2970	1718	2336	2845
	abaixo de 200µSv	AF-Afastado								
	Acima de 200 µSv									
	Acima de 500 µSv									
	Acima de 1000 µSv									

Fonte: Autor da Dissertação

No grupo de operação (Tabelas 11), em 2006 quase metade dos IOEs receberam doses acima de 500µSv, ao longo dos anos este percentual diminuiu chegando a zero em 2014 . Isto ocorreu porque os operadores receberam treinamentos e orientações que contribuíram para diminuição das doses.

Tabela 11- Doses dos IOEs do grupo da operação através do Dosicard

ANO	Operação									
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
IOE	µSv									
AJSN	533	372	431	372	209	293	54	114	47	24
ESL	195	238	33	153	450	361	117	525	383	48
HTM	AF	337	504	170	470	520	484	381	263	253
SPS	142	200	7	217	177	186	103	260	313	98
ALP	650	826	308	458	520	784	670	361	143	117
IS	699	702	463	701	181	257	AF	AF	AF	AF
JRB	697	668	356	520	421	422	234	288	223	301
JRM	460	120	62	155	152	504	174	22	65	108
JBMT	104	43	80	233	222	473	347	176	160	95
WRF	152	14	185	210	718	367	170	506	435	131
RF	56	233	62	19	AF	AF	AF	AF	AF	AF
CCM	AF	AF	AF	AF	AF	319	462	525	340	159
JAB	AF	AF	AF	23	267	223	312	347	190	111
Dose Média	369	341	226	269	344	392	284	319	233	131
Dose Coletiva	3688	3753	2491	3231	3787	4709	3127	3505	2562	1445
	abaixo de 200µSv	AF-Afastado								
	Acima de 200 µSv									
	Acima de 500 µSv									
	Acima de 1000 µSv									

Fonte: Autor da Dissertação

No grupo de manutenção (tabela 12), as doses estão concentradas entre 200 μSv e 500 μSv , pois as atividades são previsíveis e o controle das doses são bem eficazes, conforme é comprovado na porcentagem no decorrer dos anos. O IOE CAL é responsável pela manutenção da câmara de fissão, a partir de 2009 a mesma precisou de vários reparos o que contribuiu para o aumento de dose deste IOE.

Tabela 12- Doses dos IOEs do grupo da manutenção medidas pelo Dosicard

ANO	Manutenção									
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
IOE	μSv									
MRC	323	231	210	198	85	114	384	368	464	334
GFM	247	930	414	163	443	295	230	363	273	251
MOM	207	133	57	153	210	263	AF	396	124	455
MI	461	159	74	159	525	504	330	AF	AF	AF
CAL	164	81	72	332	303	322	399	445	566	921
Dose Média	280	307	165	201	313	300	336	393	357	490
Dose Coletiva	1402	1534	827	1005	1565	1498	1343	1572	1427	1961
	abaixo de 200 μSv		AF-Afastado							
	Acima de 200 μSv									
	Acima de 500 μSv									
	Acima de 1000 μSv									

Fonte: Autor da Dissertação

O grupo de proteção radiológica (Tabela 13) participa de praticamente todos os eventos que envolvem doses, no entanto os cuidados destes profissionais fazem com que seja o grupo que em termos de percentual recebem menos dose.

Tabela 13- Doses dos IOEs do grupo da Proteção Radiológica medidas pelo Dosicard

ANO	Proteção Radiológica									
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
IOE	μSv									
CAC	395	337	338	287	976	431	AF	AF	AF	AF
CMC	138	AF	38	254	145	317	188	321	168	109
EAP	AF	AF	AF	AF	AF	AF	AF	AF	99	176
EWS	150	59	120	148	249	463	175	111	131	114
EYT	70	232	94	47	100	18	26	79	29	35
FLR	280	188	137	321	57	299	292	208	270	56
HRS	430	257	172	283	608	394	234	472	177	62
RBL	236	306	234	128	302	266	95	58	29	60
RNC	601	345	375	303	253	332	106	124	188	106
VRJ	308	161	165	158	229	321	229	701	261	192
SL	237	785	350	455	350	AF	AF	AF	AF	AF
Dose Média	285	297	202	238	327	316	168	259	150	101
Dose Coletiva	2845	2670	2023	2384	3270	2841	1345	2074	1352	910
	abaixo de 200 μSv		AF-Afastado							
	Acima de 200 μSv									
	Acima de 500 μSv									
	Acima de 1000 μSv									

Fonte: Autor da Dissertação

Quando consideramos todos os grupos juntos (Tabela 14) verificamos que em 2015 o percentual dos IOEs que receberam doses inferiores a 200 μ Sv aumentou em relação aos anos anteriores e as doses acima de 200 μ Sv diminuíram. No entanto as doses acima de 500 μ Sv aumentaram ,isto se deve ao aumento de dose do pessoal da irradiação. O motivo deste aumento foi que o ritmo de operação no ano de 2015 foi alterado, ou seja, o Reator deixou de operar contínuo e passou a ligar e desligar todos os dias da semana implicando na retirada de materiais irradiados neste período.

Tabela 14- Dose Coletiva, Potência do Reator e porcentagens das doses de 2006 à 2015

D.Coletiva (μ Sv,pessoa)	15481	10742	10373	11685	13154	15584	10419	9692	8571	7727
Potência	3,5MW	3MW	3MW	3,5MW	3,5MW	4MW	4,5MW	4,5MW	4,5MW	4,5MW
Ano	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
<200 μ Sv	28,60%	34,30%	47,20%	40,54%	31,60%	13,90%	41,20%	37,14%	51%	64,71%
>200 μ Sv	40%	50,00%	36,10%	40,50%	45%	61,00%	44,10%	48,60%	37,14%	20,60%
>500 μ Sv	20%	14,30%	16,70%	16,20%	23,70%	13,90%	11,76%	14,30%	11,42%	14,71%
>1000 μ Sv	11,43%	0%	0%	2,70%	0%	11,10%	2,90%	0%	0%	0%

Fonte: Autor da Dissertação

Isto reflete a importância do controle das doses dos IOEs por atividade executada, que apesar do valor da radiação subir em virtude do aumento da potência, as doses estão controladas e vem diminuindo ao longo dos anos.

4.1.3 Análises dos resultados do monitoramento do local de trabalho

O monitoramento do local de trabalho serviu como parâmetro para identificar o aumento da taxa de dose no local devido ao aumento da potência do Reator. Pela Figura 28 da página 72 existe uma tendência de subida a partir de 2008, o que coincide com o gráfico da Figura 16 da página 58 que retrata o aumento das atividades dos principais contaminantes que influenciam na elevação da radiação no saguão da piscina. Como estes detectores são fixos nota-se que a variação é mínima e verifica-se claramente

a tendência de subida. Isto não ocorre no gráfico da Figura 29 da página 72, onde a variação é grande entre 80 $\mu\text{Sv/h}$ e 140 $\mu\text{Sv/h}$ nos pontos C e D, isto devido ao fato do monitoramento ser realizado por técnicos de Proteção Radiológica e como estes pontos estão localizados na superfície da piscina nem sempre o posicionamento do detector é realizado de maneira uniforme. No ponto B o posicionamento é mais uniforme existindo pouca variação verificando uma tendência de aumento.

4.2 Avaliação do uso da camada de água quente e de outros meios

No projeto original, do Reator IEA-R1, estava especificado um sistema de camada de água quente, cuja principal finalidade era de diminuir as doses na superfície da piscina, uma vez que tinha sido projetado para operar em 5MW. Porém, sempre operou em 2,0MW e de maneira descontínua, portanto este sistema foi desativado. Com a decisão de operar o Reator em 5MW e de forma contínua foi necessário fazer um estudo, dentro das Normas de Radioproteção, para verificar a necessidade de reimplantação desse sistema. Este estudo foi realizado em 1997⁽³⁷⁾, porém apesar do Reator nesta época já estar operando de modo contínuo, ainda operava em 2,0MW. Somente em um período de seis meses entre 1997 e 1998 o Reator operou em 5,0MW. Depois deste período voltou a operar em 2,0MW aumentando gradativamente sua potência até 4,5MW em 2011. Portanto os dados para realizar o estudo citado anteriormente a 1997 utilizaram dados teóricos. Iremos atualizar estes estudos com os dados já obtidos com o Reator operando em 4,5MW em modo contínuo em um período maior de 2011 a 2015.

Como foi citado anteriormente a Norma da CNEN⁽⁹⁾ diz que é necessário cumprir três princípios básicos, a saber: Princípio da Justificação, Princípio da Otimização, Princípio da Limitação de Dose Individual.

No caso, cabe a Proteção Radiológica analisar o Princípio da Otimização e o Princípio da Limitação de Dose Individual. A seguir encontra-se a análise desses dois itens.

4.2.1 Princípio da Otimização

Para o princípio de otimização, segundo Normas nacionais⁽⁹⁾, é necessário obedecer à equação seguinte :

$$(X + \alpha \cdot S_E) \text{ min}$$

Onde:

X = custo de proteção para cada opção.

S_E = dose efetiva coletiva das pessoas que estão expostas no saguão da piscina do Reator.

αS_E = Custo do detrimento, sendo α um coeficiente monetário que exprime o custo relativo ao dano biológico por Sv de exposição.

Para efeito de cálculo considerou-se que 15 pessoas realizam trabalhos no saguão da piscina, durante a operação do Reator e permanecem menos que 0,5 horas por dia.

A maior taxa de dose a um metro sobre a superfície da piscina se manteve em 160,1 $\mu\text{Sv/h}$ em 2014, considerando os últimos anos que operou a 4,5 MW conforme Tabela 15 e representa o local de maior permanência dos IOEs, a qual esta representada pela letra B na Figura 38.

Tabela 15- Valores de Monitoramento com Detectores portáteis em pontos pré-estabelecidos

Ano(Potencia)	Pontos $\mu\text{Sv/h}$			
	A	B	D	E
2012(4,5MW)	4,6	103,4	94,6	89,1
2013(4,5MW)	5,8	122,9	109,5	103,6
2014(4,5MW)	5,1	160,1	125,1	127,9
2015(4,5MW)	4,4	108,9	78,9	80,2

Fonte: Autor da Dissertação

Considerando que o Reator opera três dias por semana e como no ano temos 40 semanas, o valor da dose coletiva será de:

$$S_E = 160,1 \mu\text{Sv/h} \times 0,5 \text{ h/dia} \times 3 \text{ dia/sem} \times 40 \text{ sem/ano} \times 15 \text{ pessoa} = 144,1 \text{ mSv.pessoa/ano.}$$

Figura 38 Local de maior permanência dos IOEs : ponto B

Estudos realizados por Pasqualetto⁽²⁸⁾ verificou, que com a implantação do sistema de camada quente, o valor da dose efetiva coletiva diminuiria de um fator 8. Por outro lado o valor do custo de proteção passa de zero para U\$50000 (custo de implantação). Considerando que o sistema tem uma vida útil de 40 anos e que conforme o fornecedor o preço de manutenção aumenta, em cada ano, em virtude da vida útil de seus componentes, sendo, o mais barato com menos vida útil e os mais caros com maior vida útil, foi fornecido um valor médio de U\$20000 acumulado nos próximos vinte anos e mais U\$30000 nos vinte anos restantes. Desta maneira considerando como opção A aquela sem sistema de água quente teremos que o custo de proteção X será igual a zero e para a opção B com a existência do sistema de água quente teremos:

$$X = \text{U\$ } (50000 + 20000 + 30000) = \text{U\$ } 1000000$$

Como o governo desembolsa a verba sempre que haja necessidade e de acordo com o programado, não se considerou o empréstimo ou os juros, mas, simplesmente, diluiu-se, a quantia a serem gastos uniformemente nos próximos 40 anos. Neste caso, o custo X por ano será de:

$$\text{U\$ } X/\text{ano} = \text{U\$ } / \text{ano } 100000/40 = \text{U\$ } 2500/\text{ano}$$

Sendo o valor de α (coeficiente monetário por unidade de dose) para o nosso país de U\$10/ mSv.pessoa⁽⁹⁾

Para a opção A tem-se:

$$\text{U\$ } (X/\text{ano} + \alpha S_E) = \text{U\$ } (0 + 10 \times 144,1) = \text{U\$ } 1441$$

Para a opção B (Lembrando que a dose efetiva coletiva na opção B é 8,0 vezes inferior àquela da opção A) tem-se:

$$\text{U\$ } (X/\text{ano} + \alpha S_E) = \text{U\$ } (2500 + 10 \times 18) = \text{U\$ } 2680$$

Pelo princípio de otimização o resultado da equação seguinte:

$(X/\text{ano} + \alpha S_E)$ deve ser mínima.

Portanto a opção A é aquela que satisfaz esse requisito.

4.2.2 Princípio de limitação de dose

Para o princípio da limitação de dose individual, segundo Safety Series 115 ⁽¹⁰⁾ , os valores de dose interna e externa devem ser somados. Esta soma deve ser comparada com os limites primários.

Para a operação do reator a 5,0MW, considerando que o trabalhador permanece 0,5 hora por semana num total de 40 semanas por ano o valor de $H_{i,d}$ será o S_E dividido pelo numero de IOEs que é 15 ou seja:

$$H_{i,d} = \frac{S_E}{15} = 9,6 \text{ mSv/ano}$$

O valor da dose interna para inalação no Reator é zero segundo análises de corpo inteiro realizado anualmente pelos IOEs. Portanto somente será considerado o valor de dose externa que é de 9,6mSv/ano. Este valor se comparado com os limites da norma CNEN 3.01⁽⁹⁾ e do ICRP-60⁽¹¹⁾ cumpre perfeitamente com as legislações tanto nacionais como internacionais, porém não cumpre o limite de referência estipulado de 3,0 mSv.a⁻¹.

4.3 Opções de proteção e segurança analisando a necessidade de se aplicar o princípio ALARA

A menos que a CNEN solicite especificamente, a demonstração de otimização de um sistema de proteção radiológica, conforme CNEN NN 3.01⁽⁹⁾, é dispensável quando o projeto do sistema assegura que, em condições normais de operação, se cumpram as duas seguintes condições:

- a) a dose efetiva anual média para qualquer IOEs não excede 1,0 mSv;
- b) a dose efetiva coletiva anual não supera o valor de 1,0 pessoa.Sv.

No caso do Reator IEA-R1 a CNEN solicitou um estudo para implantação de um sistema ALARA, pois alguns IOEs ultrapassavam a dose anual de 1 mSv por ano, mesmo sabendo que a dose média anual ficaram abaixo deste valor. Também solicitou que avaliasse a necessidade de implantação do sistema de camada quente em virtude do aumento da potência do Reator à 5,0 MW. No presente trabalho mostramos o resultado das decisões tomado pelo serviço de radioproteção do Reator em função das exigências da CNEN. Na Tabela 16 representamos a dose média dos IOEs, considerando a média de 5 anos. Apesar dos resultados serem satisfatórios e serem inferiores a 1 mSv algumas sugestões de segurança podem ser introduzidas, porém, caso estas sugestões impliquem em custos deve ser realizada uma análise de otimização.

Tabela 16 Média de cinco anos de cada IOE

IOEs	Média de 2006 a 2010	Média de 2011 a 2015
	mSv	mSv
AJF	0,376	0,623
ACIR	0,642	0,550
CSN	0,917	0,792
TCL	0,697	0,814

Fonte: Autor da Dissertação

5. FUTUROS TRABALHOS

1. Avaliar necessidade de novos sistemas de segurança relacionado a reduzir doses, aplicando principio de otimização
2. Comparar os equipamentos dosicard e DTL no uso do programa ALARA ,verificando a tendência em relação a outros países principalmente a oficialidade da dosimetria eletrônica.
3. Quando houver demanda para o aumento da potência do Reator para 5MW, deverá ser realizado também um novo estudo verificando a alteração das doses e, se possível, a tendência para quando o Reator estiver operando contínuo.
4. Ampliar o estudo para as outras áreas do Centro de Pesquisa de Reatores (CRPq), como radioquímica e física nuclear que não estão no escopo deste trabalho.
5. Efetuar um trabalho para exposições potenciais, isto é, aquelas exposições que podem ser previstas com probabilidade de ocorrência, mas que nem sempre ocorrem; são consideradas condições anormais , específico para o Reator IEA-R1.
6. Implantar um controle das doses de nêutrons e estudar as doses individuais dos IOEs para Nêutrons ainda que os valores são inferiores aos dos causados pela radiação gama
7. Implantar um controle ambiental para descargas de material radioativo ao meio ambiente com equipamentos apropriados, já adquiridos pela instalação, utilizando o Princípio ALARA.

6. CONCLUSÃO

Os seis objetivos descritos no Capítulo 1, item 1.4 que era a proposta do presente trabalho foram cumpridos e descritos no presente trabalho. Pelo que foi relatado no subcapítulo 4.2.2, caso o trabalhador permaneça meia hora por semana no ponto de maior taxa de dose no saguão da piscina a dose individual, teoricamente, ultrapassaria 5 mSv/ano (recomendação de normas internacionais^(11,13,17)) e também ultrapassaria o limite de 3mSv estabelecido pelo nível de referência da instalação. No entanto pelo estudo feito das doses individuais dos IOEs a maior dose registrada por um IOE foi de 1,6 mSv em 2006. Pela tabela 14 verificamos ainda, que mesmo aumentando a potência do Reator e conseqüentemente as taxas de doses aumentarem em virtude do aumento das atividades das impurezas da água da piscina (Ar,Na e Mg) os valores de doses individuais e conseqüentemente as doses coletivas vem diminuindo. Isto ocorreu porque o serviço de Radioproteção vem exercendo um programa eficaz no controle das tarefas e das doses dos IOEs cumprindo com rigor o princípio ALARA.

Estudo de otimização comprovou também que a opção da camada de água quente não é viável no atual ritmo de operação do Reator. É um sistema de custo elevado e requer manutenção constante e não se justifica pelos valores das doses individuais existentes. Outros procedimentos como rodizio de IOEs nas tarefas e controle de tempo de permanência no saguão da piscina tonaram-se eficazes para diminuição das doses individuais . Com isto o Nível de Referência estabelecido de 3,0 mSV/ano foi atendido e cumpriu com a recomendação do ICRP^(11,13,17).

A importância do programa de monitoramento e controle total das atividades dos IOEs é fator primordial para que o programa ALARA apresente o resultado esperado. A economia e a segurança alcançado pela equipe de Proteção Radiológica do Reator resultou em mais credibilidade e motivou a

equipe a perseguir melhorias que viabilize a operação de forma segura e que a sociedade possa se beneficiar desta atividade.

Outro fator importante é que as doses individuais nem sempre acompanham o aumento das taxas de doses do saguão da piscina, conforme o monitoramento das áreas de trabalho, pois o tempo de permanência do IOE neste local é controlado.

Algumas melhorias podem, no futuro, serem incorporadas para diminuir ainda mais as doses dos IOEs, isto é assumir como nível de referência de limite de dose o nível de registro nacional de 0,2 mSv/mês perfazendo 2,4 mSv/ano, em vez do atual 3 mSv/ano. Neste sentido, podem ser destacada a implantação de um sistema automático que transfira o material irradiado no núcleo do Reator para os setores de uso sem a interferência do IOE. No entanto qualquer opção que gere custo deverá ser realizado um estudo de otimização.

7. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 TERREMOTO, I. A. A. ***Apostila Fundamentos de Tecnologia Nuclear-Reatores***, Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares ,2004, São Paulo Disponível em <<http://sites.google.com/site/fundamentos.com.br>> Acesso em 08/05/2014.
- 2 BAC **Bhabha Atomic Research Centre**, Departamento de Energia Atômica da Índia, Disponível em <http://www.barc.gov.in/reactor/index.html?tab=1tabbed> acesso em 09/12/2014.
- 3 IAEA, ***Research Reactor Database***, Disponível em :<<https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?rf=1>> acesso em 11/11/2015.
- 4 GORDON, A.M.L. ***Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares(1956-2000): um estudo de caso à luz da história da ciência, da tecnologia e da cultura brasileira***.2003.Tese (Doutorado) – Universidade de São Paulo, São Paulo.
- 5 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN), ***Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1***.Disponível em <<http://intranet.ipen.br/> Acesso em 16/11/2014.
- 6 KAPLAN I., ***Nuclear Physics***, Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading (1977).

- 7 WRIXON, A.D.; BARRACLOUGH, I.; CLARK, M.J. ***RADIATION, PEOPLE AND THE ENVIRONMENT*** Printed by the IAEA in Austria, February 2004 IAEA/PI/A.75 / 04-00391.
- 8 CEMBER, H., ***Introduction to Health Physics***, Northwestern University, New York, USA, 1983.
- 9 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, ***Norma NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica"***, Resolução nº 164/14, Rio de Janeiro, 2014.
- 10 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources***. IAEA, Vienna, 1996 (Safety Series No. 115).
- 11 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ***Recommendations of the international commission on radiological protection***. ICRP 60, Vienna, 1991 (Publication 60).
- 12 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION; ***Implications of Commission Recommendations that Doses be Kept as Low as Readily Achievable***. ICRP 22, 1973.
- 13 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION ***"Cost – Benefit Analyses in the Optimization of Radiation Protection"*** ICRP Publication 37 Ann. ICRP 10(2-3), 1983.
- 14 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ***Optimization and decision-making in radiological protection***. ICRP, Vienna, 1989 (Publication 55).
- 15 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. ***Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources***. ICRU, Bethesda, 1985 (Publication 39).

- 16 CLAUS, W. D. ***What is health physics?*** Health Physics Journal, 1: 56-61, 1958.
- 17 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ***Recommendations of the international commission on radiological protection.*** ICRP, Vienna, 1977 (Publication 26).
- 18 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Basic safety standards for radiation protection.*** ICRP, Vienna, 1982 (Safety Series No. 9).
- 19 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ***General principles for monitoring of radiation protection of workers.*** ICRP, Vienna, 1982 (Publication 35).
- 20 INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. ***Principles for the radiation protection of workers.*** ICRP, Vienna, 1997 (Publication 75).
- 21 RODRIGUES, D.L., ***Otimização no Controle dos Valores de Radiação nas dependências do Cíclotron de 30 Mev do IPEN***, 2002. Dissertação de Mestrado – Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- 22 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Basic principles for occupational radiation monitoring.*** IAEA, Vienna, 1987 (Safety Series No. 84).
- 23 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Basic requirements for personnel monitoring.*** IAEA, Vienna, 1980 (Safety Series No. 14).

- 24 INSTITUTO DE PESQUISA ENERGÉTICAS E NUCLEARES,
Procedimentos Gerenciais - PG-CRPq-1302 "Programa ALARA".
06/07/2007, IPEN-CNEN/SP.
- 25 GARAY, P.N. ***Bigger and better swimming-pool reactors***. Nucleonics, 1958.
- 26 PIERONI, R.R. ***Níveis de radiação observados com o IEA-R1 operando em potência***. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1960.
- 27 TIBERGHIEM, R. ***Chaine de puissance "azote 16" sur le circuit de réfrigération de Melusine***. Grenoble, França, CEA-Centro d'Études Nucléaires, 1962.
- 28 PASQUALETTO, HERTZ, ***Níveis de Radiação na Superfície da piscina do Reator IEA-R1***. Dissertação de Mestrado. IEA 064.07/78
- 29 BAPTISTA, F., ***"Desenvolvimento do sistema da camada quente do reator IEA-R1 do IPEN"***, IPEN-CNEN, São Paulo (1995).
- 30 SHOKR, A. M., ***"Performance analyses of the pool-top radiation level reduction system at the ETRR-2 research reactor"***. Kerntechnik, vol. 71, p. 130-133, (2006).
- 31 SCHWEIZER, FERNANDO LAGE ARAÚJO, ***Análise Numérica e Projeto de Experimento em escala do sistema da camada de água quente do Reator Multipropósito Brasileiro***, Universidade Federal de Minas Gerais, outubro 2014.
- 32 NAVARRO, M. A. ***Descrição de sistema – Camada quente e purificação***. CNEN. Relatório Técnico: RMB-11200-MS-001 (2010).
- 33 METCALF, P., ***"Distributed Control system: Linear design options and analysis for a reactor hot layer system"***, IEEE International Conference on Control applications, p. 2421-2425, (2010).

- 34 LEE, S. et al. ***“Reduction of the pool-top radiation level in HANARO”***, JAERI –conf, p. 124 – 129, (1999).
- 35 KIM H., HAN G. Y., ***“Flow Characteristics of the HANARO Reactor Pool”***, 9th Meeting of the International Group on Research Reactors, (2003).
- 36 RIBEIRO, R. ***“Análise experimental e computacional da camada de água quente para proteção radiológica em reatores de piscina”***, Dissertação de mestrado. Escola politécnica de São Paulo, (1995).
- 37 TOYODA, EDUARDO; GORDON, ANA MARIA PINHO LEITE; SORDI, GIAN-MARIA A. A. ***Justificativa de implantação de um sistema de camada quente na piscina do Reator IEA-R1***, lpen CNEN-SP, 1997.