AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**Considerações sobre o descomissionamento do reator de pesquisa IEA-R1 e
futuro de suas instalações após o seu desligamento**

Roberto Frajndlich

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

**Orientador:
Prof. Dr. Rajendra Narain Saxena**

**São Paulo
2014**

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

**Considerações sobre o descomissionamento do reator de pesquisa IEA-R1 e
futuro de suas instalações após o seu desligamento**

Roberto Frajndlich

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

**Orientador:
Prof. Dr. Rajendra Narain Saxena**

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

São Paulo
2014

À Vivianne, Rafael, Livia e à minha neta Ana

AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, a quem devo toda a minha formação profissional e acadêmica.

Ao Centro do Reator de Pesquisa do IPEN-CNEN/SP e aos amigos da operação, manutenção e proteção radiológica onde trabalhei grande parte da minha vida profissional.

Ao Prof. Dr. Rajendra Narain Saxena, meu orientador e amigo.

Ao Dr. Mauro da Silva Dias e à Dra. Marina Fallone Koskinas, responsáveis pelo Laboratório de Metrologia Nuclear do IPEN-CNEN/SP, pelas análises por espectrometria gama das amostras utilizadas na parte experimental deste trabalho.

À Dra. Vera Lucia Ribeiro Salvador, responsável pelo Laboratório de Fluorescência de Raios-X do IPEN-CNEN/SP, pelas análises químicas das amostras de concreto.

Ao Dr. Paulo de Tarso Dalledone Siqueira, do Centro de Engenharia Nuclear do IPEN-CNEN/SP, por sua ajuda nos cálculos neutrônicos.

À Antonio Carlos Alves Vaz, do Centro do Reator de Pesquisas do IPEN-CNEN/SP, por sua ajuda nas contagens das amostras no espectrômetro gama realizadas no Laboratório do CRPq.

Ao Dr. Reynaldo Pugliesi, do Centro do Reator de Pesquisas do IPEN-CNEN/SP, por sua ajuda na parte experimental.

Ao colega Reinaldo Leonel Caratin, do Centro do Combustível Nuclear (CCN), por sua ajuda na confecção dos cilindros de concreto com barita utilizados no segundo experimento deste trabalho.

À Mery Piedad Zamudio Igami por sua ajuda na revisão bibliográfica.

Aos colegas da Gerência de Rejeitos Radioativos pelo fornecimento da barita utilizada na construção dos cilindros de concreto, pela formação disciplinar e apoio dos Drs. José Claudio Dellamano, Roberto Vicente e Júlio Takehiro Marumo.

Ao Dr. Paulo Ernesto de Oliveira Lainetti, do Centro de Química e Meio Ambiente (CQMA), pela ajuda na realização deste trabalho.

Ao Dr. Kurt Lauridsen e sua equipe, do Riso National Laboratory, Roskilde, Dinamarca, pela oportunidade de um estágio que realizei nas instalações descomissionadas e em fase de descomissionamento desse Laboratório que foram fundamentais para o meu conhecimento e desenvolvimento deste trabalho.

À Pós-Graduação do IPEN-CNEN/SP e seus funcionários e amigos pela ajuda e incentivo, principalmente do colega Calil Mohamed Farra Filho, na parte de digitação.

À minha esposa Vivianne.

Ao meu filho Rafael.

CONSIDERAÇÕES SOBRE O DESCOMISSIONAMENTO DO REATOR DE PESQUISA IEA-R1 E FUTURO DE SUAS INSTALAÇÕES APÓS O SEU DESLIGAMENTO

Roberto Frajndlich

RESUMO

O Reator Nuclear de Pesquisa IEA-R1 em operação desde 1957 no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) é um dos reatores mais antigos do mundo em operação. Em algum momento no futuro, a exemplo de outros reatores, será desligado definitivamente. Antes de chegar este momento a organização operadora precisa planejar o futuro de suas instalações e definir o destino que pretende dar aos equipamentos e materiais radioativos e não radioativos que se encontram no interior das instalações. Estas questões devem estar contidas no chamado "Plano de Descomissionamento Preliminar da Instalação" que é o tema deste trabalho.

O trabalho apresenta inicialmente uma visão geral sobre este tema e relaciona os objetivos gerais e específicos para sua realização, descrevendo a seguir, as diretrizes que a organização operadora deve considerar para formulação de um plano de descomissionamento. A estrutura atual do setor nuclear brasileiro enfatizando principalmente as normas utilizadas no gerenciamento do rejeito radioativo é apresentada. Uma descrição dos principais equipamentos do reator IEA-R1 que constituem o seu inventário radioativo e não radioativo é apresentada. O trabalho enfatiza também a experiência adquirida pelo corpo técnico do reator com as reformas e modificações realizadas na instalação durante sua vida útil. Esta experiência pode ser de grande valia por ocasião do descomissionamento do reator no futuro. Um experimento usando o método de espectrometria gama de alta resolução e cálculo computacional através da teoria de Monte Carlo foi realizado com o objetivo de se obter uma estimativa do volume de rejeito radioativo gerado pelo desmantelamento das paredes de concreto da piscina do reator. O custo do descomissionamento em função da estratégia escolhida é determinado utilizando o código CERREX. Por fim, é realizada uma discussão sobre as diferentes estratégias consideradas. Na

base destas discussões conclui-se que a estratégia mais vantajosa a ser adotada no caso deste reator é aquela que preserva o seu prédio e instalações anexas, tendo em vista o grande volume de rejeito radioativo e custos sensivelmente maiores que resultariam com o seu desmantelamento. É sugerida a preservação de parte das equipes de operação, manutenção, proteção radiológica e física da instalação e utilização do prédio do reator e anexos para divulgação da energia nuclear através de sua transformação em um museu, uma vez que este foi o primeiro reator nuclear construído no Brasil e, desde sua inauguração, tem sido utilizado como forma de divulgação da energia nuclear no país.

CONSIDERATIONS ABOUT DECOMMISSIONING OF THE IEA-R1 RESEARCH REACTOR AND THE FUTURE OF ITS INSTALATIONS AFTER SHUTDOWN

Roberto Frajndlich

ABSTRACT

The IEA-R1 Nuclear Research Reactor, in operation since 1957, in the Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP), is one of the oldest research reactors in the world. However at some point in time in the future, as example of the other reactors, it will be shutdown definitively. Before that time actually arrives, the operational organization needs to plan the future of its installations and define the final destination of equipment and radioactive as well as non-radioactive material contained inside the installations. These and other questions should be addressed in the so called "Preliminary decommissioning plan of the installation", which is the subject of this work.

The work initially presents an over view about the theme and defines the general and specific objectives describing, in succession, the directions that the operating organization should consider for the formulation of a decommissioning plan. The present structure of the Brazilian nuclear sector emphasizing principally the norms utilized in the management of radioactive waste is also presented. A description of principle equipment of the IEA-R1 reactor which constitutes its inventory of radioactive and non-radioactive material is given. The work emphasizes the experience of the reactor technicians, acquired during several reforms and modifications of the reactor installations realized during its useful life time. This experience may be of great help for the decommissioning in the future. An experiment using the high resolution gamma spectrometric method and computer calculation using Monte Carlo teory were performed with the objective of obtaining an estimate of the radioactive waste produced from dismantling of the reactor pool walls. The cost of reactor decommissioning for different choices of strategies was determined using the CERREX code. Finally, a discussion about different strategies is presented. On the basis of these discussions it is concluded

that the most advantageous strategy that can be adopted in the case of this reactor is the one which preserves its building and installations, in view of the fact that a large volume of radioactive waste which will be produced and consequently a much higher costs that will result if dismantling of the reactor is decided. It is suggested that a part of the team of the technicians of reactor operation and maintenance and radiation protection services should be retained and the reactor with its building and annexes should be used for disseminating the information about the nuclear energy by transforming it in to a museum. This has been the first nuclear reactor built in Brazil and since its inauguration, has been, constantly utilized for disseminating information about the nuclear energy in the country.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	16
1.1 Objetivo	21
1.2 Objetivos específicos	21
2 DIRETRIZES PARA REALIZAÇÃO DE UM PLANO DE DESCOMISSIONAMENTO	23
2.1 Plano de descomissionamento preliminar	23
2.2 Principais itens que devem ser considerados em um plano de descomissionamento.....	24
2.3 Técnicas de descontaminação.....	34
2.4 Técnicas de desmantelamento.....	35
2.5 Manutenções, testes e inspeções.....	37
2.6 Análise de risco associado ao descomissionamento	38
2.7 Gerenciamento dos rejeitos gerados em uma instalação radioativa.....	39
2.7.1 Classificação dos rejeitos	40
2.7.2 Rejeitos radioativos de instalações nucleares e níveis de dispensa	41
2.7.3 Varredura ou monitoração final nas instalações e terrenos em volta	42
2.7.4 Resíduos perigosos não radioativos	43
2.8 Programa da Garantia da Qualidade (PGQ)	43
2.9 Considerações específicas para reatores de pesquisa do tipo piscina.	45
3 ESTRUTURA ATUAL DO SETOR NUCLEAR BRASILEIRO	48
3.1 Estrutura Regulatória e Legislativa em relação aos rejeitos radioativos	49
3.2 Instituições responsáveis pelos rejeitos radioativos	50
3.3 Situação dos rejeitos gerados no IPEN/ CNEN-SP	51
3.4 Repositórios de rejeitos radioativos	53
3.5 Gerenciamento de rejeitos radioativos no Brasil	54
3.6 Empresa Brasileira de Rejeitos Radioativos	55
4 REATOR DE PESQUISA IEA R1.....	57
4.1 Descrição do prédio do reator e anexos	57

4.1.1	Prédio do Reator IEA-R1	58
4.1.2	Sala de Emergência e Controle de Acesso	73
4.1.3	Tanque de Retenção de Efluentes Líquidos.....	73
4.1.4	Prédio dos geradores e no-breaks	73
4.1.5	Oficina e Sistema de Tratamento de Água da Piscina	73
4.1.6	Prédios de escritório e laboratórios	74
4.1.7	Laboratório do Acelerador Van de Graaff	74
4.1.8	Reservatórios do Sistema de Refrigeração de Emergência	75
4.1.9	Torres de resfriamento	75
5	CAPACITAÇÃO DO CORPO TÉCNICO DO IPEN.....	76
5.1	Substituição do revestimento das paredes e piso da piscina	76
5.2	Substituição do Sistema de Tratamento de Água	79
5.3	Substituição do Sistema de Retratamento de Água da Piscina	80
5.4	Substituição do trocador de calor original da Babcock & Wilcox	83
5.5	Transporte dos elementos combustíveis queimados para os EUA	86
5.6	Projeto de um casco para armazenamento e transporte	91
5.7	Gerência de rejeitos radioativos	92
5.8	Programa da Garantia da Qualidade (PGQ)	92
6	OPÇÕES DE ESTRATÉGIAS DE DESCOMISSIONAMENTO QUE PODEM SER ADOTADAS NO REATOR IEA-R1 APÓS SEU DESLIGAMENTO.....	96
6.1	Análise de possíveis estratégias que podem ser adotadas após o desligamento do Reator IEA-R1	98
6.2	Principais documentos necessários para o início das atividades de descomissionamento	105
6.3	Documentos gerados durante o descomissionamento	105
7	REJEITO GERADO PELAS PAREDES E PISO DE CONCRETO DA PISCINA	106
7.1	Critérios adotados para dispensa ou liberação do concreto	106
7.2	Metodologia utilizada para determinação da atividade nuclear do concreto	108
7.3	Descrição do EXPERIMENTO 1	109
7.4	Cálculo da atividade das amostras retiradas do Tampão Padrão e	

método usado para o cálculo do volume de rejeito gerado pelas paredes da piscina.....	114
7.5 Metodologia utilizada para determinação da atividade do concreto ao longo do eixo vertical da piscina	115
7.6 Volume de rejeito radioativo gerado por contaminação da água da piscina	119
7.7 Volume de rejeito gerado	121
7.8 Descrição do Experimento 2.....	122
8 ESTIMATIVA DE CUSTO DO DESCOMISSIONAMENTO	130
8.1 Metodologia de cálculo utilizada pelo código CERREX	132
8.2 Atividades de descomissionamento consideradas no código CERREX	135
8.3 Estimativas de custos para o projeto de descomissionamento do reator IEA-R1.....	139
9 DISCUSSÃO E CONCLUSÕES	147
APÊNDICE A – Inventário dos materiais do Reator IEA-R1.....	153
APÊNDICE B – Plano de Descomissionamento para Novos Reatores de Pesquisa Tipo Piscina ou para implantação de projetos de modernização em reatores que já se encontram em operação como o IEA-R1.....	159
ANEXO A - Dados de entrada para o código CERREX	173
Glossário	183
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	186

LISTA DE TABELAS

Nº	Título da tabela	Página
1.1	Reatores de Pesquisa no mundo	16
1.2	Idade dos reatores de pesquisa no mundo	17
2.1	Vantagens e desvantagens de se adiar o descomissionamento	27
2.2	Estimativa de custo para o descomissionamento de um reator de pesquisa de baixa potência	28
2.3	Estimativa de custo para o descomissionamento de um reator de pesquisa de alta potência.....	29
2.4	Possíveis ocorrências não esperadas ou acidentes durante o descomissionamento	39
2.5	Classes de rejeitos no Brasil	41
2.6	Considerações sobre descomissionamento de um reator de pesquisa do tipo piscina	46
4.1	Relação das tubulações do circuito primário	60
4.2	Características do trocador de calor TC-A	62
4.3	Características do trocador de calor TC-B	62
4.4	Componentes do Sistema de Retratamento de Água da Piscina	64
5.1	Taxas de exposição e contagem de componentes da piscina ...	78
5.2	Inventário de alguns tambores enviados à GRR	84
5.3	Principais reformas realizadas no Reator IEA-R1.....	93
7.1	Características físicas das amostras retiradas do Tampão	111
7.2	Atividade por isótopo das amostras e fator de erro associado ...	114
7.3	Valor da concentração de atividade das amostras	115
7.4	Concentrações de atividade para os radioisótopos encontrados nas amostras conforme as Normas brasileiras 3.01 e 8.01.....	115
7.5	Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina após o desligamento do reator	118
7.6	Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 5 anos após o desligamento do reator	118
7.7	Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 10 anos após o desligamento do reator	118
7.8	Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 20 anos após o desligamento do reator	119
7.9	Volume de rejeitos radioativos e resíduos descartáveis das paredes e piso da piscina do reator IEA-R1.....	121
8.1	Custo da mão de obra	141
8.2	Servidores do IPEN considerados no cálculo do descomissionamento	141
8.3	Custo do desmantelamento e transporte dos combustíveis	

	queimados	142
8.4	Itens do Código CERREX (ISDC)	143
8.5	Exemplo de cálculo de custo considerando o inventário	145
8.6	Cálculo do custo do descomissionamento	146
8.7	Custo do descomissionamento de reatores tipo piscina	146

LISTA DE FIGURAS

Nº	Título da Figura	Página
1.1	Idade dos reatores de pesquisa no mundo	17
3.1	Organograma das organizações ligadas ao setor nuclear brasileiro.....	48
4.1	Prédio do reator e anexos.....	58
4.2	Vista interna do Prédio do Reator IEA-1.....	59
4.3	Circuito de Resfriamento Primário	61
4.4	Circuito de Resfriamento Secundário	63
4.5	Corte e vista da piscina do reator	68
4.6	Sistema de Resfriamento de Emergência	72
5.1	Compartimento de estocagem (CE) com cerâmica	78
5.2	Retirada da cerâmica da piscina	79
5.3	Sistema de Tratamento de Água do Reator IEA-1.....	80
5.4	Acondicionamento da resina do Sistema de Retratamento	81
5.5	Desmontagem do Sistema de Retratamento	82
5.6	Retirada do tanque de resina	82
5.7	Colocação dos rejeitos em tambores	82
5.8	Transporte do rejeito para a GRR	83
5.9	Vista do novo Sistema de Retratamento de Água	83
5.10	Desmantelamento do trocador de calor	85
5.11	Armazenamento dos tubos do trocador de calor	85
5.12	Transferência do novo TC para a Casa de Máquinas	85
5.13	Armazenamento a seco e corte dos elementos combustíveis de controle no primeiro pavimento do prédio do reator	89
5.14	Armazenamento e corte dos elementos combustíveis no interior da piscina	89
5.15	Carregamento dos ECs no Casco de Transferência	90
5.16	Transferência dos ECs para o Casco de Transporte	90
5.17	Movimentação dos cascos e colocação nos containers ..	90
5.18	Protótipo do casco para armazenamento de ECs	92
6.1	Ciclo de vida de um reator	98
7.1	Retirada de amostra de concreto do reator DR2	109
7.2	Mapeamento da atividade do concreto do reator DR2	109
7.3	Vista dos tubos de irradiação horizontais (BH's)	110
7.4	Tampão Padrão de concreto retirado do BH#14.....	111
7.5	Posição da retirada das amostras do Tampão Padrão....	112
7.6	Amostras de concreto retiradas do Tampão	112

7.7	Espectros gama das amostras 1 e 2. Picos dos principais raios gama identificados para cada radioisótopo incluindo alguns oriundos da radiação de fundo (Bg) como ^{238}U e ^{232}Th e de seus produtos de decaimento	113
7.8	Fluxo de nêutrons a partir da modelagem da piscina do reator pelo código MCNP6.....	116
7.9	Seção da piscina do reator utilizada no cálculo computacional	117
7.10	Chapas de aço carbono no interior da parede de concreto	120
7.11	Modelagem das paredes da piscina do reator para cálculo do volume de rejeito	122
7.12	Suporte das amostras usado no BH#3	124
7.13	Retirada manual do Suporte do Filtro	125
7.14	Materiais utilizados na preparação dos corpos de prova	125
7.15	Preparação do concreto	126
7.16	Preparação dos cilindros de concreto	126
7.17	Usinagem para retirada do fundo de alumínio	127
7.18	Vista dos cilindros de concreto finalizados	127
7.19	Suporte com os cilindros de concreto	129

1. INTRODUÇÃO

Reatores de pesquisa começaram a ser construídos a partir da década de 1950 após a Segunda Grande Guerra e, desde então, têm representado um papel fundamental no desenvolvimento da energia nuclear para fins pacíficos. O crescimento do número deste tipo de instalação veio acompanhado do desenvolvimento da indústria nuclear e de programas adotados por diversos países para a produção de energia elétrica através de reatores nucleares de potência. Desde então, os reatores de pesquisa têm contribuído principalmente para áreas destinadas a treinamento e formação de operadores de reatores, pesquisas e produção de radioisótopos para uso na medicina, agricultura e indústria.

Segundo o banco de dados da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [1] 747 reatores de pesquisa foram construídos em todo mundo até meados de 2014 e outros 26 se encontram em fase de projeto, construção, ou tiveram seus projetos cancelados (TAB.1.1). Deste total, 246 estão em operação e 481 foram desligados. Desses, 338 já se encontram descomissionados.

Tabela 1.1 – Reatores de Pesquisa no mundo

Condição do reator	Número
Em operação	246
Desligamento temporário	20
Em construção	6
Em fase de projeto	12
Desligados definitivamente	143
Descomissionados	338
Projetos cancelados	8
Total	773

Fonte: AIEA 2014

Observa-se que mais de 60% dos reatores de pesquisa construídos no mundo já foram desligados. Estes números levam à conclusão de que está ocorrendo uma diminuição significativa deste tipo de instalação. Um fator importante também a ser levado em consideração no cenário mundial é que mais de 50% dos reatores de pesquisa em operação já se aproximam ou superaram a idade de 50 anos de operação (FIG. 1.1, TAB. 1.2).

FIGURA 1.1 - Idade dos reatores de pesquisa no mundo

TABELA 1.2 – Idade dos reatores de pesquisa no mundo

Idade dos reatores	Número	Porcentagem
<40 anos	106	43,1
≥50 anos	140	56,9
Total	246	

Fonte: AIEA 2014

Segundo relatórios da Agência Internacional de Energia Atômica várias têm sido as razões para o desligamento de tantos reatores de pesquisa, a saber:

- instalações operando com tecnologia ou processos obsoletos (obsolescência);
- falta de negócios para justificar a operação desses reatores (baixo desempenho);
- aumento significativo nos custos de operação e manutenção devido ao envelhecimento das instalações e seus respectivos equipamentos;
- mudanças nos critérios de licenciamento e regulamentação (aspectos regulatórios);
- política de retração para a área nuclear em muitos países;
- aumento de pesquisas em outras áreas em detrimento da área nuclear;
- possíveis acidentes ou incidentes ocorridos que levaram ao desligamento definitivo da instalação.

O aumento no número de reatores de pesquisa desligados levou a AIEA e demais autoridades de países que possuem reatores de pesquisa a se preocuparem com a situação das instalações cujas áreas internas apresentam equipamentos irradiados e/ou contaminados, elementos combustíveis queimados armazenados e rejeitos radioativos que exigem constante manutenção e cuidados [2].

Vários países europeus e os Estados Unidos iniciaram, a partir do final da década de 1980, o desmantelamento de parte de instalações nucleares desativadas, removendo os rejeitos radioativos para locais seguros. Nascia então uma nova atividade que ficou conhecida como “descomissionamento”. O objetivo final desta atividade é alcançar o chamado *Green Field*, ou seja, a liberação total da área ocupada por uma instalação nuclear ou radioativa do órgão regulador para uso irrestrito.

No entanto, a maior preocupação da AIEA diz respeito aos reatores nucleares desligados definitivamente, mas que, por inúmeras razões, não têm condições de realizar o imediato descomissionamento. Normalmente a presença de elementos combustíveis queimados na instalação dificulta o início desta atividade. Atualmente, três são os principais cenários existentes no mundo:

- a) países que mantêm os combustíveis queimados armazenados no reator a espera de uma solução para o seu armazenamento definitivo e que continuam realizando a manutenção dos sistemas existentes sem previsão para o início do descomissionamento;
- b) países que enviaram os combustíveis queimados para o país de origem e mantêm um sistema de segurança e manutenção dos equipamentos remanescentes aguardando as condições ideais para início do descomissionamento;
- c) países que enviaram os combustíveis queimados para o país de origem ou encontraram outra forma para o seu armazenamento fora do reator e iniciaram ou já encerraram o processo de descomissionamento de suas instalações.

Segundo a AIEA, grande número de reatores desligados não possui nenhuma estratégia específica para realizar a manutenção de suas instalações, o

que, em muitos casos, pode comprometer a segurança dos trabalhadores, público e da própria instalação [3,4].

A AIEA tem reunido os países membros com experiência na área de descomissionamento com o propósito de elaborar documentos que possam uniformizar esse processo além de promover troca de informações sobre técnicas e procedimentos desenvolvidos por estes países. Tem procurado também difundir essas técnicas principalmente através de reuniões científicas e cursos técnicos. Em 1998 foi publicado um relatório técnico sobre caracterização radiológica de reatores desligados para propósitos de descomissionamento [5]. Em 2000, a AIEA conduziu um estudo para avaliar o desempenho e o planejamento de atividades dos reatores de pesquisa e aceleradores de baixa energia. Os resultados desses estudos se encontram na referência [6].

Importante consequência do crescimento desta área tem sido o surgimento de empresas privadas dedicadas a este tipo de atividade e o aparecimento de novas técnicas de desmantelamento dos reatores [7,8]. Técnicas comprovadas através do uso de protótipos estão surgindo a cada dia e podem ser utilizadas de forma segura em atividades que apresentam riscos de irradiação e/ou contaminação dos trabalhadores.

Para realizar o descomissionamento de um reator recomenda-se a realização do Plano de Descomissionamento [9]. Esse documento deve conter o maior número possível de informações sobre a instalação antes de iniciar as atividades de desmantelamento e, normalmente, é composto dos seguintes capítulos:

- a) descrição do reator e instalações anexas;
- b) estratégia de descomissionamento e estado final a ser alcançado;
- c) identificação dos grupos responsáveis pelas atividades;
- d) recursos financeiros e custos estimados;
- e) programa da Garantia da Qualidade;
- f) estrutura regulamentar do país (rejeito radioativo, meio ambiente, etc.);
- g) programa de caracterização dos materiais provenientes do desmantelamento dos sistemas e estruturas da instalação na forma de rejeitos radioativos ou não radioativos;

- h) mão de obra qualificada e divisão dos grupos conforme as atividades de descomissionamento;
- i) equipamentos e instrumentos que serão utilizados no desmantelamento da instalação e atividades como monitoração da radiação, transporte de cargas, descontaminação, etc.;
- j) rotas de transporte do rejeito originado;
- k) plano de Emergência;
- l) atividades do descomissionamento.

Segundo recomendações da AIEA, para reatores em fase de projeto, um plano de descomissionamento preliminar deve fazer parte do Relatório de Análise de Segurança da Instalação, uma vez que a estratégia a ser adotada após o desligamento do reator será influenciada pelas ações tomadas ainda na fase de projeto [10,11] como:

- a) escolha dos materiais a serem empregados na construção visando à diminuição do volume de material radioativo a ser armazenado no futuro;
- b) previsão orçamentária do processo de descomissionamento que permita a disposição de uma fonte de recursos financeiros segura para esta atividade no futuro;
- c) implantação de um gerenciamento do rejeito radioativo e não radioativo eficaz;
- d) divisão das áreas dentro da instalação em função do nível de contaminação esperado para as diversas atividades operacionais diminuindo, no futuro, a necessidade de descontaminação de áreas excessivas;
- e) gerenciamento do combustível queimado.

Para reatores em operação como o reator IEA-R1 que está em funcionamento desde 1957, sendo um dos reatores de pesquisa mais velhos no mundo em atividade, ou para reatores que já se encontram na condição de "desligados definitivamente", a AIEA recomenda que um plano de descomissionamento seja realizado o mais rápido possível.

1.1 Objetivo

O objetivo deste trabalho é o de realizar considerações sobre um plano de descomissionamento para esse tipo de instalação que possa ser útil por ocasião de seu descomissionamento. Entenda-se por descomissionamento o conjunto de atividades que serão realizadas desde o desligamento definitivo do reator IEA-R1 até o seu estágio final, ou seja, aquele que libera a instalação do controle do órgão regulador.

1.2. Objetivos específicos

Os objetivos específicos do trabalho são:

- a) traçar as diretrizes para realização de um plano de descomissionamento enumerando e discutindo os itens que devem fazer parte deste plano;
- b) mostrar a estrutura atual do setor nuclear no Brasil, a estrutura legal para deposição dos rejeitos radioativos, instituições responsáveis e política de gerenciamento de rejeitos existentes no país, particularmente no IPEN-CNEN/SP;
- c) relacionar as principais instalações e sistemas que compõem o reator IEA-R1 que irão gerar o inventário de materiais radioativos e não radioativos a serem considerados após o seu desligamento;
- d) mostrar que os recursos humanos que atualmente trabalham no reator e no IPEN possuem experiência em atividades semelhantes as que serão realizadas por ocasião do descomissionamento do reator uma vez que durante a sua vida útil vários equipamentos estão sendo substituídos através de técnicas que incluem o desmantelamento, descontaminação de superfícies, controle de área, acondicionamento de rejeitos e transporte para locais de armazenamento;
- e) apresentar estratégias que possam ser adotadas após o desligamento do reator IEA-R1 em relação as suas instalações;
- f) calcular o volume de rejeito gerado com a demolição das paredes de concreto da piscina tendo em vista que é a parte que ocupa o maior volume do inventário de materiais da instalação;

- g) apresentar uma estimativa do custo do descomissionamento utilizando um código de computação realizado pelos Estados membros da Agência Internacional de Energia Atômica;
- h) concluir qual a melhor estratégia a ser adotada pela organização operadora do reator após seu desligamento definitivo.

2. DIRETRIZES PARA REALIZAÇÃO DE UM PLANO DE DESCOMISSIONAMENTO

Este capítulo baseia-se em documentos da AIEA que reúnem experiências descritas por vários países sobre descomissionamento que podem servir de referência para projetos similares em países que ainda não realizaram este tipo de atividade como o Brasil.

Segundo a AIEA, o termo “descomissionamento” é definido como sendo “*operações técnicas e administrativas que permitam retirar uma ou mais instalações radioativas ou nucleares do controle do Órgão Regulador Nuclear Nacional*”. Em outras palavras, a elaboração de um plano de descomissionamento é o resultado de ações técnicas e administrativas que resultem na obtenção das autorizações e licenças que permitam o início das atividades de descomissionamento que levarão ao certificado final de liberação das instalações pelo Órgão Regulador Nacional. As operações técnicas incluem, entre outras, atividades de descontaminação, desmantelamento e gerenciamento dos rejeitos.

2.1 Plano de descomissionamento preliminar

Segundo recomendações da AIEA, o plano de descomissionamento preliminar deve ser providenciado ainda na fase de projeto do reator e passar por atualizações periódicas no decorrer da sua vida útil [9]. Reatores como o IEA-R1, que se encontra em operação há mais de 50 anos e ainda não possui um plano de descomissionamento, devem prepará-lo o mais rápido possível [3]. Nos reatores em que a decisão de desligamento já tenha sido efetivada, a organização operadora deve nomear um grupo de técnicos que ficará responsável pela elaboração deste plano. As principais ações para realização deste plano estão relacionadas a seguir: [12]

- a) reunir os desenhos da instalação e verificar se refletem a situação atualizada da planta;
- b) preparar o plano de segurança física;
- c) preparar o inventário de materiais radiológicos e tóxicos existentes na planta;
- d) estabelecer um programa de gestão dos rejeitos;

- e) avaliar as alternativas relativas às opções de descomissionamento e justificar a opção escolhida;
- f) preparar com detalhes as etapas de trabalho incluindo os recursos necessários;
- g) definir os equipamentos e grupos de pessoas necessárias;
- h) realizar planilha de custos e determinar a fonte dos recursos;
- i) submeter o plano de descomissionamento e o pedido de licença para o órgão regulatório e aguardar sua aprovação;
- j) obter as licenças ambientais;
- k) implementar as atividades previstas no plano;
- l) após o término das ações previstas no plano, a equipe de proteção radiológica deverá monitorar o local visando sua liberação;
- m) enviar relatório final ao órgão regulador para análise e liberação do local do seu controle.

2.2 Principais itens que devem ser considerados em um plano de descomissionamento

a) gerenciamento do plano de descomissionamento

A experiência tem mostrado que para realização de um plano de descomissionamento é necessário um gerenciamento técnico e administrativo eficiente que inclui as seguintes atividades:

- formação das equipes que serão responsáveis pelo descomissionamento. Definição de suas tarefas e responsabilidades;
- revisão dos procedimentos que eram utilizados pelas equipes de operação, manutenção, proteção radiológica e de proteção física antes do desligamento definitivo do reator;
- treinamento e qualificação dos funcionários para as novas atividades de descomissionamento;
- definição da nova rotina de inspeções e manutenções nas instalações;
- coleta de dados, fotos, vídeos relevantes ao projeto, relatórios e atualização dos documentos existentes;

- manutenção e aquisição de equipamentos para realização das novas atividades;
- cálculo dos custos e origem dos recursos que serão alocados;
- análise das atividades que precisarão de contratação de empresas em função da falta de mão de obra especializada local.

b) definição das responsabilidades

A organização operadora é a responsável por todos os aspectos do descomissionamento seguro do reator. Isto inclui a preparação do plano de descomissionamento que deve ser submetido ao órgão regulador para análise e aprovação. Deve ser responsável pela formação dos grupos internos e contratação de empresas externas que podem realizar parte ou todas as atividades incluindo a redação do plano de descomissionamento e sua execução. Em qualquer caso, a responsabilidade final é da organização operadora que deve realizar uma fiscalização constante sobre as atividades contratadas que assegurem que estes serviços estejam sendo realizados de acordo com o plano de descomissionamento aprovado pelo órgão regulador. A responsabilidade da organização operadora somente cessará após a liberação do local para uso irrestrito ou pela transferência da responsabilidade para outra organização concedida pelo órgão regulador. Por sua vez, o órgão regulador é responsável pela avaliação e aprovação das propostas de descomissionamento encaminhadas pela organização operadora e por assegurar sua conformidade com todos os regulamentos do país.

c) definição das estratégias

Vários fatores devem ser considerados com o objetivo de se determinar a melhor estratégia a ser utilizada por ocasião do descomissionamento de uma instalação. A pergunta principal que a organização operadora deve fazer é com relação ao objetivo e ao tempo para atingir este objetivo. Retardar o descomissionamento implica no decaimento radioativo de alguns materiais, gerando menos rejeito e, com isto, diminuindo o custo com armazenamento. Por outro lado, pode levar à perda de técnicos experientes que operavam o reator e que obrigue a contratação e o treinamento de novos técnicos. A seguir estão

relacionados fatores que podem influenciar na escolha da estratégia a ser adotada quando da execução de um plano de descomissionamento:

- caracterização radiológica dos materiais existentes no reator e anexos qualificando e quantificando-os quanto aos níveis de radiação;
- estado de conservação do reator e anexos;
- normas existentes do país sobre este assunto;
- existência de alternativas para o destino a ser dado ao combustível queimado;
- experiência consolidada na gestão do rejeito;
- necessidade de descomissionamento rápido para reutilização do prédio do reator e anexos;
- necessidade de se retardar o processo de descomissionamento devido a falta de técnicas para problemas específicos em uma instalação;
- disponibilidade ou falta de recursos para consolidar o processo;
- impacto social, político e ambiental;
- requisitos regulamentares e de licenciamento;
- disponibilidade ou não de pessoas experientes no assunto.

A TAB. 2.1 contém as potenciais vantagens e desvantagens de se adiar o descomissionamento que irão influenciar a estratégia a ser escolhida.

d) documentação necessária

Para preparação do plano de descomissionamento de uma instalação é muito importante que a organização operadora reúna toda a documentação existente na instalação. De preferência, esse acervo deve possuir todos os documentos de engenharia, incluindo as plantas do projeto e modificações realizadas, fotografias da construção, especificação dos materiais usados na instalação, mapeamento dos níveis de radiação durante a operação, energia e potência de operação e dados sobre possíveis acidentes ou incidentes e contaminações que possam ter ocorrido durante a vida útil do reator [13].

É aconselhável separar os documentos relevantes ao descomissionamento. A manutenção de registros é particularmente crítica se o

descomissionamento for adiado por um período de tempo longo ou indeterminado. Durante o projeto de descomissionamento um livro de registro deve ser realizado para facilitar a preparação do relatório final e servir como referência para projetos similares.

TABELA 2.1. Vantagens e desvantagens de se adiar o descomissionamento

Potenciais vantagens	Potenciais desvantagens
Decaimento radioativo de grande parte dos materiais de meia vida curta e média diminuindo o nível de exposição nos trabalhadores e volume de rejeito	Necessidade de manter uma fiscalização e manutenção mais intensa na instalação
Encontrar uma solução para o destino dos elementos combustíveis	Possível deterioração dos componentes, estruturas e combustível com o tempo, principalmente para aqueles armazenados na água de uma piscina
Tempo para desenvolver soluções para armazenamento dos rejeitos radioativos	Instalações e terreno não disponíveis para reuso imediato
Benefícios a partir de descobertas de novas técnicas de descomissionamento no futuro	Necessidade de se manter o licenciamento da instalação ainda por longo prazo
Tempo para arrecadação de recursos	Pode ser indesejado sob o ponto de vista político e social
Disponibilidade da mão de obra experiente utilizada para outras tarefas	Necessidade de treinamento ou contratação de serviço externo especializado

e) recursos humanos

As equipes de operação, manutenção e proteção radiológica que atuam durante a operação do reator têm um grande conhecimento e experiência com relação à rotina de operação da instalação. Portanto, é de fundamental importância que a organização operadora mantenha estas equipes ou parte delas por ocasião da realização do plano de descomissionamento, particularmente nos casos onde os registros são deficientes e onde as mudanças de projeto não foram registradas adequadamente.

Por outro lado, as atividades após o desligamento do reator envolvem muitas vezes atividades especializadas que não são normalmente exigidas durante a operação do reator. Nestes casos, pode ser necessária a contratação de empresas especializadas para realizarem atividades como demolições,

desmontagem de equipamentos, etc. Nestes casos, porém, é indispensável o acompanhamento de pessoas ligadas à organização operadora do reator.

f) plano de segurança física

O grau de segurança física nos acessos ao prédio do reator vai depender da etapa em que as atividades do plano de descomissionamento se encontrar. Em geral, a segurança pode ser reduzida após a remoção dos combustíveis e dos principais materiais radioativos da instalação. Durante a fase de desmantelamento no interior da instalação deve haver também um controle rigoroso dos acessos ao prédio do reator. A cada etapa do plano é aconselhável à revisão do plano de proteção física.

g) custo estimado

É muito importante que o plano de descomissionamento preliminar tenha um capítulo que apresente os custos estimados para que a organização operadora possa providenciar os recursos necessários à realização do projeto [14,15,16,17]. Existem vários modelos que ajudam a estimar os custos do descomissionamento. Uma estimativa destes custos para reatores de baixa e alta potência é apresentada nas TAB. 2.2 e TAB. 2.3, respectivamente, para várias situações [18,19]. Estes cálculos incluem um contingenciamento de 25% e demolição de estruturas não radioativas.

TABELA 2.2. Estimativa de custo para o descomissionamento de um reator de pesquisa de baixa potência (US\$ x 10⁶)

Estratégias do Descomissionamento	Desmantelamento imediato	Após 10 anos	Após 30 anos	Após 100 anos
Desmantelamento imediato	1.22	NA	NA	NA
Confinamento seguro	NA	0.67	0.67	0.67
Manutenção durante confinamento seguro	NA	0.41	1.3	4.3
Desmantelamento	NA	1.21	1.08	0.95
Total	1.22	2.29	3.05	5.92

h) normas e regulamentos

Em muitos países ainda não existem normas ou regulamentos específicos para o descomissionamento de instalações radioativas ou nucleares. Portanto, antes de se iniciar um plano de descomissionamento de uma instalação

é aconselhável verificar junto ao órgão regulador se estes regulamentos existem ou se haverá a necessidade de adequar-se a outros regulamentos existentes no país e as recomendações internacionais. Se os regulamentos não existirem, é importante que a organização operadora estabeleça um diálogo com o órgão regulador de forma a encontrar uma forma para realizar o descomissionamento desejado. Normalmente em países onde não existem regulamentos específicos nesta área, é comum que o órgão regulador libere a realização do descomissionamento por etapas até a liberação irrestrita do local, dependendo da viabilidade técnica existente no país. Por exemplo, um país que não tem uma solução sobre o destino a ser dado ao combustível queimado em seus reatores jamais poderá adotar um descomissionamento irrestrito da área em que o reator se encontra.

TABELA 2.3. Estimativa de custo para o descomissionamento de um reator de pesquisa de alta potência (US\$ x 10⁶)

Estratégias do Descomissionamento	Desmantelamento imediato	Após 10 anos	Após 30 anos	Após 100 anos
Desmantelamento imediato	24.2	NA	NA	NA
Preparação do armazenamento seguro	NA	10.9	10.9	10.9
Cuidados continuados	NA	1.5	4.6	15.5
Desmantelamento adiado	NA	14.4	14.4	11.2
Total	24.2	26.8	29.9	37.6

Enquanto atividades de descomissionamento tornam-se mais frequentes pelo mundo, há uma tendência entre os países de desenvolver normas e regulamentos próprios para estas atividades. Em geral nos países que possuem um programa nuclear de pequeno porte com apenas um ou dois reatores de pesquisa há mais dificuldade para estabelecer regulamentos específicos nesta área. Nestes países, o órgão regulador normalmente está mais envolvido com regulamentos ligados à operação, procedimentos de proteção radiológica e gerenciamento de rejeitos oriundos de instalações radioativas. Já o processo regulatório para o descomissionamento pode diferir daqueles requeridos para instalações radioativas como, por exemplo, regulamentos específicos ligados à gestão de grandes quantidades de rejeitos oriundos do desmantelamento de

todos os sistemas de um reator de pesquisa, armazenamento de combustíveis queimados, etc.

Outra preocupação que deve ser levada em conta pelo país que vai realizar um plano de descomissionamento diz respeito aos níveis de radiação e contaminação que irá adotar como padrão para liberação irrestrita do local. Vários valores de taxa de dose têm sido adotados internacionalmente, como por exemplo, o valor máximo de $0,1 \mu\text{Sv/h}$ acima do BG (Back Ground) ao contato [20] ou valores abaixo de $0,05 \mu\text{Sv/h}$ acima do BG para distância de 1m [17, 19]. O nível de atividade máxima permitida para uso irrestrito do local em termos de atividade específica e contaminação superficial se encontra tipicamente no intervalo entre 0.37 até 3.7 Bq/g para atividade específica; de 0.37 até 3.7 Bq/cm² para contaminação beta-gama; e de 0.037 até 0.37 Bq/cm² para contaminação alfa. Um critério diferente pode ainda ser adotado para contaminação superficial baseado em "radionuclídeos individuais" [21]. Em alguns países, o órgão regulador determina valores em torno de 50% daqueles adotados acima para compensar os erros estatísticos e do próprio instrumento de medida [20]. A literatura tem mostrado uma diversidade muito grande com relação aos regulamentos adotados em diversos países para liberação irrestrita de uma área [22]. A AIEA está preparando um documento com objetivo de harmonizar estas divergências [23].

i) gerenciamento do combustível queimado

A remoção dos combustíveis queimados da instalação deve ser uma das primeiras ações do plano de descomissionamento. Podem ser armazenados em outro prédio que tenha uma piscina de armazenamento prevista para este fim, em tubos de armazenamento ou em cascos, por exemplo. Em um estágio mais avançado, estes combustíveis podem ser reprocessados ou confinados em um repositório final.

É importante que a organização operadora considere o que será feito com o combustível queimado antes do início do descomissionamento. Atualmente, vários estudos estão em andamento com relação ao armazenamento dos combustíveis em cascos, tubos enterrados ou no interior de montanhas ou cavernas. No entanto, não existe ainda um consenso internacional.

Para os combustíveis removidos e armazenados sob novas condições, há a necessidade de se realizar um novo controle de criticalidade. Para armazenamento a longo prazo, deve se levar em conta fatores como forma física, composição química, enriquecimento e taxa de queima, assim como qualquer falha que tenha ocorrido durante a operação do reator. Duas condições adicionais para armazenamento de combustíveis devem ser consideradas: capacidade de remoção do calor de decaimento na área de armazenamento do combustível e manutenção da qualidade da água se o mesmo for armazenado na água. Baixa qualidade da água pode levar a falha de seu encamisamento, dificultando o seu transporte para outro local.

Para países que querem descomissionar um reator, mas que não possuem solução imediata para o combustível queimado, existe a possibilidade de alugar, comprar ou construir um ou mais cascos de armazenamento. Neste caso o órgão regulador deverá emitir as licenças/autorizações apropriadas para o uso destes cascos.

Manuseio de combustível e atividades de armazenamento podem conflitar com outras atividades de descomissionamento. Por exemplo, remoção de um combustível falhado pode contaminar uma área previamente descomissionada. Similarmente, uma operação de desmantelamento próximo a uma área de manuseio de combustível pode resultar em danos aos combustíveis ou inaceitáveis doses aos operadores. Portanto, o plano de descomissionamento precisa conter um estudo detalhado para evitar ou minimizar operações conflitantes dentro da instalação.

j) remoção de solventes, lubrificantes e óleos hidráulicos

Especial atenção deve ser dada ao acondicionamento desses materiais em recipientes apropriados, transporte e armazenamento de grandes quantidades de líquidos armazenados na instalação e que possam oferecer algum tipo de perigo ao público e meio ambiente. Fluídos orgânicos radioativos e aqueles que embora não radioativos possam apresentar algum tipo de perigo, também precisam de procedimentos especiais.

k) áreas de controle radiológico

Após o desligamento do reator, as atividades de descomissionamento exigem, em geral, o aumento no número de pessoas trabalhando dentro da instalação, principalmente de empresas contratadas. Normalmente é necessário criar áreas extras de controle e monitoração radiológica. O Plano deve prever um aumento no número de aparelhos de monitoração radiológica, dosímetros pessoais, vestiários com chuveiros, criação de novas rotas de acesso para passagem de equipamentos e cargas. Um estudo visando a estimativa da resistência dos pavimentos devido a presença de equipamentos pesados pode ser necessário.

l) readaptação do Sistema de Exaustão e Ventilação

Embora o Sistema de Exaustão e Ventilação existente possa estar operacional, pode ser necessária a sua readaptação às novas exigências. Por exemplo, rearranjos de dutos e válvulas podem ser necessários para criar pressão negativa em áreas de perfuração do concreto. Similarmente, pode haver a necessidade de adição de alguns exaustores e filtros devido a grande quantidade de partículas aerotransportadas esperadas durante o desmantelamento de alguns sistemas. Uma avaliação do fluxo de ar dentro da instalação deve ser feita sempre que houver uma modificação no sistema.

m) confinamento secundário

São áreas de confinamento interno à instalação como tendas ou barracas que podem servir para retenção de partículas em locais onde estão ocorrendo desmantelamentos. Uma pressão levemente negativa precisa ser mantida nestes locais para evitar a contaminação de outras áreas.

n) gerenciamento do rejeito gerado

Para facilitar o desmantelamento e reduzir a dose ocupacional, o plano de descomissionamento deve prever uma área dentro da instalação para transferência de componentes como dutos, tampas, peças, etc. onde possam ser cortados e acondicionados em tambores ou caixas metálicas. Normalmente esta área localiza-se no pavimento térreo próximo a porta de saída de cargas e deve estar cercada por paredes de tijolos de chumbo ou concreto para minimizar os níveis de atividade no local. Os rejeitos devem ser segregados por tipo de

materiais e nível de atividade antes de serem colocados nos embalados que serão removidos da instalação. Uma estimativa sobre o tipo e quantidade de embalados deve estar prevista no plano de descomissionamento.

o) laboratórios para descontaminação

A descontaminação de superfícies, componentes e equipamentos pode levar à redução da quantidade de rejeito radioativo a ser armazenado. Para isto, devem ser previstos laboratórios de descontaminação providos dos equipamentos adequados para esta atividade.

p) equipamentos de proteção física

Durante a operação de descomissionamento é preciso avaliar se é necessária a utilização de equipamentos de proteção física como máscaras respiratórias, óculos, botas especiais, capacetes, etc. Se as atividades forem gerar grandes quantidades de partículas no ar é essencial a utilização de um sistema de respiração de ar dotado de filtro. Dependendo do caso pode ser necessário o uso de um sistema formado por máscara acoplada a um compressor de ar portátil através de mangueira flexível. Os arranjos portáteis fornecem uma mobilidade razoável, com uma mínima carga sobre o operador como sistema de cilindro nas costas. No entanto, em casos de emergência é conveniente a utilização de vestimentas dotadas de cilindros de ar e máscaras.

q) sistema de comunicação e iluminação

Em muitos casos os sistemas de comunicação e iluminação da instalação são suficientes. Em alguns casos devem ser considerados alguns melhoramentos principalmente quando houver desmantelamento em áreas com pouca iluminação. Um sistema de comunicação é essencial entre os trabalhadores. O suprimento de energia deve sempre ser preservado para evitar falta de energia elétrica na instalação. Desta forma é sempre interessante manter um sistema de geradores em paralelo.

r) movimentação de cargas

Equipamentos como guindastes, pontes móveis e outros dispositivos serão necessários para transportar cargas tanto na direção horizontal como vertical. Além disto, é preciso prever dispositivos adicionais visando o manuseio

de cargas que possam exceder o limite máximo dos equipamentos existentes na planta.

s) sistema de monitoração por câmeras de vídeo

Em alguns casos pode ser necessária a utilização de um sistema de monitoração por imagens dentro de áreas que exijam operações de manuseio remoto. Nestes casos, estas operações podem ser acompanhadas de câmeras de vídeo ou outras técnicas como endoscopia.

t) blindagens móveis

Durante o descomissionamento muitas áreas podem apresentar níveis de radioatividade elevada que necessitem de blindagens como tanques com água, blocos de concreto e tijolos de chumbo para controlar as doses ocupacionais. Neste caso é necessário prever e disponibilizar este tipo de blindagem.

u) equipamentos especiais

Em alguns casos, pode ser necessário o uso de equipamentos dotados de controle remoto e maquetes para treinamento e simulação de operações à distância ou de difícil execução.

x) sistema de proteção contra incêndio

O sistema existente na instalação deve ser avaliado e melhorado quando necessário e deve incluir um sistema de detecção contra fumaça e calor, alarmes, extintores e hidrantes.

y) infraestrutura de apoio

Deve haver um planejamento no sentido de disponibilizar serviços de transporte, médico, alimentação, vestiário, etc. para trabalhadores de empresas externas.

2.3 Técnicas de descontaminação

Sempre que possível é recomendada a descontaminação de superfícies e materiais contaminados dentro da instalação. Este procedimento traz vantagens como redução dos níveis de radiação em áreas de trabalho com a

consequente redução da dose ocupacional e redução do volume de rejeitos radioativos. Em alguns casos a descontaminação de alguns materiais como peças de aço permite o reuso restrito ou irrestrito em outras atividades.

Os métodos e objetivos de descontaminação propostos devem fazer parte do plano de descomissionamento. Dependendo do método proposto, cuidados especiais devem ser tomados com relação aos rejeitos secundários resultantes, uma vez que serão passíveis de acondicionado e armazenamento como o rejeito primário. Devem ser previstas instalações adequadas para descontaminação que devem estar operacionais antes do início do trabalho de desmantelamento.

Há muitas técnicas de descontaminação conhecidas e disponíveis na literatura técnica especializada [24,25]. A maior parte delas se aplica ao descomissionamento de reatores como jateamento de água, vapor ou areia, lavagem com soluções químicas, água e sabão e ultrassom.

2.4 Técnicas de desmantelamento

A maioria das atividades de desmantelamento usa técnicas simples e ferramentas convencionais, com a diferença que exigem um controle radiológico para limitar a taxa de exposição das pessoas envolvidas [7]. Em alguns casos a adaptação de equipamentos comprovadamente eficientes em atividades rotineiras isentas de radiação se faz necessária. É aconselhável que os trabalhadores comecem pelo desmantelamento de sistemas simples e não radioativos, deixando para desmantelar os sistemas mais complexos e radioativos somente após adquirirem maior confiança e domínio da técnica. Algumas vezes o treinamento pode exigir o uso de modelos ou maquetes. Principais tipos de desmantelamento:

- Desmantelamento do concreto das paredes e piso da piscina

Um dos itens mais importantes no descomissionamento de um reator diz respeito à demolição das paredes e piso da piscina do reator. As técnicas para o desmantelamento da estrutura de concreto são convencionais, mas deve-se levar em consideração que devido à grande quantidade de concreto com alta densidade e barras de ferro no seu interior, haverá a geração de grandes volumes de rejeitos radioativos e a necessidade do uso de equipamentos de proteção devido a poeira formada durante a demolição.

As técnicas de desmantelamento usualmente utilizadas podem ser consultadas nas referências [26,27,28] e estão listadas a seguir:

- a) descascamento da superfície;
- b) utilização de martelo ou técnica similar;
- c) corte com broca de diamante;
- d) serra de arco;
- e) jato de água com material abrasivo;
- f) técnicas de explosão;
- g) técnicas de expansão não explosivas.

- Desmantelamento de componentes do reator

São os componentes que exigem maiores cuidados por apresentarem níveis elevados de radiação uma vez que estão localizados próximo ao núcleo do reator. Sempre que possível, recomenda-se o desmantelamento destes componentes abaixo do nível da água da piscina para minimizar as doses nos trabalhadores. O corte de componentes com grandes dimensões reduz os custos com transporte e armazenamento. Estas atividades podem ser realizadas no compartimento de estocagem do combustível queimado ou no próprio compartimento de operação do reator.

- Ferramentas e equipamentos de uso remoto

Equipamentos de uso remoto são utilizados para reduzir os níveis de exposição radioativa no trabalhador durante uma atividade de desmantelamento em que a fonte apresenta níveis elevados de radiação. Permitem também que o mesmo trabalhe a uma distância segura da fonte [29]. Em alguns casos é possível a instalação de uma central dotada de dispositivo remotamente controlado com uma haste acoplada a diferentes ferramentas. Todo este conjunto pode ser utilizado para realizar cortes, manuseio e colocação nos embalados.

Cuidado especial deve ser dado ao trabalho em áreas estreitas e de difícil acesso, pois dificultam a ação dos trabalhadores. O trabalho com equipamento remoto pode ser necessário também nestas atividades. Todos estes detalhes precisam ser considerados no projeto dos equipamentos e nos testes conduzidos antes de seu uso dentro da instalação. Testes em modelo reduzido

devem sempre levar em consideração a presença de poeira que poderá existir no local onde será desmontado um equipamento. Poeiras e limalhas geradas no corte mecânico ou no corte com plasma reduzem a visibilidade e causam problemas operacionais com os equipamentos de controle remoto. O corte com plasma pode também gerar a contaminação de partículas no ar que dificulta a visão.

- Ferramentas especiais e acessórios

Muitas ferramentas especiais e acessórios podem ser necessários durante o desmontelamento. A grande maioria destina-se a serviços específicos e são listadas abaixo:

- a) alicate de corte com arco de plasma;
- b) cortadores abrasivos;
- c) serra tipo guilhotina;
- d) alicate para esmagamento;
- e) garras manipuladoras em geral;
- f) injetores de espuma;
- g) fixadores para realização de corte;
- h) prensa hidráulica para separação e esmagamento de tubos e outros componentes;
- i) equipamentos para descontaminação com água em movimento;
- j) equipamento para erguer cargas controladas remotamente;
- k) capelas para manuseio de pequenas peças contaminadas.

2.5 Manutenções, testes e inspeções

Quando um reator de pesquisa é desligado definitivamente, a organização operadora precisa rever os procedimentos de manutenção, teste e inspeção dos sistemas da instalação com o objetivo de preservá-los em boas condições até o final do descomissionamento.

A princípio, sistemas e equipamentos que ainda são essenciais à segurança do reator ou que podem ser utilizados no futuro em alguma etapa do descomissionamento devem ser mantidos em boas condições operacionais. A retirada dos elementos combustíveis da instalação é uma condição para o início

do descomissionamento. Quanto mais tempo permanecerem dentro da piscina, mais tempo será necessária a permanência dos principais sistemas existentes.

A partir da retirada dos combustíveis da instalação, grande parte dos sistemas como aqueles ligados a segurança poderão ser desativados, eliminando a necessidade de manutenções e testes constantes.

A equipe de manutenção deverá fazer uma inspeção periódica nas tubulações, equipamentos e na estrutura do prédio para verificar possíveis infiltrações, vazamentos ou danos causados por corrosão. É necessário prever um esquema de monitoração ambiental para medir possíveis contaminações ou aumento de nível de radiação nas proximidades do prédio do reator.

2.6 Análise de risco associado ao descomissionamento

As técnicas associadas ao estudo da análise de risco das atividades de descomissionamento permitem verificar e escolher os procedimentos com menor probabilidade de risco de ocorrer incidentes indesejáveis durante a realização do plano de descomissionamento. A aplicação de estratégias bem definidas associadas aos princípios do ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*), resultarão na redução das doses e tempo de trabalho em áreas com radiação [30, 31].

A análise de risco neste caso considera as estimativas de doses de radiação recebidas pelos trabalhadores e os riscos resultantes das atividades convencionais. As doses ocupacionais podem ser estimadas a partir do inventário de radionuclídeos, níveis de ativação e contaminação. As estimativas são preparadas para cada uma das etapas de trabalho, levando em consideração a distância da fonte de radiação e o tempo necessário para completar a atividade. Desta forma pode-se calcular o risco associado àquela atividade.

As doses no público também precisam ser avaliadas constantemente e devem se basear na fonte de radiação e nos modos de exposição do público. Experiências com projetos de descomissionamento têm mostrado que estas doses em geral são muito pequenas. Riscos de acidentes resultantes de atividades convencionais também precisam ser avaliados para estimar o seu impacto na segurança das atividades. Estes riscos incluem a liberação de materiais tóxicos ou corrosivos, perigos inerentes à atividade comum como quedas, cortes, queimaduras, etc. Alguns destes eventos podem resultar no

recrudescimento de um incidente radiológico. Esses incidentes incluem perda de ventilação, início de incêndio ou exposição desnecessária à radiação por falta de equipamentos ou blindagens adequadas.

Exemplos relevantes sobre a possibilidade de ocorrências inesperadas ou acidentes associados com serviços de descomissionamento estão listados na TAB 2.4 [30].

Para situações mais complexas podem ser usadas técnicas já conhecidas envolvendo análise de risco para identificar os eventos inicializantes em uma atividade específica. Outras técnicas como “modo de falhas” ou “análise de efeitos” também podem ser utilizadas.

TABELA 2.4 Possíveis ocorrências não esperadas ou acidentes durante o descomissionamento

Serviço	Ocorrências inesperadas ou acidentes
Remoção do combustível	<ul style="list-style-type: none"> • Queda do EC durante o manuseio • Perda de refrigerante durante a transferência do combustível irradiado • Criticalidade no compartimento de estocagem
Monitoração da radiação	<ul style="list-style-type: none"> • Encontro de um inesperado campo de radiação • Mal funcionamento de um equipamento de proteção • Mal funcionamento de instrumentos de monitoração
Descontaminação	<ul style="list-style-type: none"> • Incêndio do solvente químico • Derramamento de líquido contaminado e de outros líquidos perigosos • Perda dos serviços essenciais
Desmantelamento, incluindo a remoção do concreto.	<ul style="list-style-type: none"> • Falha no equipamento de corte • Corte acidental de material ativado • Suporte mecânico inadequado aos componentes que estão sendo cortados • Perda de serviços essenciais • Explosão do oxi-acetileno • Quantidade excessiva de carga explosiva • Falha nos filtros do Sistema de Ventilação e Exaustão • Quedas

2.7 Gerenciamento dos rejeitos gerados em uma instalação radioativa

O descomissionamento de um reator irá gerar rejeitos radioativos e não radioativos. Rejeitos radioativos conforme definição da AIEA é “qualquer material que contenha ou esteja contaminado com radionuclídeos em concentrações ou

níveis de atividade maiores que os limites de isenção estabelecidos por autoridade competente". Por sua vez, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) define este termo como "qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção, especificados na Norma CNEN-NE-6.02, e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista" [32]. Rejeitos radioativos precisam passar por um processo de caracterização, segregação, tratamento, acondicionamento e confinamento em depósitos intermediários ou em repositórios finais, de acordo com a política de gerenciamento dos rejeitos radioativos do país. O termo "limite de isenção" significa que se o nível de radiação for inferior ao especificado pela autoridade nacional na Norma acima, poderá ser descartado como resíduo comum por apresentar níveis de radiação insignificantes.

2.7.1 Classificação dos rejeitos

A classificação dos rejeitos pode ser realizada de várias maneiras. Quando se trata de descomissionamento de instalações nucleares, em geral os rejeitos são caracterizados e classificados de acordo com a concentração de materiais radioativos presentes nos mesmos ou seja, rejeito de nível muito baixo (*Very Low Level Waste* - VLLW), baixo (*Low Level Waste* - LLW), intermediário (*Intermediate Level Waste* - ILW) e alto (*High Level Waste* - HLW). Esta classificação é usada para estabelecer os procedimentos de manuseio, transporte e formas de armazenamento. Muitos países diferem com relação a esta classificação. O programa IAEA RADWASS faz menção deste assunto e tem o objetivo de harmonizar os diferentes tratamentos sobre o mesmo [33]. No Brasil, os rejeitos são classificados segundo seus níveis e natureza da radiação, bem como de suas meias-vidas e baseiam-se na Norma CNEN NN-8.01 [34] conforme TAB. 2.5 que mostra as categorias de rejeitos no Brasil.

TABELA 2.5 Classes dos Rejeitos no Brasil

CLASSE	TIPO DE REJEITO	LIMITES
		Norma CNEN-NN-8.01
0	Rejeitos isentos (RI)	Radionuclídeos com valores de atividade ou concentração de atividade, em massa ou volume, inferiores ou iguais aos respectivos níveis de dispensa conforme Anexos II e VI da Norma acima.
1	Rejeitos de Meia Vida Muito Curta (RVMC)	Radionuclídeos com $T_{1/2} \leq 100$ dias, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos respectivos níveis de dispensa.
2	Rejeito de Baixo e Médio Níveis de Radiação (RBMN)	Radionuclídeos com $T_{1/2}$ superior a dos rejeitos da Classe 1, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos níveis de dispensa estabelecidos nos Anexos II e VI, bem como com potência térmica $< 2 \text{ kW/m}^3$.
2.1	Meia Vida-Curta (RBMN-VC)	Rejeitos de baixo e médio níveis de radiação contendo emissores beta/gama, com $T_{1/2} \leq 30$ anos e com concentração de radionuclídeos emissores alfa de meia-vida longa $\leq 3700 \text{ kBq/kg}$ em volumes individuais e com um valor médio de 370 kBq/kg para o conjunto de volumes.
2.2	Contendo radionuclídeos naturais (RBMN-RN)	Rejeitos de extração e exploração de petróleo, contendo radionuclídeos das séries do urânio e tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos no Anexo VI desta Norma.
2.3	Contendo radionuclídeos naturais (RBMN-RN)	Rejeitos contendo matérias primas minerais, naturais ou industrializadas, com radionuclídeos das séries do urânio e tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos no Anexo VI desta Norma.
2.4	Contendo radionuclídeos de meia vida longa (RBMN-VL)	Rejeitos não enquadrados nas Classes 2.2 e 2.3 com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedem as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta.
3	Rejeito de Alto Nível de Radiação (RAN)	Rejeitos com potência térmica $> 2 \text{ kW/m}^3$ e com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedem as limitações para classificação como rejeitos de meia vida curta.

2.7.2 Rejeitos radioativos de instalações nucleares e níveis de dispensa

O descomissionamento de um reator pode variar de reator para reator. Em alguns projetos a opção é pelo completo desmantelamento dos equipamentos e prédio é imediato, gerando grande quantidade de rejeitos radioativos e resíduos comuns. Em outros, o prédio e alguns sistemas podem ser preservados fazendo com que o volume de rejeito e resíduos sejam consideravelmente menor. Desta forma, a geração de rejeitos radioativos e não radioativos pode variar muito de uma instalação para outra. De qualquer forma, o gerenciamento sempre visa o controle dos materiais radioativos com o objetivo de preservar a saúde dos trabalhadores, público e meio ambiente.

Nível de dispensa ou liberação radiológica de um ou mais isótopos que compõem o material é definido como sendo o valor estabelecido pelo órgão regulador como limite para concentração de radioatividade deste isótopo ou mistura de isótopos, abaixo do qual o material poderá ser liberado do controle do órgão regulador. Estes materiais ao serem descartados como resíduos comuns

podem também servir para reuso ou reciclagem, diminuindo os custos com acondicionamento, transporte e armazenamento. No Brasil, a Norma CNEN-NN-8.01 [34] contém as tabelas com as concentrações de atividade dos níveis de dispensa ou liberação abaixo dos quais os rejeitos poderão ser descartados como resíduos comuns.

A segregação ou separação do rejeito segundo a classificação, nível muito baixo, baixo, intermediário ou médio e alto pode significar economia de custo e de trabalho no momento da armazenagem. O gerenciamento dos rejeitos eficaz de uma instalação que está sendo descomissionada pode resultar em uma grande economia de recursos nas várias atividades do projeto. Rejeitos secundários não podem ser negligenciados. Entre eles podem-se citar roupas de proteção, filtros, equipamentos contaminados e líquidos ou produtos químicos usados na descontaminação de materiais e superfícies.

Os embalados transportados da instalação para armazenagem provisório ou definitivo devem ser monitorados por amostragem ou por medida direta, conforme o método escolhido no plano de descomissionamento. As embalagens contendo os rejeitos acondicionados em tambores ou caixas metálicas, precisam de identificação em lugar de fácil leitura para agilizar o manuseio e controle. As diferentes categorias de rejeito vão determinar o modo de sua armazenagem.

2.7.3 Varredura ou monitoração final nas instalações e terrenos em volta

Os seguintes registros devem ser mantidos após a conclusão de todas as etapas previstas no plano de descomissionamento [33,35]:

- a) descrição da instalação cujo projeto de descomissionamento foi concluído;
- b) detalhes de eventos anormais que possam ter ocorrido durante o descomissionamento;
- c) dose ocupacional e dose no público durante o descomissionamento;
- d) critério de liberação radiológica para equipamentos, materiais e para o local;
- e) monitoração radiológica final aprovada, com detalhes da radioatividade residual;

- f) destino e caracterização dos rejeitos radioativos e não radioativos tóxicos, incluindo material para reciclagem e reuso;
- g) restrições se houver, do uso da área e instalações descomissionadas.

O requisito final do relatório a ser submetido ao órgão regulador deverá se basear na monitoração final realizada pela equipe de proteção radiológica em todas as áreas e possíveis instalações remanescentes para verificar se os resultados alcançados estão de acordo com os objetivos estabelecidos no plano de descomissionamento.

2.7.4 Resíduos perigosos não radioativos

Se existirem materiais não radioativos como asbesto, mercúrio, berílio, solventes, óleos e graxas nas instalações que estão sendo descomissionadas, é preciso que o plano de descomissionamento considere ações seguras para o seu manuseio, acondicionamento e transporte para um destino seguro previamente programado. Atenção especial deverá ser dada se estes materiais estiverem misturados com outros que apresentem radioatividade.

2.8 Programa da Garantia da Qualidade (PGQ)

Em geral, todo plano de descomissionamento deve possuir um Programa da Garantia da Qualidade (PGQ) aprovado e implantado antes do início de suas atividades [4].

Reatores de pesquisa mais antigos em geral não possuem um PGQ estabelecido e, por ocasião do descomissionamento, é preciso que a organização operadora elabore uma coleta de dados como documentos, plantas de projetos da instalação, documentos de reformas, fotos, registros de dados, registros de possíveis acidentes ou incidentes ocorridos durante o tempo de vida útil do reator, que possam ajudar na elaboração do plano de descomissionamento.

O propósito do PGQ é o de realizar procedimentos gerenciais e técnicos que assegurem o sucesso do projeto de descomissionamento. O PGQ terá como uma de suas metas definir a estrutura organizacional e atribuir as responsabilidades inerentes a cada função, assim como descrever todos os procedimentos e instruções de trabalho que abranjam todos os aspectos do plano de descomissionamento.

A capacidade de conduzir um projeto de descomissionamento efetivo e seguro de acordo com os procedimentos e instruções depende, entre outras coisas, da experiência, conhecimento e habilidade das pessoas envolvidas. Portanto, o órgão regulador deve exigir que a organização operadora demonstre que os trabalhadores envolvidos estão adequadamente qualificados para a realização das atividades para os quais estão sendo designados.

Em geral, treinamentos devem ser realizados para assegurar que os trabalhadores irão desempenhar suas funções com competência durante a realização do projeto. Exemplos de possíveis itens de treinamento são listados a seguir:

- a) familiarização com o reator e instalações anexas;
- b) técnicas de descontaminação e desmantelamento;
- c) manuseio de equipamentos especiais, incluindo dispositivos de manuseio remoto;
- d) avaliação de risco;
- e) exercícios de emergência;
- f) normas regulatórias;
- g) procedimentos de proteção radiológica;
- h) manuseio de materiais tóxicos e não radioativos como asbestos, mercúrio e materiais químicos de processamento;
- i) manuseio de cargas.

O uso de “maquetes” é frequentemente muito efetivo e apresenta ótimos resultados nos treinamentos. O PGQ deve contemplar procedimentos relacionados à parte final do plano, quando a equipe de proteção radiológica deverá proceder a varredura ou o monitoramento radiológico da instalação, visando sua liberação final. O PGQ deve incluir auditorias externas e avaliações independentes. Deve também conter procedimentos relacionados à calibração dos instrumentos por terceiros e necessidade de conservação dos registros das atividades de descomissionamento que devem ser mantidos por um período apropriado de tempo, conforme especificado nos regulamentos dos próprios países.

2.9 Considerações específicas para reatores de pesquisa do tipo piscina

São reatores moderados e resfriados a água leve que utilizam grafite e/ou berílio como refletor. A potência pode variar de zero watt até valores acima de 10 MW. O núcleo é suspenso por uma treliça ligada a uma ponte ou ao piso da piscina. A ativação do piso e paredes da piscina em geral é baixa para potências de até 1 MW devido à camada de água presente que serve como blindagem.

Os dispositivos de irradiação podem incluir tubos de irradiação horizontais, dispositivos de irradiação suspensos a partir do topo da piscina e plataformas experimentais móveis situadas na parte superior da piscina. Reatores deste tipo usam uma larga variedade de combustíveis, incluindo placas metálicas, óxidos e misturas homogêneas de urânio parcialmente enriquecido em hidreto de zircônio como os reatores do tipo TRIGA.

A maior vantagem do desmantelamento deste tipo de reator é o fácil acesso aos seus componentes que se encontram no interior da piscina e os baixos níveis de radiação devido aos efeitos de blindagem da água. Desta forma, o desmantelamento costuma ser realizado de uma maneira simples.

A própria água da piscina funciona como blindagem para operações subaquáticas como cortes, acondicionamento de rejeitos e carregamento dos cascos de transporte no caso da transferência do combustível queimado. A água também reduz a liberação potencial de partículas radioativas para o ar que geralmente ocorre nessas operações.

A TAB. 2.6 relaciona os principais itens levados em consideração nas atividades de descomissionamento.

A contaminação do piso e paredes da piscina assim como de outros componentes que se encontram no interior da piscina pode ter como causa a migração de radionuclídeos a partir do cerne dos elementos combustíveis devido a corrosão ou pela difusão de produtos de fissão através do revestimento de alumínio desses elementos. Uma vez que não existam barreiras entre os combustíveis localizados no núcleo e o compartimento de estocagem, qualquer falha em um ou mais combustíveis, por mais imperceptível que seja, poderá levar à contaminação da água e dos componentes do circuito primário.

Normalmente, o radionuclídeo de maior preocupação após o desligamento definitivo do reator é o ^{60}Co , principalmente como resultado da ativação dos componentes de aço inoxidável. Enquanto o alumínio decai

rapidamente, as partes de aço inoxidável como parafusos, porcas, tubos e placas podem apresentar níveis de radiação elevados por vários anos ($T_{1/2}$ do ^{60}Co é de 5,3 anos).

TABELA 2.6 – Considerações sobre descomissionamento de um reator de pesquisa do tipo piscina

ITEM DO DESCOMISSIONAMENTO	REATOR DE PESQUISA TIPO PISCINA
Elementos combustíveis queimados	Em geral ficam estocados na piscina do reator. A transferência para um armazenamento temporário pode ser necessária por ocasião do descomissionamento.
Inventário de radionuclídeos	Normalmente baixo devido à baixa potência de operação.
Perigos convencionais	Não aplicável
Desmantelamento do núcleo do reator e redução do tamanho dos componentes	As ferramentas existentes podem ser utilizadas ou são facilmente adaptáveis para uso no interior da piscina. A água serve como blindagem. Fácil acesso aos componentes.
Desmantelamento do circuito primário de resfriamento	Há uma pequena parte dos componentes que apresentam baixos níveis de radiação e a maioria é de fácil acesso e manuseio. Exceção para tanques enterrados.
Dispositivos experimentais dentro da piscina e componentes conectados	Os componentes dos dispositivos são, em geral, pequenos e de fácil acesso. Permitem a remoção da peça inteira.
Intervalo de tempo para completar o descomissionamento	O término do descomissionamento pode ser atingido rapidamente em função da facilidade de remoção dos componentes. A retirada dos elementos combustíveis queimados pode adiar a finalização do mesmo. Nestes casos, a maior desvantagem será a necessidade de se manter a manutenção de alguns sistemas visando a integridade da piscina e qualidade da água.

Entre outros radionuclídeos que causam preocupação durante o descomissionamento pode-se citar: a) ^{54}Zn , ^{65}Zn , ^{55}Fe e ^{63}Ni . O ^3H e ^{14}C que podem ser encontrados no grafite, principalmente devido à existência de lítio e nitrogênio presentes como impurezas; b) ^{137}Cs , ^{152}Eu e ^{154}Eu que são produtos de fissão e podem ser encontrados na superfície interna das tubulações do circuito primário; c) Isótopos como Európio e Trítio (decaimento do lítio) podem ser também encontrados como produto de ativação do concreto.

No compartimento de operação onde os materiais ficam próximos ao núcleo do reator e estão sujeitos ao fluxo de nêutrons, é importante conhecer a

sua constituição e o histórico de operação para se estimar com razoável precisão o inventário de radionuclídeos presentes e suas atividades estimadas através de cálculos matemáticos.

Entretanto, em alguns materiais como no concreto da parede da piscina, a distribuição do fluxo é complexa devido ao volume do material e distância variável em relação ao núcleo. Nestes casos os cálculos devem ser acompanhados de dados experimentais ou de forma estatística por um número significativo de amostras e por medidas da atividade real. A contaminação da superfície do concreto pode ser avaliada diretamente usando técnicas de esfregação.

3. ESTRUTURA ATUAL DO SETOR NUCLEAR BRASILEIRO

A constituição de 1988 nos artigos 21 e 177 concedeu à União o monopólio das atividades relativas à energia nuclear no país, incluindo a operação das usinas nucleares de potência e disposição final dos rejeitos radioativos em todo o território nacional.

A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) foi criada através do Decreto nº 40.110, de 10/10/1956, como órgão governamental encarregado das atividades nucleares no país. A partir de 1962 suas responsabilidades foram estabelecidas pela Lei nº 4.118/62, com alterações estabelecidas pelas Leis nºs 6.189/74 e 7.781/89. Desde então, assumiu as funções de *Órgão Regulador* com a missão de regular, licenciar e controlar toda utilização de energia nuclear no país. É também encarregada da pesquisa e desenvolvimento, produção de radioisótopos e pelo controle dos rejeitos radioativos de todo o país, conforme Lei nº 10.308, de 20/11/2000, que estabeleceu regras para escolha do local, licenciamento, operação e regulamentos a serem seguidos pelas instalações de rejeitos radioativos. A CNEN está submetida ao Ministério de Ciências e Tecnologia (MCT). As organizações brasileiras ligadas ao setor nuclear brasileiro são mostradas na FIG 3.1.

FIGURA 3.1 – Organograma das organizações ligadas ao setor nuclear brasileiro

Entre as atividades da CNEN como órgão regulador está a avaliação de documentos e inspeção de atividades licenciadas na área nuclear. Para tanto, é responsável pela emissão de normas e regulamentos neste setor. As normas atualmente em vigor se subdividem em nove grupos, a saber:

- Grupo 1 - Instalações Nucleares
- Grupo 2 - Controle de Materiais Nucleares, Proteção Física e Proteção Contra Incêndio
- Grupo 3 - Proteção Radiológica
- Grupo 4 - Materiais, Minérios e Minerais Nucleares
- Grupo 5 - Transporte de Materiais Radioativos
- Grupo 6 - Instalações Radiativas
- Grupo 7 - Certificação e Registro de Pessoas
- Grupo 8 - Rejeitos Radioativos
- Grupo 9 – Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas

3.1 Estrutura Regulatória e Legislativa em relação aos rejeitos radioativos

A Lei nº 10.308, de 20/11/2001, estabelece a estrutura legal para disposição dos rejeitos radioativos no Brasil. Esta Lei, apesar de confirmar a responsabilidade do Governo com relação ao destino final dos rejeitos radioativos através da CNEN, abriu a possibilidade para delegar a terceiros a parte administrativa e operacional do armazenamento dos rejeitos radioativos, definindo quatro tipos de instalações para armazenamento:

- a) inicial: armazenamento temporário de rejeitos radioativos no espaço físico da instalação que os tenha gerado;
- b) intermediário: instalação licenciada pelas autoridades competentes e destinada a receber e, eventualmente, tratar e/ou acondicionar rejeitos radioativos até seu descarte ou remoção para o repositório;
- c) repositório ou depósito final: instalação licenciada pelas autoridades competentes e destinada à deposição dos rejeitos, em observância aos critérios estabelecidos pela CNEN, provenientes de armazenamentos iniciais, intermediários ou provisórios;
- d) provisório: instalação destinada a abrigar rejeitos radioativos provenientes de áreas atingidas por acidentes com materiais

radioativos até sua transferência, para outro depósito, observando os requisitos de segurança estabelecidos pela CNEN.

A CNEN estabelece também as regras para seleção do local, construção e operação dos repositórios, assim como a forma de licenciamento e controle destas instalações.

3.2 Instituições responsáveis pelos rejeitos radioativos

A legislação brasileira define a organização operadora como primeira responsável pela segurança da instalação radioativa ou nuclear, incluindo o gerenciamento do combustível queimado e do rejeito radioativo. A CNEN, através de suas diretorias e institutos, realiza avaliações independentes dos aspectos relativos à radioproteção, incluindo análises dos documentos de licenciamento como o Relatório de Análises de Segurança da Instalação (RASIN) e documentos operacionais como o plano de radioproteção, programas de monitoração e procedimentos operacionais.

Durante o descomissionamento, o programa usualmente implantado inclui o controle de monitoração ocupacional e do meio ambiente assim como:

- a) análise e aprovação do plano de descomissionamento, do Relatório de Análise de Segurança e registros de operação do reator e de proteção radiológica;
- b) auditoria nos registros de dados do serviço de radioproteção, incluindo avaliação das doses dos trabalhadores;
- c) avaliação dos procedimentos de descontaminação principalmente aqueles que não eram utilizados durante a operação regular da instalação;
- d) inspeções regulatórias e realização de um programa de monitoração ambiental independente da organização responsável pelo descomissionamento;
- e) avaliação dos resultados do programa de monitoração de área e comparação com os resultados fornecidos pelo operador;
- f) avaliação do relatório de monitoração periódico dos trabalhadores que realizam o descomissionamento fornecido pelo grupo de proteção radiológica.

Embora o IRD seja responsável pelo controle das atividades de descomissionamento no país, pode-se dizer que até o momento o Brasil não possui regulamentos específicos para atividades de descomissionamento de instalações radioativas ou nucleares, principalmente relacionadas com os reatores de pesquisa. Para reatores de potência, em novembro de 2012, a CNEN emitiu, através da resolução 133/12, a norma CNEN-NN-9.01 "Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas" [36]. Outras normas que têm sido utilizadas com relação aos rejeitos gerados em instalações radioativas e nucleares são:

- Norma CNEN-NN-3.01 - Diretrizes de radioproteção [37]
- Norma CNEN-NE-6.06 – Seleção e Escolha de Locais para Depósito de Rejeitos Radiativos [38]
- Norma CNEN-NN-6.09 - Critérios de Aceitação para Deposição de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação [39]
- Norma CNEN-NN-8.02 – Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação [40]
- Norma CNEN-NN-8.01 - Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação [34]

3.3 Situação dos rejeitos gerados no IPEN/ CNEN-SP

O IPEN tem estocado os rejeitos radiativos gerados em suas próprias instalações desde 1978. A Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) é responsável por receber, tratar e armazenar temporariamente os rejeitos radioativos gerados no IPEN, assim como aqueles gerados em muitas instalações radioativas do país. A GRR inclui unidades para:

- a) recebimento do rejeito e segregação (separação, classificação);
- b) descontaminação;
- c) acondicionamento e imobilização de rejeito líquido;
- d) compactação de rejeito sólido compressível em tambores;
- e) desmonte de fontes seladas usadas e hastes de para-raios;
- f) caracterização primária e final de rejeitos;
- g) armazenamento de rejeitos tratados e não tratados.

A instalação existente possui uma Planta Integrada para Tratamento e Armazenamento de Rejeito Radioativo cuja área total é igual a 1.450 m² e compreende as seguintes unidades:

- a) sala de troca e de controle de radioproteção: para permitir o acesso à área de trabalho;
- b) unidade de recebimento e segregação: receber, classificar e distribuir o rejeito para o tratamento apropriado. Se necessário, a segregação é realizada (separação das partes);
- c) unidade de tratamento/condicionamento e armazenamento de rejeito líquido: equipado com contêineres adequados ou planos para armazenamento operacional e pré-condicionamento de líquidos, tanto para imobilização (retenção) ou para direcionamento para tanques de retenção para promover a descarga posterior no sistema de esgoto;
- d) unidade de cimentação: cimentação foi o processo escolhido para acondicionamento e encapsulamento de alguns tipos de rejeitos tais como: líquidos sólidos úmidos, incluindo resinas de troca iônica e carbono ativado gerado na operação de reatores, lama, material biológico e alguns rejeitos não compressíveis;
- e) unidade de compactação: equipada com uma prensa hidráulica de 10 toneladas. Sólidos compressíveis são colocados em sacos de polietileno transparente (capacidade de 60 litros) e prensados em tambores metálicos de 200 litros. A redução de volume é de cerca de 4-5 vezes;
- f) unidades de desmantelamento de para-raios: munido com três células com luvas, onde as fontes de ²⁴¹Am são removidas das hastes e acondicionadas em contêineres metálicos;
- g) unidade de encapsulamento de fontes usadas: projetada para manuseio de fontes com atividade superior equivalente a cerca de 4 TBq de ⁶⁰Co. Fontes são retiradas da blindagem original e encapsuladas em “dispositivos recuperáveis” para colocação em armazenamento provisório;
- h) laboratórios analíticos e de radioquímica: usados para caracterização primária dos rejeitos e formas dos rejeitos;

- i) instalações de armazenamento: para armazenamento provisório (ínterim) de tambores contendo rejeitos tratados.

Os rejeitos manuseados no IPEN são caracterizados por uma larga diversidade em função da natureza, formas, conteúdo de radionuclídeos e atividades, de forma que, para alguns tipos de rejeitos, métodos específicos de tratamento e acondicionamento precisam ser desenvolvidos. Em geral, rejeitos sólidos e líquidos são tratados e acondicionados em tambores de aço com volume de 200 litros, como segue:

- a) sólidos compressíveis: segregação na instalação geradora, compactação e acondicionamento;
- b) sólidos não compressíveis: desmantelamento e encapsulamento em concreto;
- c) sólidos úmidos ou molhados: condicionamento químico e imobilização em cimento;
- d) líquidos: rejeitos de meia vida curta são descarregados no sistema de esgoto como efluentes líquidos após armazenamento temporário para decaimento radioativo. Rejeitos de meia vida longa são imobilizados em matrizes de cimento.

As instalações para o tratamento de rejeitos estão dentro do IPEN, como parte das várias instalações radioativas e nucleares, certificadas apropriadamente pela CNEN.

3.4 Repositórios de rejeitos radiativos

O processo de licenciamento ambiental de qualquer repositório de rejeitos no Brasil é de responsabilidade do IBAMA (Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis). Quando rejeitos radioativos estão envolvidos, a CNEN atua em conjunto com o IBAMA.

Na fase de implantação do Repositório Nacional de Rejeitos Radioativos, a Coordenação de Rejeitos Radiativos da CNEN/RJ (COREJ) será chamada para fazer a avaliação do Relatório de Análise de Segurança da instalação. Dois projetos foram implantados pela CNEN relativos à avaliação de segurança de um repositório. O primeiro projeto com a assistência da AIEA e o segundo com a Universidade Federal do Rio de Janeiro [41]. Os projetos têm por

objetivo melhorar a capacidade nacional para avaliar a segurança de instalações em relação à disposição de rejeitos. Para tanto, especialistas multidisciplinares são treinados em métodos de avaliação de segurança, incluindo o uso de códigos de computador assim como em laboratórios e técnicas de medidas de campo.

Em 2004, foi criado o Grupo de Avaliação de Segurança de Repositórios dentro da CNEN. Em 2006 foi promovido a uma “seção” oficial dentro da Coordenação de Rejeitos Radioativos (COREJ). Essa seção tem, desde então, revisado um número de relatórios de avaliação de segurança originados de instalações nucleares e radioativas através do país. Tem também desenvolvido uma publicação e material de treinamento que contém os princípios da avaliação de segurança para agentes reguladores e instituições de pesquisa, disseminando, assim, a cultura de avaliação de segurança entre os operadores das instalações nucleares e radioativas, com o objetivo de melhorar a qualidade técnica dos relatórios de avaliação de segurança [41].

3.5 Gerenciamento de rejeitos radioativos no Brasil

A CNEN tem desenvolvido uma sistemática para o gerenciamento de rejeitos radioativos no Brasil, objetivando uma abordagem harmoniosa no país. Até agora algumas melhorias potenciais têm sido identificadas, como segue:

- a) seleção do local para implantação do Repositório Nacional para Rejeitos Radioativos, com a finalidade de fornecer local para deposição final dos rejeitos radioativos de nível baixo e intermediário;
- b) desenvolvimento da aceitação pública e de um programa de participação democrática para os repositórios de rejeitos;
- c) desenvolvimento de uma base de dados unificada e padronizada para registro do inventário dos rejeitos radioativos nacionais;
- d) aumento da capacidade dos Institutos da CNEN de tratar e armazenar os rejeitos radioativos;
- e) treinamento, recrutamento e retenção dos recursos humanos, em vista da previsão de ressurgimento das atividades nucleares no país e da previsão de redução da força de trabalho nesta área, devido às aposentadorias e falta de mecanismos de retenção;

- f) revisão das necessidades sobre questões regulatórias para instalações de pesquisa, fazendo fiscalização forte nas suas atividades de gerenciamento de rejeitos;
- g) desenvolvimento de um órgão regulador independente de todos os agentes regulados.

O desafio principal é certamente o estabelecimento de um Repositório Nacional para Rejeitos Radioativos. O projeto envolve várias especialidades em diferentes campos profissionais. Em cada um deles a CNEN e outras instituições brasileiras têm diferentes graus de realização. Esforços coordenados estão sendo feitos para tornar possível a operação de um repositório nacional na segunda década do século 21.

3.6 Empresa Brasileira de Rejeitos Radioativos

Os rejeitos radioativos no Brasil são gerados em inúmeras instalações localizadas no país que utilizam materiais radioativos de acordo com os regulamentos especificados pela CNEN. Estas instalações são classificadas como instalações radioativas ou nucleares, dependendo do caso. Os materiais radioativos podem ser gerados devido a outras atividades específicas, como para aplicação de isótopos para medicina, indústria, agricultura e pesquisa, e, ocasionalmente, devido ao processo de descontaminação seguido de acidentes radiológicos.

As leis brasileiras regulamentam estas atividades estabelecendo que a responsabilidade pela guarda final destes rejeitos radioativos será sempre do governo federal e será realizada pela CNEN. Nos últimos anos o volume de rejeitos radioativos acumulados em depósitos iniciais e intermediários tem aumentado consideravelmente. O programa de longo prazo estabelecido pelo governo brasileiro estabelece a implantação da Política de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos. Uma das ideias discutidas, mas até o momento não efetivada seria a implantação de uma companhia estatal responsável pelo gerenciamento dos rejeitos radioativos a ser chamada de Empresa Brasileira de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos (EBRR) [41].

É reconhecido que uma autarquia como a CNEN não tem a flexibilidade necessária, dinamismo e autonomia orçamentária para ser eficiente

na condução deste tipo de atividade. Também, com o objetivo de dar suporte para operação do EBRR, a Lei nº 10.308/01 especifica provisões para serem aplicadas no princípio do “pagamento poluidor” que permite à CNEN cobrar a instalação geradora do rejeito radioativo com taxas correspondentes. É proposto reunir estes recursos em um fundo a ser criado (Fundo Nacional de Rejeitos Radioativos – FNRR) com o objetivo de fornecer os meios para operar o EBRR. Os recursos financeiros assim obtidos seriam aplicados no interesse do mercado para assegurar a manutenção dos repositórios durante suas vidas úteis.

O EBRR seria uma empresa de sociedade anônima, tendo o Governo Federal a maioria das ações (votos). Na fase de capitalização da companhia o Governo Federal proveria a maior parte dos recursos. É esperado que esta fase permaneça até o início de operação do primeiro repositório para nível baixo e intermediário de rejeitos. O estudo de viabilidade foi realizado na implantação do EBRR baseado nos seguintes cenários:

- a) na fase inicial, a companhia será responsável somente pelo gerenciamento dos rejeitos de nível baixo e intermediário;
- b) o capital mínimo do EBRR será suficiente para a construção do primeiro repositório de nível baixo e intermediário e corresponderá às despesas com o EBRR durante a fase inicial;
- c) o provedor do capital será o Governo Federal. Um conjunto de diferentes possibilidades para a continuidade do apoio é analisada na viabilidade do estudo do EBRR. Entre elas, está sendo considerado que os recursos podem vir através de tarifas cobradas pela energia gerada pelas usinas nucleares;
- d) a capacidade do primeiro módulo do EBRR é avaliada para 30 anos de atividade do setor;
- e) o tempo de construção do primeiro módulo do repositório é estimado em 5 anos. Não está sendo considerada neste tempo a seleção e aprovação do local. O impacto na tarifa de energia no caso não é significativo.

A estratégia para criar a EBRR compreende na fase inicial de operação o uso das instalações e pessoal da CNEN. Gradualmente, conforme a sua expansão, EBRR ficará independente da CNEN. Estes planos estão sob revisão do Governo.

4. REATOR DE PESQUISA IEA-R1

Este capítulo tem por objetivo levantar o inventário dos principais equipamentos e componentes que formarão a base para o planejamento do descomissionamento do reator IEA-R1 [42,43]. Foram considerados os materiais irradiados e/ou contaminados que justifiquem um tratamento específico e/ou armazenagem, em local apropriado. Equipamentos e componentes de sistemas que não estejam nesta condição ou cujos níveis de radiação/contaminação se encontrem abaixo dos limites de liberação ou dispensa serão tratados neste trabalho como materiais de uso comum e, portanto, serão apenas citados de forma ilustrativa neste capítulo quando tiverem alguma função na operação do reator. Atenção especial será dada à blindagem biológica (paredes de concreto ao redor da piscina do reator) tendo em vista o volume de rejeito a ser produzido em caso de se optar pela demolição do prédio do reator. O cálculo da fração desta blindagem biológica que poderá ser descartada como rejeito comum é muito importante, uma vez que significará uma grande economia no custo final do descomissionamento em termos de volume de material a ser gerenciado como rejeito radioativo.

4.1 Descrição do prédio do reator e anexos

As principais edificações e estruturas de apoio à operação do reator conforme FIG. 4.1 são:

- a) Prédio do reator IEA-R1;
- b) Sala de Emergência e Controle de Acesso;
- c) Tanque de Retenção;
- d) Prédio dos Geradores e No-breaks;
- e) Oficina e Sistema de Tratamento de Água da Piscina do Reator;
- f) Prédio de escritórios e laboratórios;
- g) Laboratório do Acelerador Van de Graaff;
- h) Reservatório de Água de Emergência (SRE);
- i) Torres de Resfriamento.

FIGURA 4.1 - Prédio do reator e anexos

4.1.1 Prédio do Reator IEA-R1

Conforme FIG. 4.2, o prédio do reator tem o formato de uma grande caixa de concreto com lajes, paredes e cobertura em concreto armado, possuindo uma área total de 2.000 m², com as seguintes dimensões externas:

- altura: 18,7 m
- largura: 25,4 m
- comprimento: 28,0 m

O saguão onde se encontra a piscina do reator tem uma altura de 10,23 m, 12,50 m de comprimento e 12,80 m de largura.

As penetrações e o Sistema de Ventilação foram projetados de forma a não permitir liberação descontrolada de material radioativo para o exterior. A blindagem biológica em torno do núcleo do reator possui paredes de até 2,40 m de espessura para permitir a presença de pesquisadores no salão de experimentos localizado no lado externo da parede da piscina. Toda esta estrutura é reforçada por lajes de 0,15 até 3 m de espessura, reforçadas por grandes vigas retangulares.

O prédio é composto de cinco pavimentos assim distribuídos:

Subsolo: casa de máquinas contendo o circuito de resfriamento primário e parte do circuito secundário e o Sistema de Retratamento da Água da Piscina;

Primeiro pavimento: salão de experimentos, salas de apoio aos experimentos, sala de depósito de material irradiado, sala da empilhadeira, quadros elétricos e 50 tubos distribuídos ao longo de uma parede externa do prédio do reator para armazenamento a seco de materiais com baixos níveis de radioatividade;

Segundo pavimento: sala de ventilação e ar condicionado, duas salas utilizadas como almoxarifado do reator, sala da proteção radiológica e sala para guardar materiais de limpeza;

Terceiro pavimento: saguão da piscina, sala de controle, compartimento de estocagem a seco para armazenamento de combustíveis novos, oficina mecânica de apoio à operação, sala de exposição, sala de suporte do circuito experimental de água pressurizada;

Quarto pavimento: Sala de exaustão do prédio do reator contendo os circuitos de exaustão normal e de emergência e parte do sistema pneumático de envio de amostras para o núcleo do reator.

FIGURA 4.2 - Vista interna do Prédio do Reator IEA-R1

O interior do prédio do reator é dividido em duas áreas com sistemas de exaustão independentes separadas por meio de antecâmaras vedadas por portas de aço. A área quente, formada pelo saguão da piscina, sala de ventilação e ar condicionado, salão de experimentos e casa de máquinas, apresenta no seu interior atividade nuclear ou materiais radioativos. O restante do prédio é considerado como área fria por ser isento de material radioativo. Esta área é formada pelos corredores do prédio, oficina mecânica, sala de exposição e sala para depósito de materiais isentos de radiação. A sala de proteção radiológica localizada nesta área possui rejeitos radioativos de baixa atividade oriundos da operação do reator como luvas, sapatilhas, arames, que são acondicionados e enviados periodicamente à Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) do IPEN/CNEN-SP.

O Inventário dos principais componentes e equipamentos do prédio do reator são:

1. Subsolo (Casa de Máquinas)

a) Circuito de Resfriamento Primário

Circuito responsável pela remoção do calor gerado no núcleo do reator pela circulação forçada da água através dos elementos combustíveis O circuito primário é composto dos seguintes componentes (FIG. 4.3):

✦ Tubulações

Toda tubulação do primário é de aço inoxidável 304. O diâmetro nominal da tubulação varia de 25,4 a 40,64 cm de diâmetro com espessura de 3,05 mm. A TAB. 4.1 mostra a relação das tubulações e respectivos comprimentos.

TABELA 4.1 - Relação das tubulações do circuito primário

Diâmetro (cm)	Comprimento (metros)
25,4	36
30,48	11
40,64	30

FIGURA 4.3 - Circuito de Resfriamento Primário

✦ Válvulas

O circuito primário dispõe de 13 válvulas descritas a seguir:

- duas válvulas tipo esfera e gaveta para isolamento da piscina com acionamento remoto através de motor localizadas na perna fria (retorno para piscina) para atuação em caso de emergência (HV-15 e HV-16);
- duas válvulas tipo esfera e gaveta para isolamento da piscina localizadas na perna quente (saída da piscina) para atuação em caso de emergência (HV-17 e HV-18);
- nove válvulas de tipo gaveta para isolamento e regulação de vazão do circuito primário (VP-1 à VP-9).

✦ Bombas de circulação de água

Duas bombas, uma para cada circuito (B-101A e B-101B) de mesmas características. São bombas centrífugas com eixo horizontal e vedação por gaxetas. O acionamento é realizado por meio de um motor elétrico. As bombas são providas de volante de inércia de modo a manter o resfriamento por tempo suficiente para a redução do calor residual de decaimento (material: aço 1020, peso= 550 kg, Ø= 650 mm, comprimento e= 210 mm).

✧ Trocadores de Calor

O circuito primário conta com dois trocadores de calor (TC-A e TC-B), que são responsáveis pela transferência de calor produzido no núcleo do reator para o circuito secundário. Os trocadores são horizontais, tipo casco e tubo. Tanto no trocador A como no B, a água do circuito primário passa pelo lado externo dos tubos enquanto a água do secundário, em passe duplo, escoar no feixe tubular inferior em contra fluxo, e no feixe tubular superior em corrente paralela. As características de cada trocador são apresentadas nas TAB. 4.2 e 4.3.

TABELA 4.2 – Características do trocador de calor TC-A

Fabricante	IESA
Material	SS304
Comprimento total	7,729 m
Comprimento dos tubos	6,290 m
Diâmetro externo do casco	1176 mm
Diâmetro externo dos tubos	15,88 mm
Número de tubos:	1527
Espessura dos tubos	1,65 mm
Peso do TC	11.826 kg

TABELA 4.3 - Características do trocador de calor TC-B

Fabricante	Cia. Brasileira de Caldeiras (CBC)
Material	Cabeçote: aço carbono Casco/tubos: aço inoxidável
Comprimento total	7,69 m
Comprimento dos tubos	6,25 m
Diâmetro externo do casco	940 mm
Diâmetro externo dos tubos	12,7 mm
Número de tubos:	1900
Espessura dos tubos	0,55 mm

✦ Tanque de Decaimento

O tanque de decaimento localiza-se ao lado do prédio do reator no interior de um abrigo subterrâneo de concreto. Fabricado em estrutura de aço inoxidável 304 possui um volume de 27,2 m³. O abrigo do tanque é de concreto armado com 12,5 m de comprimento, 4,2 m de largura e 5,77 m de profundidade. A laje de apoio, as paredes laterais e a laje de cobertura têm espessura de 0,40m, 0,35 m e 1,5m, respectivamente. O tanque tem como finalidade reter a água de resfriamento forçado que sai do núcleo do reator por um tempo suficiente para que haja o decaimento do ¹⁶N, formado pela reação do oxigênio com os nêutrons rápidos.

b) Circuito de Resfriamento Secundário

Possui parte de suas tubulações e componentes no interior da casa de máquinas e outra parte no lado externo do prédio do reator (FIG.4.4). Duas torres de resfriamento dissipam o calor do núcleo na atmosfera. Este circuito possui os seguintes componentes:

✦ Tubulações

As tubulações são de aço carbono pintado. Seguem trajeto aéreo, com diâmetros que variam de 20,32 cm até 40,64 cm.

✦ Válvulas

Uma vez que existem dois circuitos redundantes, cada um possui cinco válvulas do tipo gaveta que funcionam para o isolamento de um deles durante a utilização do outro além do controle de vazão.

FIGURA 4.4 - Circuito de Resfriamento Secundário

✱ Bombas de água de resfriamento

O circuito secundário possui duas bombas para circulação de água de resfriamento (B-102A e B-102B), sendo uma para cada circuito. São do tipo centrífuga de eixo horizontal e rotor radial de dupla sucção, com vedação por gaxeta. O acionamento é através de motor elétrico.

c) Sistema de Retratamento de Água da Piscina

Este sistema tem como finalidade a manutenção da qualidade da água da piscina no reator. Localiza-se na casa de máquinas do prédio do reator. É constituído por duas bombas hidráulicas, filtro tipo CUNO e por duas unidades de retratamento em paralelo. Cada unidade é constituída por um tanque de carvão ativado e outro contendo resinas de troca iônica tipo “leito misto”. Possui ainda, um subsistema de regeneração constituído por um tanque de ácido, um de base, além das tubulações, válvulas e ejetores associados. Devido ao nível de radiação, os tanques são blindados por uma parede de tijolos de chumbo de 10 cm de espessura. Informações dimensionais e sobre o material estão na TAB. 4.4.

TABELA 4.4 – Componente do Sistema de Retratamento de Água da Piscina

Vaso para Filtros CUNO	Diâmetro: 210 mm e altura: 1063 mm Material: aço inoxidável
Vaso para filtros de carvão	Diâmetro: 914,4mm, altura:1524 mm; aço inoxidável Volume de carvão: 500 litros
Vaso de resina	Diâmetro: 609,6mm, altura:1524 mm; aço inoxidável 130 litros de resina catiônica e 130 de resina aniônica
Tubulações	Aço inoxidável AISI 304

d) Sistema de Drenagem do Prédio do Reator

Tem por finalidade recolher parte do efluente líquido utilizado no prédio do reator proveniente do ladrão da piscina, drenagem dos tubos de irradiação horizontais (BH's), ralos do subsolo, drenos dos trocadores de calor e retratamento e drenagem no “liner” (revestimento das paredes internas da piscina). Este efluente é recolhido em um tanque coletor (*Sump*) localizado na casa de máquinas (subsolo) do prédio do reator. É um tanque de aço inoxidável com volume de 1.500 litros. A drenagem desse tanque é realizada através de uma tubulação de aço inoxidável de 12,7 cm de diâmetro até uma caixa de passagem

localizada dentro na casa de máquinas e, desse ponto, para o abrigo do Tanque de Decaimento (TD). A linha de drenagem do abrigo do TD para o Tanque de Retenção é realizada por gravidade devido à diferença de altura entre os tanques. A tubulação é de PVC industrial fabricado de acordo com a norma NBR 5647 classe 20 com espessura de parede de 11,40 mm e diâmetro de 15,24 cm.

2. Primeiro Pavimento

a) Salão de Experimento

Neste salão são realizados experimentos que utilizam os feixes de nêutrons oriundos no núcleo do reator e que chegam ao outro lado da parede da piscina através dos tubos de irradiação horizontais ou BH (beam holes). Os arranjos experimentais existentes atualmente são:

- ✦ BNCT - Terapia por captura de nêutrons pelo boro (*Boron Neutron Capture Therapy* (BH#3);
- ✦ Difratrômetria de Nêutrons (BH#6);
- ✦ Espectrômetro de 3 eixos (BH#10);
- ✦ Experimento de reações fotonucleares e Análise por Ativação com Gamas Prontos PGNAa (BH# 4 e 12);
- ✦ Neutronografia ou radiografia com nêutrons (BH#14).

Além dos equipamentos utilizados nos experimentos o salão possui uma grande quantidade de material utilizado como blindagem para nêutrons e radiação gama como blocos de concreto, caixas de água, tijolos de chumbo e caixas de parafina.

b) Sala de Armazenamento de material irradiado ou contaminado

Sala localizada no Salão de Experimento com divisória de madeira utilizada para guardar materiais irradiados ou contaminados que poderão ser ainda usados na operação do reator como tampões (*plugs*) de concreto usados nos tubos de irradiação horizontais (BH's) sem uso, blindagem para elemento combustível, etc. Outros materiais são ali mantidos por tempo determinado até serem levados para a Gerência de Rejeitos Radioativos do IPEN.

c) Tubos de armazenamento a seco

São 50 tubos de aço inoxidável com 2 mm de espessura, sendo 45 com 15,24 cm e 5 com 20,32 cm de diâmetro por 3,15 m de comprimento,

colocados internamente a tubos de fibrocimento apoiados em muro de concreto armado distante 3,20 m da parede leste do primeiro pavimento do prédio do reator. Os tubos estão dispostos ao longo de 14,65 m desta parede em três fileiras. São utilizados para armazenamento de elementos refletores, dispositivos de irradiação, alvos, câmeras de ionização, etc.

3. Segundo Pavimento

O prédio do reator divide-se em Área Quente e Área Fria em função dos níveis de radiação. Para ventilação e ar condicionado da Área Fria são usadas três unidades condicionadoras tipo "self-contained" localizadas em duas salas do terceiro andar deste prédio com condensadores do tipo remoto, resfriado a ar, dispostos na cobertura do quarto pavimento. O retorno de ar é realizado por uma rede de dutos que comunica cada um dos locais atendidos com as salas onde estão instalados os condicionadores. A captação de ar externo é feita através de abertura localizada no quarto pavimento. A exaustão destas áreas é feita pela captação do ar em dutos distribuídos por pontos estratégicos da Área Fria que é lançado na atmosfera com o auxílio de dois ventiladores centrífugos (um de reserva) através de uma chaminé localizada no quarto pavimento.

Para o sistema de ventilação e ar condicionado que atende a Área Quente, a captação do ar externo é realizada por uma abertura lateral localizada no terceiro andar da parede do prédio do reator, guarnecida por registro de ultra-estanqueidade, registro modulante e pré-filtro. Este ar é misturado com o ar vindo do saguão do reator e salão de experimento antes de passar por uma bateria de filtros (filtros tipo manta, pré-filtros e filtros HEPA) antes de ser insuflado novamente na Área Quente através de um ventilador centrífugo localizado na Sala de Ventilação e Ar Condicionado no segundo pavimento do prédio do reator. Dois compressores são utilizados nesta mesma sala para manter o ar na temperatura desejada.

A exaustão da Área Quente foi projetada para manter uma depressão no ambiente assegurando que o mesmo somente será liberado para atmosfera de forma controlada através do sistema de exaustão normal ou de emergência localizado no quarto pavimento do prédio do reator. Este sistema é composto de dutos de captação de ar nas salas, registros, filtros HEPA e de carvão ativado, dois ventiladores e chaminé.

4. Terceiro Pavimento

a) Sala de Controle

Salas onde se localizam a mesa de controle e painéis a partir dos quais os operadores controlam e monitoram os diversos sistemas da instalação. É uma sala que se encontra na Área Fria do Prédio do Reator com sistema de ventilação e ar condicionado totalmente separado do sistema utilizado na Área Quente, com o objetivo de preservar ao máximo os operadores que ali permanecem durante a operação do reator.

b) Sala de estocagem de material nuclear a seco

É uma pequena sala localizada ao lado da sala de controle do reator utilizada principalmente para estocagem de elementos combustíveis novos, câmeras de fissão e ionização.

c) Piscina do reator

A piscina do reator (FIG. 4.5) possui um volume de água igual a 272 m³. É constituída de dois compartimentos. O primeiro, destina-se à estocagem de elementos combustíveis queimados, refletores e caixas de irradiação de alumínio usadas. Também é utilizado para a transferência de materiais irradiados no núcleo do reator para blindagens que são enviadas para laboratórios do IPEN ou para outras instituições. O segundo compartimento destina-se a operação do reator. Contém o núcleo do reator, uma coluna térmica e 11 tubos de irradiação horizontais conhecidos como "beam holes" (BH).

As paredes e o piso da piscina foram construídos em concreto. A parte interna é revestida por chapas de aço inoxidável 304-A240 com espessura de 4,0 mm. Possui 9,05 metros de altura por 3,0 m de largura e 10,7 m de comprimento. Uma de suas extremidades é circular, com um raio de 1,5 m. Na sua construção foram empregados 350 m³ de concreto comum e 270 m³ de concreto de barita com densidade média superior a 3.500 kg/m³. Na vizinhança dos tubos colimadores e da coluna térmica a espessura da parede de concreto possui 2,4 m de espessura.

FIGURA 4.5 - Corte e vista da piscina do reator

O reator pode ser operado em duas posições distintas no compartimento de operação, a saber:

Posição A: o núcleo encontra-se acoplado ao circuito primário de resfriamento adjacente a 9 tubos colimadores de nêutrons (8 radiais e 1 tangencial) com diâmetro de 15,24 cm e 20,32 cm, respectivamente, que se prolongam até a face externa da parede do reator onde estão montados os experimentos de física nuclear. Nesta posição, a potência de operação pode chegar a 5 MW.

Posição B: o núcleo fica posicionado entre a Coluna Térmica e 2 tubos colimadores com 15,24 cm de diâmetro. A potência máxima de operação nesta posição é de 100 kW uma vez que o resfriamento do núcleo só pode ser realizado por convecção natural.

No interior da piscina encontram-se o núcleo do reator e outros componentes e sistemas, a saber:

✦ Placa Matriz

É uma placa de alumínio com dimensões aproximadas de 83 x 64 x 11,5 cm³. Possui 80 orifícios segundo uma matriz de 8x10 com cerca de 6 cm de diâmetro que servem de sustentação para os elementos combustíveis, elementos refletores, elementos de controle e suportes dos dispositivos de irradiação de amostras. Esta placa é sustentada por uma treliça de alumínio conectada na sua

parte superior a uma plataforma móvel que permite o movimento deste conjunto por meio de trilhos existentes nas laterais da piscina.

✧ Cone de Redução

Peça de alumínio de formato tronco-piramidal localizada abaixo da placa matriz que tem por finalidade promover a transição da seção retangular desta placa para seção circular da válvula de convecção.

✧ Válvula de Convecção (header)

É uma peça de alumínio responsável pelo acoplamento do cone de redução com a tubulação do circuito primário. Por ocasião do acionamento da bomba de circulação do refrigerante do circuito primário, a válvula é acoplada através de um atuador pneumático, sendo depois mantida nessa posição pela diferença de pressão produzida pelo escoamento da água através do núcleo. Quando a válvula está desacoplada, o resfriamento é realizado por convecção natural (potência abaixo de 200 kW).

✧ Difusor

Peça localizada no fundo da piscina do reator destinada a distribuir de maneira homogênea a água que retorna à piscina do reator, evitando a formação de correntes que levem essa água de retorno até a superfície livre da piscina. Formado por três tubos de aço inoxidável 304 SCH40 com diâmetro de 10 polegadas, forma um T no plano horizontal, a uma altura de 0,60 m do fundo da piscina. A passagem da água ocorre através de 572 furos com diâmetro de 2,54 cm cada.

✧ Barras de controle e segurança

O controle do reator é realizado por meio de três barras de segurança e uma de controle. Cada barra é formada por duas lâminas constituídas de uma liga de prata (80%), índio (15%) e cádmio (5%) encamisada em aço inox introduzida no interior do elemento combustível de controle. Uma extensão de alumínio eleva a estrutura de cada barra acima da superfície da piscina, onde uma armadura cilíndrica de ferro-níquel é mantida suspensa por um eletroímã acoplado a um motor elétrico. O posicionamento das barras é feito pela atuação destes motores

através de acionamento manual realizado pelo operador a partir da Sala de Controle do reator.

✦ Cestos de Armazenamento do Combustível Queimado

Os elementos combustíveis queimados no reator IEA-R1 são armazenados em cestos fabricados em aço inoxidável fixados nas laterais das paredes da piscina (84 posições) junto ao compartimento de estocagem e em cestos localizados diretamente sobre o fundo da piscina sendo um mais antigo de aço inoxidável (24 posições) e dois construídos mais recentemente em alumínio (48 posições). Para cada duas posições dos cestos de aço inoxidável foram colocadas no seu interior caixas de alumínio impedindo o contato direto das partes metálicas da estrutura dos cestos com as placas combustíveis para evitar a corrosão nas placas dos combustíveis. [44]

✦ Plataformas de Manuseio de Material Irradiado

Duas plataformas de alumínio quadradas (1 m²) apoiadas em cada lado da piscina a uma profundidade média de 1,5 m através de 2 perfis tipo L junto ao compartimento de estocagem. Estas plataformas destinam-se ao manuseio de material irradiado no núcleo do reator e/ou apoios de dispositivos experimentais.

✦ Medidores de Nível da Água da Piscina

São medidores localizados no compartimento de estocagem da piscina no interior de tubos de alumínio que fazem parte dos sistemas de segurança do reator com o objetivo de garantir a integridade do núcleo em caso de acidente de perda de refrigerante primário. Entre os sistemas estão o Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), Sistema de Isolamento da Piscina (SIP) e desligamento automático do reator por baixo nível de água da piscina.

✦ Tubos Colimadores de Nêutrons Horizontais (Beam Holes)

São ao todo 11 tubos colimadores sendo 8 radiais e um tangencial em relação ao núcleo e dois em frente à coluna térmica. Estes tubos se prolongam até a face externa da parede lateral da piscina e possuem no seu interior diversos tipos de “plugs de irradiação” destinados à obtenção de feixes colimados de

nêutrons utilizados para experimentos de física nuclear, neutrongrafia e irradiação de alvos de diversos tipos de materiais.

✦ Coluna Térmica

O reator IEA-R1 dispõe de uma Coluna Térmica com dimensões de 1,80 x 1,80 x 2,40 m³. Para utilizar essa Coluna, o núcleo do reator deve ser posicionado em frente à mesma. Nesta posição, devido à falta de resfriamento forçado no núcleo, a potência máxima de operação é 100 kW. Esta coluna é constituída de blocos de grafita totalizando cerca de 12,5 toneladas. Foi utilizada após a inauguração do reator para calibrar detectores e realização de experimentos utilizando apenas nêutrons térmicos. Após este período, não foi mais utilizada.

d) Ponte Rolante

Localizada sobre a piscina, é utilizada para o transporte de equipamentos pesados na área do saguão do reator e para movimentação de combustível entre outros no interior da piscina. Possui dois ganchos sendo um para cargas de até 10 toneladas e outro, menor, para até 500 kg.

e) Sistema Pneumático de Irradiação

Esse Sistema tem por objetivo de transportar cápsulas contendo materiais desde capelas localizados no Laboratório da Análise por Ativação Neutrônica (prédio anexo), até a placa matriz do Reator IEA-R1, onde serão irradiadas durante intervalos de tempos não superiores há 30 minutos. Depois de irradiadas, essas cápsulas retornam para capelas onde serão manipuladas. No interior da piscina, o Sistema é composto de 2 pares de tubos rígidos em Aço Inox 304 L, sem costura, com 38 mm de diâmetro externo e 3mm de espessura de parede. Os tubos descem até a placa matriz interligando a outra extremidade do tubo ao terminal de irradiação construído em alumínio mantendo as dimensões exatas das caixas d'água usadas para irradiação de amostra no núcleo. A única modificação é a substituição da placa divisória interna desta caixa por um bloco de aço inox 304L fixado por parafusos internamente no meio do tubo quadrado do terminal. Este bloco tem a finalidade de juntar os tubos rígidos que descem do ponto de transição e alojar a cápsula durante o tempo de irradiação programado.

Na extremidade superior destes tubos (sobre a superfície da piscina até as estações) a conexão é realizada por mangueiras flexíveis.

f) Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE)

Este sistema (FIG. 4.6) tem por fim a remoção do calor residual de decaimento radioativo oriundo do núcleo do reator de modo a evitar a possível fusão dos combustíveis em acidente de Perda de Refrigerante (APR) que ocorre quando o nível de água da piscina baixa de forma a deixar o núcleo exposto. Este sistema é constituído por dois reservatórios elevados, tubulações, válvulas e um distribuidor com bicos de aspersão, além da instrumentação necessária para sua atuação e, de um dispositivo distribuidor adicional para testes periódicos. A parte que fica dentro da piscina é constituída de tubulação de aço inoxidável 1½ polegadas de diâmetro SCH 80S, treliça de alumínio que sustenta a tubulação e sete bicos aspersores dispostos sobre os combustíveis.

FIG. 4. 6 - Sistema de Resfriamento de Emergência

5. Quarto Pavimento

Neste pavimento localizam-se o Sistema de Exaustão Normal e de Emergência da Área Quente, condensadores da Área Fria, chaminés de saída de ar do prédio do reator e a parte de comando do Sistema Pneumático (exaustor, caixa de válvulas solenoides para comando do envio e retorno das cápsulas, filtros e quadro elétrico de comando).

4.1.2 Sala de Emergência e Controle de Acesso

Situa-se na entrada do Prédio do Reator. Serve para identificação e controle dos funcionários e visitantes que acessam o reator. Nessa sala estão distribuídos painéis dos sistemas de emergência, painel de combate a incêndio, mapa de controle radiológico e sistema de comunicação.

4.1.3 Tanque de Retenção de Efluentes Líquidos

Localizado em frente ao Prédio da Oficina Mecânica do IPEN, é um tanque de concreto armado subterrâneo dividido em dois compartimentos, denominados, compartimento de controle e compartimento principal, com capacidade de armazenamento de 20 e 214 m³, respectivamente. O compartimento de controle destina-se a receber e reter os efluentes líquidos provenientes do Sistema de Drenagem do Prédio do Reator para operações rotineiras do reator IEA-R1. O tanque principal, por sua vez, é utilizado em caso de remoção da água do prédio do reator por ocasião de ocorrências como possíveis rachaduras no aço do revestimento da piscina, ruptura de um ou mais tubos de irradiação horizontais, ruptura da canalização ou componentes do circuito primário de resfriamento. Uma amostra de água é retirada desse tanque de forma rotineira (em geral a cada duas semanas) e enviada para análise no Laboratório de Monitoração Ambiental do IPEN para posterior liberação do efluente líquido do tanque na rede de esgoto da cidade de São Paulo.

4.1.4 Prédio dos geradores e no-breaks

É um prédio convencional de forma retangular (12 x 23 m²) localizado ao lado do prédio do reator. Formado de blocos de concreto aparente, contém a Sala dos Transformadores, Sala de Comando dos Geradores e Sala dos Geradores. Nessas salas estão situados quatro grupos geradores, sendo dois do tipo convencional e dois do tipo "no-break" juntamente com seus quadros de comando, um compressor de ar, transformadores e equipamentos elétricos que recebem a alimentação elétrica externa (13,2 kV) e distribuem para as instalações do reator.

4.1.5 Oficina e Sistema de Tratamento de Água da Piscina

O prédio anexo em frente à antecâmara de saída de carga do reator no primeiro pavimento possui duas salas sendo uma utilizada como oficina mecânica

e a outra para abrigar o Sistema de Tratamento de Água da Piscina. A primeira possui equipamentos convencionais como máquina de solda, corte e esmeril, utilizados para realização de pequenos reparos nos equipamentos do Centro do Reator de Pesquisas (CRPq).

O Sistema de Tratamento de Água tem como função a produção de água desmineralizada para abastecer e completar o nível de água da piscina do reator, alimentar o sistema de drenagem dos tubos de irradiação e os laboratórios da Radioquímica. Os componentes do sistema são:

1. tanque de armazenamento para 1500 litros de água bruta;
2. tanque de armazenamento para 1500 litros de água tratada;
3. filtros de areia;
4. filtro de carvão ativo, com retrolavagem;
5. leitos de resinas de troca iônica;
6. tanques de solução regenerante, para efetuar a regeneração das resinas;
7. tubulações, válvulas, pontos para tomada de amostra;
8. instrumentação para controle de processo.

4.1.6 Prédios de escritórios e laboratórios

É um prédio de três andares onde estão localizados os escritórios e laboratórios da equipe operação (eletrônica e água), radioquímica e física nuclear. É um prédio de três pavimentos em forma de L onde funciona a parte administrativa da operação do reator como escritórios, salas de reunião, copa e laboratórios de química da água da piscina e de eletrônica, assim como as salas e laboratórios de pesquisadores e estagiários das áreas de física e química do Centro do Reator de Pesquisas. Também neste prédio encontram-se instalações para manuseio de fontes seladas e uma lavanderia.

4.1.7 Laboratório do Acelerador Van de Graaff

Galpão anexo ao prédio do reator onde está localizado um acelerador eletrostático tipo Van de Graaff fora de uso. Duas salas no Prédio da Administração com comunicação com este galpão são utilizadas como bancada para montagem de sistemas de medidas e aquisição de dados além de teste de

equipamentos. Neste local existe ainda um Detector de Germânio utilizado para apoio à operação.

4.1.8 Reservatórios do Sistema de Refrigeração de Emergência (SRE)

Os reservatórios de água de emergência estão localizados ao lado do prédio do reator e são formados por dois reservatórios com capacidade aproximada de 75 m³ cada. A água destes reservatórios é usada para alimentar as duas linhas do Sistema de Resfriamento de Emergência.

4.1.9 Torres de resfriamento

O sistema de resfriamento possui duas torres de resfriamento (TR-A e TR-B) para dissipação do calor para a atmosfera. São torres do tipo corrente cruzada simples e ambas possuem duas células dotadas de ventilador na sua parte superior para circulação do ar. A primeira foi fabricada pela Empresa Alpina e sua estrutura externa é de fibra, enquanto a outra, bem mais antiga, foi fabricada pela Empresa Garcia & Bassi sendo sua estrutura principal de concreto armado.

5. CAPACITAÇÃO DO CORPO TÉCNICO DO IPEN

Segundo o banco de dados da AIEA, o reator IEA-R1 é um dos reatores de pesquisa mais antigos no mundo ainda em operação. Seu bom desempenho se deve a um efetivo programa de reformas e modernizações que tem sido implantado em suas instalações com o objetivo de mantê-las sempre atualizadas com relação aos avanços tecnológicos mundiais (TAB 5.3). Muitas destas reformas envolvem a substituição de equipamentos e componentes e de outras técnicas comumente usadas nas atividades de descomissionamento de reatores como: descontaminação de componentes e áreas, desmontagem dos equipamentos, substituição de dutos, tanques de resina e carvão, etc. Todas estas atividades geram rejeitos radioativos que mobilizam as equipes de operação, manutenção do reator e do Instituto, proteção radiológica, transporte e a Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR).

O transporte de 160 elementos combustíveis queimados no reator IEA-R1 para os Estados Unidos através de duas operações, uma em 1999 e a segunda em 2007, dentro do programa de repatriação de combustíveis enriquecidos nos Estados Unidos (*Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program* [45]) constituiu também em grande experiência adquirida pelas equipes de operação, proteção radiológica e física do IPEN. A capacitação adquirida nessa atividade é muito importante tendo em vista que em algum momento após o desligamento definitivo do reator será necessária a retirada dos combustíveis queimados da instalação.

A seguir são relacionadas algumas das mais importantes reformas e o programa de gestão dos combustíveis queimados neste reator.

5.1 Substituição do revestimento das paredes e piso da piscina

Originalmente, as paredes e piso da piscina do reator IEA-R1 eram revestidas de cerâmicas brancas. Muitos reatores tipo piscina construídos na década de 50 utilizaram este mesmo tipo de material e, após cerca de 10 anos de operação, foi necessário substituir esta cerâmica por placas de aço inoxidável ou de alumínio em função do descolamento de parte dessas cerâmicas ou devido à

infiltração da água pelo concreto da parede da piscina através das junções existentes entre as cerâmicas.

No caso particular do reator IEA-R1, estes problemas começaram a aparecer em meados da década de 1970 com o descolamento de algumas peças e o aparecimento de infiltrações de água no concreto. A organização operadora do então Instituto de Energia Atômica (IEA) iniciou, em 1976, os primeiros contatos com a empresa Promon Engenharia, visando o desenvolvimento de um projeto para substituir o revestimento cerâmico por chapas de aço inoxidável. Em setembro do mesmo ano, sob a supervisão de um técnico americano, o projeto do novo revestimento foi iniciado. Nesta fase foram definidos todos os sistemas de fixação das chapas ao concreto, revestimento dos tubos colimadores da piscina, tipos e tamanhos de chapas que seriam aplicadas às paredes e fundo da piscina. Esta fase foi encerrada em novembro de 1976. A fase de execução ficou a cargo da Empresa Equipamentos Industriais Jean Lieutaud, iniciada em dezembro de 1977 e concluída 6 meses após, em julho de 1978. A reforma foi realizada de forma contínua dividida em três turnos com membros da empresa contratada, operadores do reator e equipes de proteção radiológica. Funcionários da empresa contratada, a exemplo dos funcionários do IPEN, portavam dosímetros pessoal e eram constantemente monitorados pelas equipes de proteção radiológica com o objetivo de preservar o limite máximo de dose nos trabalhadores.

Neste período foram realizadas as seguintes atividades:

- a) remoção do difusor, cestos de armazenamento dos combustíveis, plataformas de manuseio de amostras e demais componentes existentes no interior da piscina;
- b) remoção das cerâmicas do compartimento de operação (CO) conforme FIG 5.1 e 5.2;
- c) perfuração do fundo da piscina por meio de britadeiras para remoção dos terminais da estação pneumática;
- d) abertura da coluna térmica e perfuração da parede em volta dos BH's;
- e) desmontagem dos tubos de irradiação horizontais (BH's) no interior da piscina.

A remoção dos componentes e troca de revestimento da piscina permitiram que a equipe de proteção radiológica fizesse um mapeamento das taxas de exposição originada pelos componentes, piso e paredes de concreto da piscina. Estes dados são fundamentais para um planejamento futuro da operação de descomissionamento e encontram-se na TAB 5.1.

TABELA 5.1 Taxas de exposição e contagem de componentes da piscina

PEÇA OU LOCAL	TAXA DE EXPOSIÇÃO	OBSERVAÇÕES
Plataforma de Manuseio de Material Irradiado (80 x 80 cm ²)	0,15 mSv/h	
Piso do compartimento de estocagem	0,96 mSv/h	
Treliça de sustentação da placa matriz	0,01 mSv/h	±2m abaixo do nível da água
Sobre a coluna térmica	0,5 mSv/h	
Entrada dos BH's (máximo no BH#5)	0,12mSv/h	
Difusor Header	0,004 – 0,02 mSv/h até 0,10 mSv/h	
Tambor com pedaços de ladrilhos	0.008-30 mSv/h	Valores mínimo e máximo
Tambores com concreto removido do fundo da piscina com britadeira	0,0040 mSv/h	Remoção dos terminais do sistema pneumático e em volta BH's
Placa matriz	20 mSv/h	Suspensa até 20 cm abaixo do nível da água
Elementos refletores	1,0-15 mSv/h	Junto a superfície
Radioisótopos em 4 amostras de cerâmicas	Cs-137, Mn-54, Zn-65 Co-60 e Ir-192	Através de multicanal

FIGURA 5.1 – Compartimento de estocagem (CE) com cerâmica

FIGURA 5.2 Retirada da cerâmica da piscina

5.2 Substituição do Sistema de Tratamento de Água

O Sistema de Tratamento de Água utilizado principalmente para completar o nível de água da piscina do reator devido as perdas por evaporação e gaxetas das bombas de recirculação de água do circuito primário foi trocado pela primeira vez em 2003. O sistema antigo localizava-se no interior da casa de máquinas do prédio do reator e foi realocado para uma instalação anexa ao prédio do reator. Com esta mudança, este sistema pode ser acessado sem restrições, uma vez que o acesso à casa de máquinas durante a operação do reator é controlado e depende de autorização e acompanhamento por membros da equipe de proteção radiológica. A nova localização deste sistema possibilita manutenções em qualquer horário e os operadores trabalham livres das radiações que existem na casa de máquinas. Uma vez que os tanques, tubulações e demais componentes do sistema antigo não apresentavam consideráveis níveis de contaminação ou exposição radioativa, foram desmontados e considerados como rejeitos comuns.

A obra de instalação do novo sistema foi realizada por uma empresa externa, tendo sido o trabalho supervisionado pelo corpo técnico do IPEN/CNEN-

SP, considerando os critérios de avaliação em conformidade com a certificação NBR ISO 9001:2000. A FIG 5.3 apresenta o antigo e novo sistema de tratamento de água do reator IEA R1.

FIGURA 5.3 - Sistema de Tratamento de Água do Reator IEA-R1

5.3 Substituição do Sistema de Retratamento de Água da Piscina

O Sistema de Retratamento de Água da piscina foi substituído em 2003. Localizado na casa de máquinas do prédio do reator, tem como funções principais: a retirada de poeira depositada na superfície livre da piscina e a retirada de elementos radioativos formados por reações nucleares no alumínio estrutural dos elementos combustíveis e contaminações acidentais devido a possíveis rupturas de cápsulas de irradiação no núcleo e devido a possíveis falhas de elementos combustíveis. Os tanques de resinas e de carvão localizam-se no interior de uma blindagem formada por tijolos de chumbo uma vez que a taxa de exposição no seu interior é elevada em comparação com o nível apresentado na casa de máquinas. O novo sistema foi instalado na mesma área do antigo. Ao contrário do que ocorreu com a troca do sistema de tratamento em que o reator não precisou interromper suas atividades, neste caso a operação foi interrompida por algumas semanas. O novo sistema manteve as características básicas do anterior, mas a forma de atuação das válvulas de operação/regeneração das resinas foi alterada de manual para automático, visando à proteção dos operadores durante as manutenções e troca de circuito

devido às altas doses de radiação existentes no interior da blindagem. O novo sistema foi fabricado e montado por empresa externa supervisionada pelos operadores do reator e equipes de proteção radiológica.

A substituição do Sistema de Retratoamento foi realizada em várias etapas, sendo as mais importantes e que mostram a capacitação das equipes de operação e proteção radiológica citadas a seguir:

- a) isolamento da área para remoção do sistema antigo e montagem de um posto de controle de acesso no qual os trabalhadores eram monitorados e recebiam um dosímetro pessoal, macacão, luvas, sapatilha e touca. Além disto, em uma planilha era anotado o seu nome, hora de entrada, hora de saída e dose recebida;
 - b) remoção e acondicionamento das resinas (FIG 5.4) e carvão em sacos plásticos colocados no interior de tambores de 200 litros;
 - c) remoção das tubulações e válvulas com ajuda de maçarico e corte com esmeril (FIG 5.5);
 - d) retirada dos tanques (FIG 5.6, 5.7, 5.8) através do alçapão existente entre a casa de máquinas e o primeiro pavimento do prédio do reator e transporte para o GRR. Devido ao tamanho dos tanques, os técnicos decidiram mantê-los em sala especial desta Gerência sem cortá-los;
 - e) descontaminação do piso da casa de máquinas no local onde seria instalado o novo sistema;
 - f) montagem do novo sistema por empresa contratada (FIG 5.9).
- Montagem da blindagem de chumbo por funcionários do IPEN.

FIGURA 5.4 - Acondicionamento da resina do Sistema de Retratoamento

FIGURA 5.5 Desmontagem do Sistema de Retratamento

FIGURA 5.6 Retirada do tanque de resina

FIGURA 5.7 Colocação dos rejeitos em tambores

FIGURA 5.8 Transporte do rejeito para a GRR

FIGURA 5.9 Visão do novo Sistema de Retratamento de Água

5.4 Substituição do Trocador de Calor original da Babcock & Wilcox

Em 2001 o IPEN constituiu um grupo de trabalho com o objetivo de verificar a situação dos sistemas e equipamentos do reator IEA-R1 para dar prosseguimento à sua modernização. Uma das conclusões foi de que havia a necessidade da substituição do trocador de calor localizado na casa de máquinas desde a construção do reator, em 1956. Em 2006 o grupo de operação e técnicos do Centro de Engenharia Nuclear iniciaram estudos visando à aquisição de um novo trocador de calor. A Empresa IESA, de Araraquara (SP) foi então contratada para fabricação deste equipamento. A desmontagem e substituição ocorreram entre março e junho de 2007. Esta atividade mostrou a capacitação das equipes de operação, proteção radiológica e Gerência de Rejeitos Radioativos em lidar com situações de desmantelamento de equipamentos de grandes dimensões.

Abaixo estão listadas as atividades mais importantes e que vão ao encontro das que serão realizadas por ocasião do descomissionamento e desmantelamento deste reator no futuro:

- a) a equipe de proteção radiológica providenciou o isolamento da casa de máquinas onde ocorreria a remoção do trocador antigo e montou um posto de controle de acesso no qual os trabalhadores eram monitorados e recebiam um dosímetro pessoal, macacão, luvas, sapatilha e touca. Além disto, em uma planilha era anotado o nome, hora de entrada, hora de saída e dose recebida durante o período de trabalho;
- b) desmantelamento do trocador por empresa contratada iniciando pela remoção dos cabeçotes. Abertura de “janelas” no casco por esmeril visando à retirada dos tubos internos que eram cortados e armazenados em tambores de 200 litros (FIG. 5.10, 5.11). Corte do casco em pequenos pedaços igualmente depositados em tambores que foram transportados para a Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) do IPEN. As válvulas foram limpas e reutilizadas. A TAB 5.2 mostra parte do inventário do material contaminado enviado à GRR;
- c) remoção de parte do piso de concreto da casa de máquinas no local onde seria montado o novo trocador com auxílio de marteletes pneumáticos. O concreto removido estava contaminado e foi colocado em tambores transportados para a GRR;
- d) utilização de equipamento para movimentação de carga pesada visando a colocação do novo trocador para dentro da Casa de Máquinas através do alçapão existente no piso do primeiro pavimento do prédio do reator (FIG. 5.12).

TABELA 5.2- Inventário de alguns tambores enviados à GRR

DATA	IDENTIFICAÇÃO	RADIONUCLIDEO	PESO	ATIVIDADE	DOSE
13/03/2007	01	Co-60	66 kg	18,0 MBq	3,0 uSv/h
13/03/2007	06	Co-60	80 kg	31, MBq 0	3,9 uSv/h
13/03/2007	10	Co-60	115 kg	57,0 MBq	5,7 uSv/h
13/03/2007	11	Co-60	89 kg	64,0 MBq	6,4 uSv/h
13/03/2007	13	Co-60	124 kg	85,0 MBq	7,1 uSv/h
13/03/2007	15	Co-60	138 kg	140,0 MBq	9,8 uSv/h

13/03/2007	17	Co-60	144 kg	160,0 MBq	11,2 uSv/h
13/03/2007	20	Co-60	156 kg	70,0 MBq	5,0 uSv/h
13/03/2007	21	Co-60	94 kg	43,0 MBq	5,4 uSv/h
13/03/2007	22	Co-60	96 kg	19,0 MBq	3,2 uSv/h
13/03/2007	23	Co-60	119 kg	13,0 MBq	1,5 uSv/h

FIGURA 5.10 - Desmantelamento do trocador de calor

FIGURA 5.11 - Armazenamento dos tubos do trocador de calor

FIGURA 5.12 - Transferência do novo TC para Casa de Máquinas

5.5 Transporte dos elementos combustíveis queimados para os EUA

O Reator IEA-R1 tem utilizado desde a sua primeira operação diferentes tipos de combustíveis subdivididos em quatro grandes ciclos. O primeiro, constituído de 40 elementos de liga U-Al, 19 placas curvas, 20% enriquecidos em massa de ^{235}U adquiridos da empresa Babcock & Wilcox - USA em 1957. Devido a problemas de corrosão surgidos ainda no primeiro ano de operação do reator, estes elementos foram substituídos por outros 39 combustíveis em 1958, com as mesmas características, mas com diferente forma de fixação das placas combustíveis nos suportes laterais, para evitar os problemas surgidos com os primeiros combustíveis. Em 1968 foi adquirido o segundo ciclo constituído de 29 elementos de liga U-Al, 18 placas planas, 93% enriquecidos em peso de ^{235}U adquiridos da United Nuclear Corporation (UNC-USA) e mais 4 elementos de controle comprados da empresa francesa CERCA. Em 1981, o IPEN iniciou a conversão do núcleo do reator de alto para baixo enriquecimento com a aquisição de cinco elementos de dispersão de $\text{UAl}_x\text{-Al}$, com baixo enriquecimento (19,75%) da empresa alemã NUKEM (terceiro ciclo). A partir de 1982, o Centro do Combustível Nuclear do IPEN vem fabricando os combustíveis necessários a operação do IEA-R1. Os primeiros foram fabricados com geometria e enriquecimento idêntica aos elementos fabricados pela NUKEM mas de dispersão de $\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$. Atualmente é utilizada uma dispersão de $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$.

Segundo a AIEA a maior parte dos elementos combustíveis queimados em reatores de pesquisa é estocada em piscinas ou tanques e uma parte menor armazenada a seco no interior de tubos ou cascos. Na primeira opção, a integridade dos elementos está diretamente ligada ao controle dos parâmetros da água como condutividade, temperatura, pH e materiais empregados. Na segunda opção, deve haver um controle da umidade, temperatura, pressão e monitoração local visando à preservação dos combustíveis e trabalhadores.

Tanto o armazenamento na água como a seco são considerados como “**intermediários**”. São locais geralmente próximos aos reatores e com capacidade de armazenamento limitada. O número de elementos combustíveis estocados nestes locais tem crescido com os anos de operação destes reatores e, em muitos casos, é a causa do desligamento precoce de muitos, devido à falta de espaço para armazenamento de outros combustíveis queimados.

Preocupados com este problema, os Estados Membros da AIEA criaram vários programas de cunho assistencial. Os mais importantes são: a) *Spent Fuel Management Plans* (SFMP), para orientar os operadores de reatores de pesquisa sobre como proceder para prolongar a permanência dos elementos combustíveis queimados nos locais de armazenamento existentes; b) *Reduced Enrichment for Research and Test Reactors* (RERTR) para conversão de núcleos de reatores de pesquisa de alto para baixo enriquecimento; c) *Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program* com o objetivo de orientar os países de como repatriar os combustíveis queimados para o país de origem, liberando, assim, espaço para continuidade da operação de seus reatores. Além disto, a AIEA tem promovido encontros entre países de uma mesma região para tentar encontrar uma solução comum para o armazenamento destes combustíveis queimados.

Até 1997, os elementos combustíveis queimados do reator IEA-R1 estavam armazenados em 84 posições distribuídos em três cestos de aço inoxidável localizados no compartimento de estocagem da piscina do reator. Os 40 combustíveis do primeiro ciclo que apresentaram falha no primeiro ano de operação do reator e tinham queima inferior a 1%, foram colocados no interior de tubos de armazenamento a seco localizados no primeiro pavimento do prédio do reator. No final de 1997, após 40 anos de operação, a maior preocupação da organização operadora era com relação à falta de espaço para armazenar novos combustíveis, principalmente devido ao aumento no ritmo de operação e elevação gradual da potência do reator de 2 para 5 MW. Como solução imediata, dois cestos adicionais de alumínio com capacidade para 48 elementos foram colocados sobre o piso da piscina.

Em 1999 quando a capacidade de armazenamento estava praticamente esgotada, a solução foi enviar 127 combustíveis para os Estados Unidos dentro do programa de repatriação de combustíveis enriquecidos naquele país (*Research Reactor Spent Nuclear Fuel Acceptance Program*) [45,46]. Em 2007, um segundo carregamento foi realizado e mais 33 elementos foram repatriados dentro do mesmo Programa.

Tanto no primeiro como no segundo transporte dos combustíveis houve a participação dos grupos de operação e manutenção do reator, técnicos de proteção radiológica, da Gerência de Rejeitos Radioativos e do Centro de

Engenharia Nuclear. Também participaram funcionários da Oficina Mecânica do IPEN, empresa transportadora externa e funcionários da empresa proprietária dos embalados ou cascos utilizados nos carregamentos. Vários desafios precisaram ser vencidos antes e durante a realização deste transporte, que aumentaram a competência dos operadores e demais grupos do IPEN em atividades desta complexidade e que, no futuro, serão muito úteis por ocasião da realização do plano de descomissionamento. As principais atividades estão listadas a seguir:

- elaboração dos Planos de Transporte, Plano de Proteção Radiológica e Plano de Proteção Física que foram escritos no IPEN, com bases em Normas e Diretrizes da CNEN, visando a obtenção das licenças de carregamento e transporte dos elementos combustíveis queimados para o exterior;
- elaboração do inventário dos materiais dos elementos combustíveis incluindo o calor de decaimento;
- solicitação de autorização para Exportação dos Elementos Combustíveis, documento de validação dos embalados utilizados no Brasil pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN/RJ), autorização para Transporte de Material Nuclear e Licença de Operação emitida pelo Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e Dos Recursos Naturais Renováveis (IBAMA);
- suporte técnico do grupo de operação para empresa construtora da máquina de corte das extremidades dos elementos combustíveis no interior da piscina;
- corte dos elementos combustíveis armazenados a seco nos tubos de armazenamento localizados no primeiro pavimento do prédio do reator (FIG. 5.13);
- corte dos elementos combustíveis abaixo do nível da água da piscina (FIG. 5.14);
- transferência dos combustíveis queimados do interior da piscina para um casco de transferência (FIG. 5.15);
- Transferência dos combustíveis para o casco de transporte (FIG. 5.16);

- monitoração e descontaminação dos trabalhadores, áreas e embalados;
- acondicionamento de rejeitos gerados nas operações de corte em tambores transportados para Gerência de Rejeitos Radioativos;
- manuseio vertical e horizontal dos embalados com peso acima de 10 toneladas;
- movimentação dos cascos dentro da instalação e colocação nos containers para transporte para o Porto de embarque (FIG. 7.17);
- logística de transporte dos embalados até o Porto de Santos envolvendo escolta policial, técnicos do órgão regulador, proteção radiológica, operação, etc.

FIGURA 5.13 – Armazenamento a seco e corte dos elementos combustíveis de controle no primeiro pavimento do prédio do reator

Figura 5.14 – Armazenamento e corte dos elementos combustíveis de controle no interior da piscina

FIGURA 5.15 - Carregamento dos ECs no Casco de Transferência

FIGURA 5.16 – Transferência dos ECs para o Casco de Transporte

FIGURA 5.17 – Movimentação dos cascos e colocação nos containers

5.6 Projeto de um casco para armazenamento e transporte

Considerando a situação preocupante com relação ao armazenamento de combustíveis queimados oriundos de reatores de pesquisa da América Latina e, com o fim do acordo de retorno de combustíveis para os EUA em 2016, a AIEA aprovou para o biênio 2001/2002 o Projeto Regional RLA-4/018 – *Management of Spent Fuel from Research Reactor* [47], com participação da Argentina, Brasil, Chile, México e Peru, com os seguintes objetivos:

- a) definir uma estratégia regional para o gerenciamento dos elementos combustíveis oriundos dos reatores de pesquisa da região, baseado na realidade tecnológica e econômica de cada país participante;
- b) definir as condições específicas para o gerenciamento do combustível queimado para cada reator;
- c) estabelecer formas de cooperação regional para armazenamento final dos combustíveis queimados ou de seus subprodutos.

No primeiro Encontro, em 2001, foi considerada de vital importância para o sucesso do projeto, a caracterização dos combustíveis existentes, escolha das opções de armazenamento, formas de comunicação com o público e levantamento de normas de segurança existentes. Nesta fase foram consolidados alguns documentos incluindo a definição de um casco com duplo propósito de armazenagem temporária e transporte para o local definitivo [47].

Durante os anos de 2001/2002 o IPEN-CNEN/SP iniciou uma discussão interna sobre a melhor forma de realizar o armazenamento temporário dos combustíveis queimados e definiu duas possibilidades:

- a) utilizar uma instalação próxima ao reator IEA-R1 que seria transformada em um local de armazenamento a seco;
- b) armazenar os combustíveis em um casco de duplo propósito que estava sendo desenvolvido neste projeto regional.

O casco seria para 21 elementos tipo MTR ou 78 tipo TRIGA conforme FIG. 5.18. Um modelo deste casco na escala 1:2 foi construído na Argentina e testado no CDTN em Belo Horizonte em 2005. Os resultados dos testes

mostraram a necessidade de se continuar buscando um casco seguro que possa ser construído na região. De 2005 até 2012 técnicos da Argentina, Brasil e Chile deram continuidade à proposta inicial de qualificação deste casco através de mais dois projetos patrocinados pela AIEA. Até 2014, apesar de todos os avanços, ainda não se chegaram aos resultados pretendidos. A partir do segundo semestre de 2014 o projeto do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) deverá patrocinar a continuidade dos testes do modelo em escala 1:2. Se forem satisfatórios, serão necessárias atividades adicionais visando à qualificação deste tipo de casco.

FIGURA 5.18 - Protótipo do casco para armazenamento de ECs

5.7 Gerência de rejeitos radioativos

Com relação ao gerenciamento de rejeitos radioativos, pode-se dizer que o IPEN tem larga experiência neste tipo de atividade. Existe no Instituto um programa de gerência de rejeitos radioativos que fornece as diretrizes e procedimentos básicos que devem ser observados pelas instalações radioativas e nucleares como o Reator IEA-R1 com o objetivo de manter um controle sobre estes rejeitos e sua liberação no ambiente, quando possível. Este programa está baseado principalmente na infraestrutura e tecnologia disponíveis atualmente no IPEN para coleta, transporte, tratamento e armazenamento do rejeito radioativo.

5.8 Programa da Garantia da Qualidade (PGQ)

Outra competência consolidada junto à organização operadora do Reator IEA-R1 diz respeito a implantação de um Programa da Garantia da Qualidade nas Áreas de Prestação de Serviços, Operação e Manutenção. Este Programa é

extremamente importante por garantir o cumprimento dos padrões de qualidade na execução de tarefas rotineiras como operação do reator, implantação dos projetos de modernização e realização de atividades como o “transporte de elementos combustíveis queimados para os Estados Unidos”.

A elaboração do PGQ teve início a partir do ano 2000 e resultou na obtenção da ISO 9001 em dezembro de 2002 [48]. Atende aos requisitos de licenciamento de instalações nucleares, estabelecido pela Norma CNEN-NN-1.04 [49] e aos itens importantes à segurança, de acordo com os resultados da análise de acidentes e com os demais capítulos do RASIN. Seu conteúdo e itemização seguem os requisitos prescritos pela Norma CNEN-NN-1.16 [50], indicando, quando aplicável, responsabilidade, forma de atuação, local onde as atividades são efetuadas, de forma a garantir que a qualidade especificada para o reator IEA-R1 seja mantida ao longo de toda a sua vida útil, durante as atividades de operação, manutenção e modificação de projeto.

O PGQ implantado no IEA-R1 será de extrema importância por ocasião da realização do Plano de Descomissionamento, uma vez que uma de suas funções é a manutenção de todos os registros relativos às operações do reator, proteção radiológica, gerenciamento dos rejeitos radioativos, mudanças de projeto, plantas de engenharia, etc.

TABELA 5.3 - Principais reformas realizadas no Reator IEA-R1

1974	Ampliação do Circuito de Refrigeração do Reator. Introdução de Volante de Inércia nas Bombas Hidráulicas do Circuito Primário. Instalação de um Tanque de Decaimento para monitoração do Nitrogênio-16. Reforma do Sistema de Ventilação. Instalação de um Sistema de Água de Emergência. Reformulação do Sistema Elétrico de Alimentação com a instalação de Grupos motogeradores diesel.
1976	Substituição da mesa de controle original do reator.
1977 1978	Substituição do revestimento de cerâmicas das paredes e piso da piscina por chapa de aço inoxidável. Instalação de novos terminais de aço inoxidável do Sistema Pneumático de Irradiação no interior da piscina. Instalação da ponte rolante no saguão da piscina do reator. Modernização da instrumentação e mesa de controle. Substituição do mecanismo de acionamento das barras de segurança e de controle. Instalação de dois Grupos-geradores tipo no-break e dois Grupos-geradores convencionais.
1979 1981	Troca de barras tipo haste de CB ₄ por barras tipo "fourchett" (duas em 1979 e duas em 1981).

1985 1986	Modernização de três módulos da mesa de controle do reator: <ul style="list-style-type: none"> • Módulo para Medição do Período; • Módulo do amplificador de corrente para os canais de segurança 1, 2 e 3; • Módulo da fonte de alta tensão dos detectores de medidas dos canais nucleares.
1987 1988	Separação das áreas internas do prédio do reator com a criação de áreas quentes e frias e construção de antecâmaras entre as áreas. Construção de um duto vertical de transferência de material irradiado. Instalação de uma torre de resfriamento nova e revisão nos geradores de emergência.
1991	Construção de blindagem no sistema de retratamento de água da piscina.
1996	Aquisição de refletores de Berílio e irradiadores parciais de Berílio (tipo EIBE). Troca das tubulações do Circuito Secundário e estrutura interna da Torre de Resfriamento B. Reforma do sistema de ventilação, exaustão e ar condicionado do prédio do reator. Reforma do sistema de detecção e combate a incêndio com a instalação de uma nova rede de dutos, hidrantes, sprinklers, detectores de fumaça e quadro sinótico. Instalação de um sistema de detecção de vibração dos mancais das bombas do circuito de resfriamento do núcleo e do gerador No-Break 440.
1997	Troca da tubulação de drenagem do prédio do reator (desde o tanque de decaimento até o tanque de retenção). Instalação de 2 válvulas na linha (uma tipo esfera junto ao tanque de decaimento e outra tipo boia no tanque de retenção). Instalação do SRE (Sistema de Resfriamento de Emergência). Instalação de 5 medidores de nível da água da piscina e painel de alarme. Instalação de tampões na saída dos tubos colimadores horizontais Instalação de novos condutivímetros nas linhas do tratamento e retratamento. Instalação de equipamentos na sala de controle (medidor de temperatura, vazão, medidores de radiação de área e dutos, leitura dos condutivímetros). Instalação de 4 válvulas para isolamento da piscina no caso de eventual esvaziamento não controlado da piscina (duas válvulas na entrada e duas na saída do circuito primário). Reforma da ponte rolante. Colocação de novos cabos elétricos no prédio do reator separando-os por bandejas conforme cabos do sistema vital ou essencial.
1999	Reforma do sistema de drenagem da casa de máquinas do reator. Retorno de 127 elementos combustíveis queimados para os EUA.
2000	Troca da estrutura interna da torre A.
2001	Troca do parapeito da piscina de ferro por aço inoxidável. Reforma dos painéis elétricos das bombas do circuito primário, secundário e ventiladores. Reforma das bombas do circuito primário e secundário.
2002	Revestimento dos racks de aço inox por camisas de alumínio. Introdução de válvulas de isolamento no sistema pneumático de irradiação.
2003 2004	Troca das barras de controle e segurança fabricadas no IPEN. Troca do Sistema de Tratamento e Retratamento de Água.
2005	Troca do sistema pneumático de irradiações de amostras.

2006	Instalação de uma monovia para transporte de blindagens no primeiro andar do prédio do reator. Troca do carvão do Sistema de Exaustão de Emergência. Impermeabilização das caixas de água do SRE. Restauração da fachada do prédio do reator.
2007	Instalação do novo trocador de calor .
2013 2014	Troca de parte da tubulação do Circuito Primário.

6. OPÇÕES DE ESTRATÉGIAS DE DESCOMISSIONAMENTO QUE PODEM SER ADOTADAS NO REATOR IEA-R1 APÓS SEU DESLIGAMENTO

O descomissionamento não necessariamente leva à demolição das edificações utilizadas nas operações de um reator nuclear de pesquisa ou de potência, mas sim à liberação das obrigações e controles que haviam sido estabelecidos por ocasião do seu funcionamento pelo Órgão Regulador Nacional. Após a finalização do descomissionamento, o prédio do reator pode ser utilizado para outros fins que não envolvam o uso de material radioativo como: prédio para convenções, museus, escritórios, etc. A AIEA identifica três estratégias principais para se atingir o descomissionamento de uma instalação (FIG. 6.1):

a) Desmantelamento imediato: ocorre imediatamente após o desligamento definitivo do reator quando todos os equipamentos e materiais que não possam ser descontaminados abaixo dos níveis considerados como isentos de radiação, são desmantelados e removidos da instalação para um ou mais depósitos licenciados pelo órgão regulador. As partes remanescentes no local são então liberadas para uso irrestrito. Em alguns casos, os prédios são totalmente derrubados e área volta a ser um terreno sem qualquer edificação conhecido como *Green Field*. Quando apenas partes das instalações são liberadas do controle do órgão regulador, o descomissionamento é parcial. Neste caso algumas instalações podem conter materiais radioativos como os elementos combustíveis queimados. Neste caso chama-se de *Brown Field*.

O desmantelamento imediato é uma opção vantajosa para instalações que tenham recursos disponíveis ou possam dispor dos mesmos em tempo muito curto. Além disto, precisam estar com a documentação atualizada, tenham plano de descomissionamento submetido e aprovado pelo órgão regulador, possuam solução para imediata retirada dos combustíveis queimados do reator, tenham interesse em utilizar o mais rapidamente possível o local ou instalações para outra finalidade, desejem diminuir em curto espaço de tempo os recursos humanos utilizados durante a operação da instalação, queiram evitar o prolongamento dos serviços de manutenção e supervisão da instalação, etc.

b) Confinamento Seguro: é a estratégia utilizada quando a organização operadora deseja manter de forma segura equipamentos e estruturas

nuclearmente ativas dentro da instalação por um determinado período antes do início do processo de desmantelamento. Sistemas ou componentes com baixo nível de contaminação ou isentos de atividade nuclear podem ser desmantelados imediatamente após o desligamento definitivo do reator. Tem como vantagens o custo inicial baixo, maior tempo para encontrar os recursos necessários, possibilidade de desmantelamento e descontaminação de sistemas e locais ao longo do tempo (por etapas), permanência dos elementos combustíveis queimados no interior do compartimento de estocagem do reator até encontrar uma solução que permita a sua remoção da instalação, utilização de instalações anexas isentas de contaminação ou material nuclear para outros fins, etc.

c) Tombamento: é a estratégia pela qual os materiais radioativos são confinados no interior da instalação por um longo período de tempo até que haja o decaimento radioativo a níveis que permitam o uso irrestrito do local. Uma vez que esse material permanece confinado na instalação, isso significa dizer que a mesma poderá se transformar em um armazenamento de rejeitos. Tombamento pode ser uma estratégia utilizada por países com programas muito pequenos, i.e, que possuam um só reator e não disponham de locais apropriados para o armazenamento dos rejeitos radioativos.

A AIEA recomenda o desmantelamento imediato das instalações, mas reconhece que para países com programas nucleares reduzidos a melhor opção é a combinação do **Confinamento Seguro** e **Desmantelamento Imediato**, ou seja, confinar por alguns anos o material radioativo desmantelando imediatamente apenas os sistemas e/ou instalações que não sejam radioativas ou de fácil remoção. Uma vez que o descomissionamento de uma instalação normalmente é um processo dispendioso, é fundamental demonstrar com muita clareza que a estratégia adotada é a melhor em termos de custo/benefício sem prejuízo para a segurança do trabalhador e do meio ambiente. A tendência atual mais aceita é que as organizações operadoras dos reatores realizem um estudo detalhado de pelo menos duas estratégias justificando a opção escolhida. Vários fatores precisam ser considerados antes de se selecionar uma estratégia como:

- política nuclear existente no país;
- características da instalação;
- destino para os elementos combustíveis queimados;
- condições de segurança para o trabalhador e meio ambiente;

- disponibilidade de local para armazenamento dos rejeitos radioativos;
- disponibilidade de pessoas treinadas;
- disponibilidade de técnicas e empresas especializadas;
- definição sobre a utilização do local após sua liberação;
- disponibilidade de recursos para realização do projeto.

FIGURA 6.1 - Ciclo de vida de um reator

6.1. Análise de possíveis estratégias que podem ser adotadas após o desligamento do Reator IEA-R1

O Reator IEA-R1 foi o primeiro reator nuclear construído no Brasil e desde sua inauguração tem sido utilizado como forma de divulgação da energia nuclear no país. São milhares de alunos de colégios e universidades, pesquisadores e público em geral que visitam suas instalações anualmente com o objetivo de conhecer o seu funcionamento e suas aplicações. Desta forma, a manutenção de suas instalações após o seu desligamento é uma forma de continuar divulgando a atividade nuclear no Brasil. Isto pode ser realizado transformando o prédio do reator e anexos em uma instalação voltada para o ensino da tecnologia nuclear através da manutenção dos seus sistemas em condições de operação de forma a simular a operação do reator. O mesmo prédio teria ainda um museu com equipamentos que remontariam aos vários períodos de

sua operação. A segunda opção, embora menos provável, é o completo desmantelamento do prédio do reator e seus anexos. Em ambas as opções o mais acertado seria adotar a estratégia do confinamento seguro. A retirada dos combustíveis queimados seria realizada depois que a organização operadora encontrasse uma solução para sua remoção. As diferenças entre as opções estão relacionadas a seguir:

a) Para opção de transformar o prédio do reator em uma instalação educativa, será preciso:

- remover os elementos combustíveis queimados localizados na piscina do reator para fora da instalação;
- drenar a água dos circuitos primário e secundário. Retirar as resinas e o carvão ativado dos tanques do Sistema de Retratamento de Água do reator;
- realizar uma limpeza das paredes e fundo da piscina;
- realizar a descontaminação de componentes com baixos níveis de radiação;
- preencher a piscina e manter o Sistema de Tratamento de Água em condições de operação;
- colocar novas resinas no Sistema de Retratamento de Água para manter a água da piscina em boas condições a exemplo de uma piscina convencional;
- remover rejeitos radioativos localizados no prédio do reator;
- reduzir as equipes de operação, manutenção e de proteção radiológica do reator para realizar os serviços de manutenção, supervisão radiológica e proteção física da instalação.

b) Para realizar o desmantelamento do prédio do reator e anexos será necessário:

- remover os elementos combustíveis queimados localizados na piscina do reator para fora da instalação;
- drenar a água do circuito primário e secundário. Retirar as resinas e o carvão ativado dos tanques do Sistema de Retratamento de Água do reator;

- realizar o desmantelamento gradual dos sistemas isentos de radiação;
- realizar a descontaminação de locais com baixos níveis de radiação;
- remover rejeitos radioativos localizados no prédio do reator;
- aguardar o decaimento dos níveis de radiação dos componentes da piscina por pelo menos 10 anos visando a diminuição dos rejeitos radiativos a serem armazenados. Este tempo é suficiente para o decaimento da maioria dos radioisótopos de meia vida curta e média da instalação;
- manter as equipes de operação e proteção radiológica do reator para realizar os serviços de manutenção, supervisão radiológica e proteção física da instalação até a finalização das atividades de desmantelamento de todos os sistemas e demais estruturas do prédio do reator.

Em qualquer umas das estratégias escolhidas, haverá a necessidade de se planejar as atividades de descomissionamento que deverão englobar itens como:

1) Identificação dos materiais existentes na Instalação (inventário):

- materiais irradiados localizados no núcleo do reator como refletores de grafite e berílio, tubos de alumínio que contém as câmaras de fissão e ionização dos canais de segurança e controle do reator, barras absorvedoras de nêutrons, placa matriz, treliça de sustentação do núcleo próxima à placa matriz, caixas de alumínio utilizadas pelos dispositivos de irradiação no núcleo, dispositivos de irradiação, tampões da placa matriz, etc.;
- materiais contaminados como as placas de aço inoxidável do revestimento da piscina, componentes do circuito primário, cestos de estocagem de combustíveis queimados, treliça de sustentação do núcleo acima da placa matriz, difusor, componentes do sistema de retratamento de água, etc.;

- materiais isentos de radiação para uso irrestrito como componentes do circuito secundário, sistema de alimentação elétrico, componentes do Sistema de Tratamento da Água, equipamentos eletrônicos localizados na sala de controle, etc.

2) Planejamento das atividades de desmantelamento para 2ª opção:

- realizar um cronograma das atividades de desmantelamento;
- determinar a sequência dos materiais a serem desmantelados e a forma como serão transportados para os locais de armazenamento;
- determinar as técnicas a serem utilizadas no desmantelamento dos sistemas radioativos como componentes do núcleo, revestimento da piscina, cestos de estocagem de combustível queimado, etc.;
- determinar as técnicas a serem utilizadas no desmantelamento dos sistema isentos de radiação como o Sistema Elétrico (geradores, transformadores, cabos), circuito secundário (dutos, bombas, torres), equipamentos do Sistema de Tratamento de Água, etc.

3) Considerações sobre as técnicas de desmantelamento disponíveis

Fazer um levantamento das técnicas de desmantelamento existentes no IPEN e no mercado que possam ser utilizadas durante o descomissionamento do reator. Dependendo do nível de radiação dos componentes, deve-se considerar o desmantelamento direto ou indireto, ou seja:

- **desmantelamento direto:** para componentes com baixos níveis ou ausência de radiação. Nestes casos podem-se utilizar técnicas convencionais de desmontagem;
- **desmantelamento indireto:** realizado quando os materiais envolvidos apresentam níveis de radiação médios ou elevados que exijam controle de área e monitoração por parte da equipe de proteção radiológica assim como o uso de equipamentos de proteção individual como vestes especiais, luvas, óculos de proteção, etc., além da possível utilização de técnicas como manipulação remota, uso de telemanipuladores, garras, blindagens e corte dentro da piscina.

4) Considerações sobre as técnicas de descontaminação disponíveis

É importante considerar a presença de laboratórios de descontaminação no Instituto e as técnicas disponíveis. Muitas vezes a aquisição de novos equipamentos pode ser uma opção necessária. A completa descontaminação de peças de alumínio ou aço inoxidável pode diminuir a quantidade de rejeito a ser armazenada contribuindo para a redução do custo do descomissionamento.

5) Planejamento em relação ao gerenciamento dos rejeitos radioativos e não radioativos

O plano de descomissionamento deve conter informações sobre o destino que será dado aos rejeitos radioativos, rejeitos tóxicos e rejeitos não radioativos existentes na instalação. Para rejeitos radioativos devem ser adotados procedimentos como:

- caracterização primária ainda no prédio do reator;
- descontaminação quando viável e possibilidade de reutilização dos materiais;
- segregação e acondicionamento em sacos plásticos ou tambores metálicos;
- envio à Gerência de Rejeitos Radioativos;
- tratamento como compactação, descontaminação, encapsulamento, acondicionamento, etc.;
- imobilização quando for o caso;
- caracterização do produto final;
- identificação dos rejeitos nas embalagens;
- armazenamento.

6) Descrição das responsabilidades de todos os envolvidos nas atividades de descomissionamento

As atividades de descomissionamento abrangem funcionários do IPEN, da CNEN-RJ, IBAMA, empresas externas cujas atividades devem estar descritas no Plano de Descomissionamento, conforme a relação descrita abaixo:

➤ Área de Operação e Manutenção do Reator IEA-R1 (CRO/CRPq)

- preparar o Plano de Descomissionamento baseado em procedimentos previstos no Programa de Garantia da Qualidade para todas as atividades envolvidas neste plano;
- organizar e treinar as pessoas envolvidas no Plano de Descomissionamento inclusive de empresas contratadas;
- participar da contratação das empresas envolvidas em serviços específicos como desmontagem de sistemas, transporte de equipamentos no interior da instalação, etc.
- reunir toda documentação do reator incluindo histórico de operação, fotos, plantas, registros de reformas, modificações do prédio e sistemas, dados da operação e proteção radiológica, registros de incidentes, etc.;
- preparar o Relatório Final do Descomissionamento;
- guardar os registros realizados por ocasião de todas as atividades.

➤ Serviço de Proteção Radiológica lotada no reator

- realizar o controle radiológico das atividades de descomissionamento monitorando, delimitando áreas de controle de acesso, verificando o uso apropriado de vestimentas, luvas, sapatilhas, etc., controlando o tempo máximo que cada trabalhador pode realizar uma determinada atividade, etc.;
- realizar as atividades de descontaminação de componentes e áreas;
- controlar o acondicionamento de rejeitos em tambores ou caixas metálicas para envio à GRR;
- realizar o levantamento dos níveis de radiação finais na instalação e áreas em torno visando sua liberação do Órgão Regulador.

➤ **Demais Centros do IPEN/CNEN-SP**

- determinar o inventário de radioisótopos presentes nos elementos combustíveis queimados assim como outros parâmetros como calor de decaimento e níveis de atividade;
- utilizar a técnica de espectrometria gama para determinação do nível de atividade de materiais radioativos;
- verificar o nível de contaminação superficial externa dos embalados para avaliação dos emissores alfa, beta e gama;
- controlar as liberações de líquidos e gases para o meio ambiente;
- elaborar projetos de equipamentos especiais de desmantelamento;
- calcular blindagens para atividades especiais envolvendo operações com materiais com níveis de radiação elevados;
- analisar os procedimentos de desmantelamento a serem realizados por empresas externas.

➤ **Empresas externas**

- realizar as tarefas de desmantelamento baseadas nos procedimentos aprovados pelo Órgão Regulador e sob supervisão do grupo de operação e proteção radiológica do reator.

➤ **Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR)**

- receber os rejeitos acondicionados em tambores, caixas metálicas;
- caracterizar o produto inicial, tratar, imobilizar, quando necessário, caracterizar o produto final, identificar e armazenar.

➤ **Órgãos responsáveis pela emissão das licenças e auditorias**

- Órgão Regulador (CNEN/RJ);
- Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis (IBAMA);
- Sistema da Garantia da Qualidade do IPEN/CNEN-SP, através de auditorias nos procedimentos, registros, etc.;

6.2 Principais documentos necessários para o início das atividades de descomissionamento

- Plano de Descomissionamento aprovado pelo Órgão Regulador;
- Plano da Garantia da Qualidade;
- Plano de Emergência Radiológica;
- Procedimentos que serão adotados para caracterização radiológica do local (amostras do solo de profundidade, frequência de retirada das amostras, etc.) e frequência dos relatórios a serem submetidos à CNEN;
- Critérios de proteção radiológica a serem usados para descontaminação final das instalações e áreas externas;
- Plano de gerenciamento dos rejeitos radioativos;
- Procedimentos de proteção radiológica para os trabalhadores envolvidos nas atividades de desmantelamento e descontaminação;
- Procedimentos para controlar e garantir que as doses na população circunvizinhas não excedam o valor máximo estipulado por normas;
- Estimativa de custos;
- Plano de Proteção Física das Instalações;
- Plano de Proteção contra Incêndio;
- Programa de Treinamento.

6.3 Documentos a ser gerados durante o descomissionamento

- registros das atividades previstas no Plano;
- registros dos rejeitos acondicionados em tambores ou caixas de aço que serão enviadas à GRR;
- registros das medidas de Proteção Radiológica;
- registros de eventos não previstos;
- vídeos e fotos a serem realizados durante a realização das atividades.

7. REJEITO GERADO PELAS PAREDES E PISO DE CONCRETO DA PISCINA

Um dos materiais mais utilizados na construção civil é o concreto armado por ser um material relativamente barato, de fácil preparo e modelagem e de grande resistência. Na área nuclear, além da parte estrutural, é também muito utilizado como blindagem radiológica por atenuar nêutrons e radiações gama provenientes das fissões nucleares. A eficácia da blindagem varia normalmente de acordo com a densidade do concreto, sendo que as mais utilizadas possuem densidade igual ou superior a 3.500 kg/m^3 .

Reatores de pesquisa e de potência utilizam o concreto para dar forma às paredes do tanque ou piscina que contém em seu interior o núcleo do reator onde ocorrem às fissões nucleares. Parte deste concreto está exposto às reações com nêutrons, radiações gama e a possíveis contaminações causadas pela infiltração da água da piscina. Por ocasião do descomissionamento, parte deste concreto será tratado como rejeito radioativo em função dos níveis de radiação apresentados.

Em reatores do tipo piscina como o reator IEA-R1, é importante estimar o nível de radiação do concreto utilizado nas paredes da piscina por ocasião da realização do plano de descomissionamento por se tratar do material que ocupa o maior volume e peso dentro da instalação. O conhecimento da quantidade deste material que poderá ser descartado como resíduo comum e aquele que deverá ser tratado como rejeito radioativo é fundamental para se planejar os recursos que serão necessários para acondicionar, transportar e armazenar este material.

7.1 Critérios adotados para dispensa ou liberação do concreto

Os critérios adotados para dispensa ou liberação de materiais resultantes do descomissionamento de instalações nucleares seguem, em geral, as normas adotadas pelo país aonde estas instalações se encontram. De acordo com a Norma CNEN-NN 8.01 (Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação) [34] a dispensa incondicional de rejeitos sólidos só pode ser realizada no sistema de coleta de resíduo urbano e deve ter sua atividade específica ou total limitada aos valores estabelecidos no Anexo VI, para cada radionuclídeo. Para os radionuclídeos que não constam dessa Tabela, o nível de

dispensa deverá ser aprovado pela CNEN, mediante consulta formal. Os valores que constam dessa Tabela são os mesmos da Tabela 2 do documento da Agência Internacional de Energia Atômica, *Safety Standards Series - Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance* (Safety Guide No. RS-G-1.7) [40]. Para misturas contendo mais de um radionuclídeo tanto a Norma brasileira como as recomendações da AIEA preveem a seguinte equação:

$$CL = \sum_i^n \frac{C_i}{CL_i} \leq 1 \quad (1)$$

Onde:

CL - nível de dispensa da amostra (*Clereance Level*)

C_i - concentração de atividade do radioisótopo i no material em Bq/g

CL_i - limite de concentração de atividade para dispensa do radionuclídeo i previsto na Norma

n - número de radionuclídeos na amostra

Neste trabalho foram considerados os radionuclídeos ETM ou sejam, de fácil medição por meio de espectrometria gama. No entanto, importantes radionuclídeos de meia vida longa contidos nos rejeitos radioativos e que são difíceis de medir (DTM – difficult to measure) por serem, em geral, radionuclídeos alfa ou beta emissores com baixa energia, também devem ser considerados pela Gerência de Rejeitos Radioativos por ocasião da liberação ou armazenamento dos rejeitos. A identificação desses nuclídeos DTM usando análises radioquímicas complexas não é um método prático para ser utilizado em um grande número de embalados. Um método internacionalmente utilizado é conhecido como "fator de escala" (SF - scaling factor) que, em muitos casos, pode ser aplicado para avaliar o inventário radioativo dos núclídeos DTM em embalados contendo rejeitos. Neste método é estabelecido uma correlação (fator de escala) entre os nuclídeos DTM e os nuclídeos ETM (Easy to Measure). Este método pode ser utilizado também para a caracterização dos rejeitos institucionais e para reconhecimento de inventário de rejeitos armazenados sem histórico dos materiais contidos nos embalados. Para reatores que já estabeleceram os SFs para alguns tipos de rejeito durante sua vida útil, podem

continuar usando estes mesmos fatores durante o processo de descomissionamento.

No IPEN, a Gerência de Rejeitos Radioativos tem utilizado a técnica do fator de escala em amostras de rejeitos oriundos de algumas instalações radioativas e nucleares do IPEN. Amostras representativas passam por análise radioquímica para determinação da razão entre as atividades dos emissores gama e todos os outros radioisótopos DTM que sejam relevantes do ponto de vista de gestão dos rejeitos. Esses fatores de escala são determinados para cerca de 20 radioisótopos. Depois disso, os embalados são medidos para núclídeos ETM e o fator de escala é aplicado para cálculo da atividade dos núclídeos alfa e beta emissores.

7.2 Metodologia utilizada para determinação da atividade nuclear do concreto

Após o desligamento definitivo de um reator de pesquisa tipo tanque ou piscina como o IEA-R1, o método mais comumente utilizado para determinação da atividade nuclear do concreto das paredes e piso é o da retirada de tarugos ou filetes cilíndricos de vários pontos destas paredes para análise através da técnica de espectrometria gama visando à determinação dos níveis de ativação radioativa dos principais radioisótopos que compõem este concreto. Desta forma, pode-se realizar um mapeamento completo desta atividade e determinar o volume deste material que deve ser considerado como rejeito radioativo e aquele que pode ser tratado como resíduo comum. Exemplo da utilização deste método foi realizado durante o descomissionamento do reator DR2 na Dinamarca (2006-2008) [51]. O processo de retirada da amostra da parede foi realizado com o auxílio de brocas de diamante. Um sistema de aspiração foi montado na face externa da piscina para evitar ao máximo a contaminação do ambiente (FIG. 7.1). Este processo permitiu identificar o nível de radiação em várias regiões da parede do tanque do reator (FIG. 7.2).

FIGURA 7.1 - Retirada de amostra de concreto do reator DR2

FIGURA 7.2 - Mapeamento da atividade do concreto do reator DR2

Para reatores em operação como o reator IA-R1, o mapeamento da parede da piscina é normalmente realizado por meio de análises de amostras retiradas da parede ou cálculos computacionais ou de ambos.

7.3 Descrição do EXPERIMENTO 1

Conforme descrito no capítulo 1, o núcleo do reator IEA-R1 é formado por uma estrutura composta de uma placa matriz de alumínio que serve de sustentação para elementos combustíveis, elementos refletores, elementos de controle e câmara dos canais de medidas nucleares. Esta placa é sustentada por uma treliça de alumínio conectada na sua parte superior a uma plataforma móvel localizada no hall da piscina do reator. Oito tubos colimadores de nêutrons radiais e um tangencial ao núcleo se estendem desde o interior da parede de concreto da piscina até as proximidades da placa matriz (FIG. 7.3).

FIGURA 7.3 – Vista dos tubos de irradiação horizontais (BH's)

Os tubos colimadores em uso contêm no seu interior alvos de diferentes materiais, tubos colimadores de alumínio, amostras para serem irradiadas ou tampões padrões para vedação ou blindagem quando não estão sendo utilizados (FIG. 7.4). Estes tampões são constituídos de concreto com barita encapsulados em um tubo de alumínio e o concreto possui as mesmas características do concreto das paredes da piscina cuja função é a de blindar os nêutrons e radiações gama originados no núcleo do reator para a Sala de Experimentos localizada no primeiro pavimento do prédio do reator. Análises químicas realizadas pela técnica de Espectrometria de Fluorescência de R-X no Centro de Química e Meio Ambiente (CQMA) no concreto retirado do tampão colimador comprovaram a existência de um alto teor em barita ($35\% \pm 1$) a exemplo do concreto utilizado nas paredes da piscina do reator. O espaço interno do tubo colimador entre o tampão e o núcleo encontra-se preenchido com água.

Tendo em vista que o tubo colimador de nêutrons nº 14 como indicado na FIG. 7.3 não estava sendo usado para nenhum experimento e possuía no seu interior um tampão padrão por mais de 50 anos, este foi utilizado para mapear os níveis de atividade nuclear ao longo do seu comprimento.

O experimento foi realizado no hall do Salão de Experimentos localizado no primeiro andar do prédio do reator IEA-R1. O tampão padrão foi removido de dentro do tubo colimador e colocado sobre um saco plástico (FIG.

7.5). Com a ajuda de uma furadeira elétrica convencional e uma broca de 6 mm, foram realizadas cinco perfurações com aproximadamente 8 mm de profundidade ao longo do corpo do tampão (FIG. 7.5).

O pó de concreto de cada uma das perfurações foi cuidadosamente coletado no saco plástico e transferido para pequenos recipientes de polietileno (FIG. 7.6). A primeira perfuração foi realizada a uma distância de 210 mm da parte frontal do tampão e as subsequentes foram feitas com espaçamento igual a 320 mm uma da outra (FIG. 7.5). A massa de cada amostra e a densidade média aproximada encontram-se na Tabela 7.1.

TABELA 7.1 - Características físicas das amostras retiradas do Tampão

AMOSTRA	PESO(g)	DENSIDADE MÉDIA (g/cm ³)
1	1,43	1,85
2	1,65	
3	1,55	
4	1,60	
5	1,38

FIGURA 7.4 - Tampão Padrão de concreto retirado do BH#14

FIGURA 7.5 – Posição da retirada das amostras do Tampão Padrão

FIGURA 7.6 – Amostras de concreto retiradas do Tampão

A seguir as amostras foram encaminhadas para o Laboratório de Medidas do Centro do Reator de Pesquisa (CRPq) onde os radioisótopos presentes em cada amostra foram identificados pela técnica de Espectrometria

Gama. As medidas realizadas para cada uma das cinco amostras foram realizadas em uma geometria definida por meio de um detector de Germânio hiperpuro da marca Canberra, modelo GC2018/S com 20% de eficiência e com resolução de 1,8 KeV-FWHM a 1,33 MeV. O tempo de contagem de cada amostra foi de 76.500 segundos. Os espectros gama para as amostras 1 e 2 são mostrados na FIG. 7.7.

FIGURA 7.7 – Espectros gama das amostras 1 e 2. Picos dos principais raios gama identificados para cada radioisótopo incluindo alguns oriundos da radiação de fundo (Bg) como ^{238}U e ^{232}Th e de seus produtos de decaimento

Os principais radioisótopos encontrados nas amostras foram: ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{54}Mn e ^{133}Ba . O espectro gama para a atividade de fundo (*background*) foi medido nas mesmas condições usando um recipiente de plástico vazio. A eficiência do detector HPGe foi determinado em um experimento separado usando fontes calibradas e certificadas pela AIEA na mesma geometria utilizada para contagem das amostras. Os resultados foram analisados no Laboratório de Metrologia Nuclear do CRPq para determinação da atividade de cada radioisótopo presente em cada uma das cinco amostras. As correções devido ao fenômeno de auto absorção dos raios gama em função do tamanho finito das amostras sólidas foram levadas em consideração nos cálculos. A TAB. 7.2 informa o valor de atividade e fator de erro (entre parênteses) associado para cada medida dos radioisótopos encontrados em cada amostra. As atividades medidas dos

radioisótopos nas amostras foram extrapoladas para a data de retirada das amostras do tampão padrão (dia primeiro de setembro de 2011) que é muito próxima do valor do nível de atividade saturada destes radioisótopos em função do tempo de ativação do tampão.

TABELA 7.2.- Atividade por isótopo das amostras e fator de erro associado (Bq/g)

Distância a partir da parte frontal do tampão		21 cm	53 cm	85 cm	117 cm	149 cm
Isótopo	Meia vida	Amostra 1	Amostra 2	Amostra 3	Amostra 4	Amostra 5
⁶⁰ Co	5,27 a	587(20)	8,1(5)	2,9 (0,3)	0,9 (2)	<0,3
⁶⁵ Zn	243,9 d	278 (10)	96,4 (4,2)	58,7 (2,8)	25,9 (2)	3,8 (6)
⁵⁴ Mn	312,5 d	5,2 (7)	1,15 (1)	0,52 (0,3)	0,39 (3)	0,5 (1)
¹³³ Ba	10,74 a	2,09 (6)	<0,4	<0,4	0,65 (0,2)	<0,3

7.4. Cálculo da atividade das amostras retiradas do Tampão Padrão e método utilizado para o cálculo do volume de rejeito gerado pelas paredes da piscina

Aplicando-se os resultados obtidos no Laboratório de Metrologia Nuclear na Equação 1, chegou-se aos valores de concentração de atividade dos radionuclídeos de cada amostra em Bq/g após 0, 5, 10 e 20 anos em relação a data de referência (TAB. 7.3). Segundo a Norma NN 8.01 [34] os níveis de dispensa em função das concentrações de atividade para dispensa dos radionuclídeos ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn, ⁵⁴Mn encontrados nas amostras para quantidades acima de 1 tonelada, são iguais a 0,1 Bq/g para cada um deles. Para o ¹³³Ba, a tabela VI da norma apresenta o valor da concentração de atividade somente para quantidades de materiais inferiores a uma tonelada. Uma vez que o fator entre a concentração de atividade para materiais com menos e mais de uma tonelada é igual a 100 para os radionuclídeos analisados, utilizou-se o mesmo critério para o ¹³³Ba chegando-se a uma concentração de atividade igual a 1 Bq/g (TAB. 7.4). No entanto, de forma conservadora, foram realizadas algumas simulações no cálculo dos níveis de dispensa utilizando-se valores entre 1 e 10 Bq/g para este radioisótopo e os resultados mostraram que a sua contribuição é insignificante no resultado final.

TABELA 7.3 - Valor da concentração de atividade das amostras (Bq/g)

	Espessura da parede (cm)	Ao	Após 5 anos	Após 10 anos	Após 20 anos
Amostra1	21	8700	3057	1580	423
Amostra2	53	1056,5	47,7	21,73	5,84
Amostra3	85	621,2	18,42	7,81	2,09
Amostra4	117	271,9	6,27	2,43	0,649
Amostra5	149	46	1,9	0,8078	0,216

A partir dos resultados apresentados na TAB. 7.3 conclui-se que após o desligamento definitivo do reator IEA-R1 e considerando o valor da concentração da atividade inicial como A_0 , o concreto da parede da piscina para altura do tubo colimador (máximo fluxo de nêutrons) pode ser considerado como resíduo comum somente após 10 anos para um comprimento de 149 cm a partir da face interna da parede da piscina do reator uma vez que a concentração de atividade neste caso é inferior a 1 Bq/g. Pode-se observar que após um período de decaimento de 20 anos a espessura do concreto da parede da piscina que pode ser considerado como resíduo comum reduz de 149 para 117 cm. Segundo os cálculos, seriam necessários 70 anos para que todo concreto desta posição fosse considerado livre de radiação.

TABELA 7.4 - Concentrações de atividade para os radioisótopos encontrados nas amostras conforme as Normas brasileiras 3.01 e 8.01

Radioisótopos	Níveis de Isenção Concentração de Atividade (Bq/g) CNEN-NN-3.01	Níveis de dispensa Concentração de atividade (Bq/g) CNEN-NN-8.01	Níveis de dispensa Concentração de atividade (Bq/g) CNEN-NN-8.01
		Quantidade ≤ 1 ton	Quantidade > 1 ton
⁵⁴ Mn	10	10	0.1
⁶⁰ Co	10	10	0.1
⁶⁵ Zn	10	10	0.1
¹³³ Ba	-	100	-

7.5 Metodologia utilizada para determinação da atividade do concreto ao longo do eixo vertical da piscina

A piscina do reator IEA-R1 tem 9 (nove) metros de profundidade sendo que a linha central do núcleo se encontra a cerca de 150 cm do seu piso (considerado o local de maior fluxo de nêutrons). O cálculo para determinação

da radioatividade nas paredes da piscina ao longo do seu eixo vertical foi realizado pelo Código Computacional MCNP6 [52] que utiliza métodos de Monte Carlo para simulação do transporte de nêutrons em diferentes meios para vários espectros de energia a partir de uma fonte. Um modelo de cálculo foi construído composto por uma fonte que simula o núcleo do reator IEA-R1, água e parede de concreto da piscina (FIG 7.8). As cores do gráfico representam o fluxo de nêutrons nos respectivos meios variando de $3,0E7$ até $2,1E10$ $n.cm^2/s$. Os cálculos foram realizados para uma seção da piscina (FIG 7.9) para alturas a partir do fundo da piscina iguais a 10, 50, 110, 210, 270 e 350 cm. A partir dessa cota, o programa tornou-se impreciso sendo considerado apenas a contaminação do concreto devido a infiltração da água da piscina, conforme explicado no item 7.6.

A TAB 7.5 apresenta a relação entre os valores de fluxo de nêutrons nas diversas alturas da piscina e o fluxo na cota 150. As concentrações de atividade para as diversas alturas foram obtidas multiplicando-se os valores experimentais da cota $h=150$ cm pelas porcentagens obtidas nas diversas alturas.

FIGURA 7.8. Fluxos de nêutrons a partir da modelagem da piscina do reator pelo código MCNP6

FIGURA 7.9. Seção da piscina do reator utilizada no cálculo computacional

A partir dos resultados apresentados na TAB. 7.5 conclui-se que todo o volume concreto da parede em volta do núcleo da piscina após o desligamento definitivo do reator ($A=0$) até a altura de 350 cm deve ser considerado como rejeito radioativo uma vez que os valores de concentração de atividades são superiores a um. Após 5 anos do desligamento do reator (TAB. 7.6) o volume de concreto que pode ser considerado como resíduo comum inclui o fundo da piscina até altura de 10 cm da parede da piscina e acima da altura 270 cm até 350 cm para espessura da parede da piscina acima de 149 cm em relação ao seu interior. Após 10 anos de decaimento (TAB. 7.7) o volume de concreto que pode ser considerado resíduo comum encontra-se no intervalo de 270 - 350 cm para espessura da parede acima de 117 cm e, em toda extensão da altura (piso e parede até 350 cm de altura) a partir de 149 cm de espessura. Após 20 anos (TAB. 7.8) o volume de concreto que pode ser tratado como resíduo comum inclui respectivamente o fundo da piscina até altura de 10 cm e acima da altura de 270 cm até 350 cm para espessura acima de 85 cm e do piso até 350 cm de altura a partir da espessura da parede de 117 cm.

TABELA 7.5.- Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina após o desligamento do reator

Altura da piscina em relação ao fundo (cm)	Espessura da parede r (cm) a partir da face interna da piscina e respectiva concentração de atividade (Bq/g)					Fluxo de nêutrons (%)
	21cm	53cm	85cm	117cm	149cm	
350	1566	190	112	49	8,28	18
270	3480	423	249	109	18,4	40
210	6438	782	460	201	34	74
150	8700	1057	622	272	46	100
110	7656	930	547	239	40,5	88
50	4872	592	348	152	25,8	56
10	3567	433	255	112	18,86	41

TABELA 7.6. Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 5 anos após o desligamento do reator

Altura da piscina em relação ao fundo (cm)	Espessura da parede r (cm) a partir da face interna da piscina e respectiva concentração de atividade (Bq/g)					Fluxo de nêutrons (%)
	21cm	53cm	85cm	117cm	149cm	
350	550	8,6	3,24	1,13	0,36	18
270	1223	19,2	7,2	2,52	0,8	40
210	2262	35,5	13,3	4,7	1,48	74
150	3057	48	18	6,3	2	100
110	2690	42,2	15,8	5,54	1,76	88
50	1712	26,9	10,1	3,53	1,12	56
10	1253	19,7	7,4	2,58	0,82	41

TABELA 7.7. Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 10 anos após o desligamento do reator

Altura da piscina em relação ao fundo (cm)	Espessura da parede r (cm) a partir da face interna da piscina e respectiva concentração de atividade (Bq/g)					Fluxo de nêutrons (%)
	21cm	53cm	85cm	117cm	149cm	
350	284	3,9	1,4	0,43	0,15	18
270	632	8,7	3,12	0,97	0,32	40
210	1169	16,08	5,78	1,80	0,60	74
150	1580	21,73	7,81	2,43	0,81	100
110	1390	19,12	6,87	2,14	0,71	88
50	885	12,17	4,37	1,36	0,45	56
10	648	8,90	3,20	1,00	0,33	41

TABELA 7.8 - Atividade calculada da parede de concreto ao longo do eixo vertical da piscina 20 anos após o desligamento do reator

Altura da piscina em relação ao fundo (cm)	Espessura da parede r (cm) a partir da face interna da piscina e respectiva concentração de atividade (Bq/g)					Fluxo de nêutrons (%)
	21cm	53cm	85cm	117cm	149cm	
350	76	1,05	0,38	0,12	0,04	18
270	169	2,34	0,84	0,26	0,09	40
210	313	4,32	1,55	0,48	0,16	74
150	423	5,84	2,09	0,65	0,22	100
110	372	5,14	1,84	0,6	0,19	88
50	237	3,27	1,17	0,36	0,12	56
10	173	2,39	0,86	0,27	0,09	41

7.6 Volume de rejeito radioativo gerado por contaminação da água da piscina

Além do volume de rejeito gerado pela ativação do concreto da parede da piscina em torno do núcleo do reator, é necessário também considerar-se o rejeito gerado pela contaminação do concreto que ocorre devido a possíveis infiltrações de água da piscina ao longo do tempo. No caso particular do reator IEA-R1, a parede de concreto da piscina possui uma membrana interna de aço carbono, localizada a 61 cm do revestimento interno, que impede uma possível infiltração de água para além desta espessura (FIG. 7.10). Por ocasião da troca de revestimento da piscina em 1977/78 parte do concreto superficial foi retirado para fixação das chapas de aço inox e constatou-se taxas de exposição de até 0,70 mSv/h neste material. Após a conclusão da reforma, em julho de 1978, considerou-se que o nível de infiltração diminuiu, mas jamais foi eliminado por completo.

FIGURA 7.10.- Chapas de aço carbono no interior da parede de concreto

Neste trabalho, considerou-se que a contaminação da água da piscina alcançou a profundidade de 61 cm, correspondente à posição da chapa de aço carbono no interior da parede de concreto.

Esta contaminação pode ocorrer por diversas causas sendo as mais comuns listadas a seguir:

- a) poeira através da superfície livre da piscina
- b) elementos radioativos formados por reações nucleares no alumínio estrutural dos elementos combustíveis como $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ e $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$ e aço do revestimento da piscina (^{60}Co)
- c) contaminações acidentais como ruptura de cápsulas contendo materiais que são irradiados no reator
- d) produtos de fissão devido a possíveis falhas nos elementos combustíveis (^{99}Mo , ^{131}I , ^{133}I , ^{132}Te)
- e) produtos de fissão, ativação e corrosão no Circuito Primário

Dos radioisótopos presentes na água, a maioria tem meia vida curta, à exceção do ^{60}Co (5,27 anos) e o ^{137}Cs (30 anos). Uma vez que a meia vida destes isótopos é alta, pode-se considerar que a contaminação do concreto levará mais de 20 anos decair a níveis de dispensa. Desta forma foi considerado que o volume de rejeito radioativo devido à contaminação será constante até 20 anos, que foi o período utilizado neste estudo.

7.7 Volume de rejeito gerado

O cálculo do volume de concreto irradiado, contaminado e isento de radiação das paredes e fundo da piscina baseou-se em modelo da piscina (FIG. 7.11). Utilizando os dados registrados nas TAB. 7.5, 7.6, 7.7 e 7.8 e o modelo de cálculo da piscina do reator, calcularam-se os volumes de rejeito radioativo e o volume de concreto que pode ser descartado como resíduo comum, conforme TAB. 7.9. Conclui-se que o volume de rejeito radioativo gerado no desmantelamento da piscina varia de 351 m³ até 316 m³ com o tempo de decaimento de zero a 20 anos. Sabendo-se que no IPEN o armazenamento de rejeito tem sido realizado em tambores de 200 litros ou em caixas metálicas com capacidade para 1,6 m³ conclui-se que para o desmantelamento das paredes da piscina do reator seriam utilizados de 1755 à 1580 tambores ou de 219 à 197 caixas metálicas para o tempo zero e 20 anos, respectivamente.

TABELA 7.9 Volume de rejeitos radioativos e resíduos descartáveis das paredes e piso da piscina do reator IEA-R1

Volume de concreto da piscina (m ³)				
Tempo de decaimento (anos)	0	5	10	20
Volume de concreto de barita irradiado	80	77	64	45
Volume de concreto de barita contaminado	156	156	156	156
Volume de concreto comum contaminado	115	115	115	115
Volume de rejeito radioativo	351	348	335	316
Número de tambores necessários	1755	1740	1675	1580
Número caixas metálicas necessárias	219	217	209	197
Volume de concreto isento de radiação	173	176	189	208
Volume de concreto total	524	524	524	524

Observações: a) como vimos no item 7.5 o modelo para determinação das concentrações de atividade do concreto da parede do reator foi realizado até a altura de 350 cm uma vez que acima deste valor os resultados se mostraram imprecisos. Isto significa que o volume de concreto que deverá ser considerado como rejeito radioativo pode ser superior ao informado na TAB. 7.9.

b) os volumes de concreto da mureta da piscina localizado no hall do reator assim como de algumas vigas sob a piscina não foram considerados no cálculo acima, resultando em um volume total de concreto inferior ao descrito no Relatório de Análises de Segurança do Reator IEA-R1 [42].

c) ao se demolir o concreto das paredes e fundo da piscina o tamanho dos blocos pode influir na sua disposição dentro dos tambores ou das caixas metálicas alterando assim o volume útil a ser utilizado. Esta diferença implicará no aumento do número de tambores ou caixas metálicas para armazenamento do rejeito radioativo.

FIGURA 7.11.- Modelagem das paredes da piscina do reator para cálculo do volume de rejeito

7.8 Descrição do EXPERIMENTO 2

Esse experimento é uma alternativa para se determinar o nível de atividade das paredes de concreto de reatores do tipo piscina quando os tubos de irradiação horizontais (BH's) estão sendo utilizados para realização de outros experimentos e, conseqüentemente, nenhum tampão padrão de concreto estará disponível para realização do experimento descrito no item 7.3. Nesse caso, será necessária a construção de um dispositivo que ao ser colocado no interior de um dos tubos de irradiação horizontal do reator, simule a parede de concreto. Esse dispositivo deverá conter tarugos em forma de cilindros de concreto com barita semelhante ao das paredes da piscina. Nesse trabalho, o experimento foi posicionado no interior do BH#3, mas não chegou a ser realizado devido à paralisação do reator por um período de um ano para troca da tubulação do circuito primário. A técnica foi descrita a seguir, a título de ilustração, para trabalhos futuros.

As amostras de concreto com barita foram moídas, pesadas e colocadas entre os cilindros do dispositivo, juntamente com monitores, para determinação da atividade e fluxo de nêutrons nas posições, respectivamente. Com o reator em operação por tempo previamente determinado, as amostras devem ser irradiadas e em seguida medidas em detector tipo Germânio hiperpuro para determinação da atividade dos radionuclídeos presentes. Essas medidas irão possibilitar determinação das atividades para diversas medidas de espessura da parede.

Descrição do dispositivo experimental

O dispositivo experimental é o mesmo que tem sido utilizado para os experimentos de BNCT (Boron Neutron Capture Therapy). É constituído de dois tubos de alumínio abertos na parte superior por onde serão colocados os cilindros de concreto e as amostras. O tubo mais interno à parede é conhecido como o **suporte do filtro** (FIG. 7.12) e o mais externo, **suporte da amostra** (FIG. 7.13). O **suporte do filtro** é posicionado e retirado manualmente do interior do BH#3 enquanto o **suporte da amostra** é colocado e retirado do interior do mesmo tubo por meio de controle remoto.

Neste experimento, os filtros do experimento de BNCT de chumbo deverão ser substituídos pelos cilindros de concreto com barita, que simularão parte da parede da piscina do reator. No **suporte do filtro** podem ser colocados 4 cilindros com diâmetro externo de 125 mm e comprimentos respectivos de 80, 100, 145 e 145 mm cada perfazendo um comprimento total de 470 mm. No suporte da amostra podem ser colocados 6 cilindros de mesmo diâmetro e comprimentos de 80, 100, 145, 145, 145 e 145 mm cada perfazendo um comprimento total de 760 mm. O restante do espaço deverá ser preenchido com filtros de chumbo para minimizar o nível de radiação no salão de experimento.

Preparação dos cilindros de concreto

O concreto utilizado na preparação dos cilindros deve ter densidade próxima a $3,500 \text{ kg/m}^3$ semelhante ao utilizado na construção da parede da piscina do reator em 1956, conforme o Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1 [42].

FIGURA 7.12 - Suporte das amostras usado no BH#3

Para obtenção de um concreto de alta densidade como do IEA-R1 deve-se utilizar como agregado brita e barita moída (FIG. 7.14). Alguns artigos como o da referência [53] indicam a proporção de materiais para realização do concreto com densidade acima de $3,400 \text{ kg/m}^3$.

Dosagem da mistura dos componentes do concreto

Para obtenção dos cilindros, podem ser utilizadas formas de alumínio adquiridas no mercado. Em função da dimensão do dispositivo colocado no interior do BH#3, as formas devem ter diâmetro de aproximadamente 125 mm e os comprimentos de 80, 100 e 145 mm. Para realização do concreto, utilizou-se de uma betoneira com mostrado na FIG. 7.16.

FIGURA 7.13 - Retirada manual do Suporte do Filtro

FIGURA 7.14 - Materiais utilizados na preparação dos corpos de prova

Após misturar bem os materiais, colocar o concreto nas formas conforme a FIG. 7.16 e posicionar um pequeno cilindro que deixará um pequeno orifício para colocação da amostra de concreto e folhas de Au para medida de ativação e fluxo, respectivamente. Após a secagem do concreto, o alumínio da parte de baixo da forma deverá ser retirado por usinagem, como apresentado na FIG. 7.17 ou por outro método. Os cilindros devem ser confeccionados com várias alturas conforme a FIG. 7.18 para serem colocadas no dispositivo que será posicionado no interior da piscina no reator (FIG. 7.19).

FIGURA 7.15 - Preparação do concreto

FIGURA 7.16 - Preparação dos cilindros de concreto

Metodologia utilizada para cálculo da atividade na Blindagem de Concreto

As irradiações de folhas de ouro nuas e com cádmio são utilizadas para determinação do fluxo de nêutrons nas posições de irradiação das amostras de concreto. As amostras de concreto com barita devem ser colocadas em pequenos sacos plásticos para irradiação nos orifícios entre cilindros.

FIGURA 7.17 - Usinagem para retirada do fundo de alumínio

FIGURA 7.18 - Vista dos cilindros de concreto finalizados

Após a irradiação, as amostras de concreto devem ser posicionadas em um detector de germânio hiperpuro (HPGe) para contagem e identificação dos radioisótopos. As atividades dos radioisótopos serão então determinadas pela medida das áreas dos picos e eficiência da detecção na energia do pico gama. A eficiência do pico de energia total para um ponto da fonte geométrica poderá ser medido usando um conjunto de três pontos de fontes padrões de ^{133}Ba , ^{152}Eu e ^{226}Ra calibrados previamente. A eficiência do pico para toda energia da geometria da amostra de concreto deverá ser medida usando duas amostras de concreto e geometria experimental de atividade conhecida.

A partir da taxa de contagem medida “Rm” calcula-se a atividade saturada para cada nuclídeo de interesse na amostra como segue [54,55]:

$$A_{\infty} = \lambda \cdot \Delta t \left(e^{\lambda t_{dk}} / (1 - e^{-\lambda \Delta t}) (1 - e^{-\lambda t_{irr}}) \right) \cdot R_m / P_Y \cdot \epsilon \quad (2)$$

onde:

$$\lambda = \ln 2/T_{1/2}$$

Δt = intervalo de contagem de tempo da amostra no HPGe

t_{dk} = tempo de decaimento da amostra a partir do final da irradiação até o início de contagem

t_{irr} = tempo de irradiação contínua

P_{γ} = probabilidade de emissão (yield) de 1 R- γ específico

ϵ = eficiência do detector para uma geometria da amostra por ocasião da medida da energia R- γ

Observação: a equação acima é válida supondo que o fluxo de nêutrons na amostra não variou durante a irradiação e que qualquer decréscimo no número de núcleos alvos durante o tempo de exposição seja desprezível.

Uma vez conhecidas as atividades saturadas dos isótopos de meia vida longa nas amostras de concreto e o fluxo de nêutrons nas respectivas profundidades da blindagem biológica, pode-se estimar a atividade no local da irradiação através da seguinte relação:

$$A_{\infty,1}/\phi_1 \sim A_{\infty,2}/\phi_2 \quad (3)$$

onde:

$A_{\infty,1}$ é atividade saturada determinada pela técnica de análise por ativação na amostra;

ϕ_1 é o fluxo de nêutrons na posição de irradiação da amostra de concreto ou através de cálculo computacional de transporte;

$A_{\infty,2}$ é atividade saturada na blindagem biológica correspondente a posição da amostra;

ϕ_2 é o fluxo de nêutrons na posição de irradiação da amostra de concreto ou através de cálculo computacional de transporte na amostra considerando a existência de água entre o núcleo e a parede do reator.

Uma vez que o dispositivo a ser utilizado para realização do experimento se encontra no interior de um tubo colimador inserido no BH#3, entre o núcleo e a parede da piscina existirá ar. Isto é importante para realização da ativação das amostras, uma vez que a água da piscina diminui o fluxo de nêutrons no canal de irradiação. Para se contornar esta diferença tendo em vista

que existe água entre o núcleo e a parede do reator, pode-se utilizar um programa de computação para determinar a relação do fluxo com e sem água na entrada do canal. Este fator será utilizado para corrigir os níveis de ativação nas amostras.

Uma vez obtidos os níveis de ativação nas amostras de concreto, utiliza-se o mesmo processo realizado no experimento 1 para determinação do volume de concreto considerado como rejeito radioativo.

FIGURA 7.19 - Suporte com os cilindros de concreto

8. ESTIMATIVA DO CUSTO DE DESCOMISSIONAMENTO

A estimativa do custo de descomissionamento é um dos principais itens a ser considerado por ocasião da elaboração de um plano de descomissionamento preliminar de um reator como o IEA-R1. Esta estimativa tem por objetivo orientar a organização operadora do reator sobre possíveis providências que possam tomar, visando o contingenciamento da verba necessária à realização desse projeto por ocasião do desligamento definitivo do reator. A AIEA tem recomendado veementemente que todos os novos projetos de construção de reatores de potência e pesquisa já incluam no seu Relatório de Análise de Segurança da Instalação (RASIN) um capítulo a este respeito. No Brasil, para os reatores de potência, já são previstos recursos depositados mensalmente para serem utilizados por ocasião do fechamento da instalação. Para reatores de pesquisa, como o reator IEA-R1, ainda não existem depósitos antecipados.

Vários modelos que ajudam a realizar uma estimativa de custos já estão disponíveis no mercado internacional [18,19]. Para este trabalho foi escolhido o código CERREX [56] (Cost Estimate for Research Reactors), amplamente difundido e usado em todo o mundo, principalmente por estar na linguagem EXCEL de fácil acesso e não necessitar de um treinamento especializado para sua utilização.

Este código foi desenvolvido baseado em experiências de projetos de descomissionamento de vários tipos de reatores. As atividades de descomissionamento foram selecionadas e formaram um banco cujos custos foram relacionados na forma de fatores unitários relacionados a uma atividade em particular. Um exemplo de um fator unitário é o de recursos humanos necessários ao desmantelamento de uma tonelada de tubulação com tamanho definido e para determinadas condições de trabalho. Estes valores variam de país para país, tipo de instalação, recursos humanos, equipamentos disponíveis, etc., mas podem ser usados como referência para instalações similares após ajustes destes fatores.

O código CERREX considera que os custos dos projetos de descomissionamento podem ser classificados em três categorias, a saber:

1. **Custos que dependem do período:** são custos proporcionais ao tempo de duração de determinadas atividades, como a contratação de mão de obra para realização de um projeto de desmantelamento de um sistema específico. Neste caso os custos podem englobar o *gerenciamento do projeto, administração, rotina de manutenção, atividades de segurança física e segurança industrial, equipe de proteção radiológica e ambiental*. O cálculo do custo leva em consideração a qualidade da mão de obra com respectivo custo salarial e o tempo para realização da tarefa.

2. **Custos em função do inventário de materiais:** são custos diretamente relacionados ao inventário de materiais da instalação que será descomissionada. Incluem os materiais que compõem os sistemas operacionais (*Facility Inventory Database - INV*), rejeitos armazenados na instalação oriundos de modernizações, incidentes, etc. (*Waste Management Legacy - LGW*), armazenamento de elementos combustíveis queimados (*Spent Fuel Storage Inventory – SFS*) e inventários de materiais que serão gerenciados pelo Setor de armazenamento de Rejeitos Radioativos retirados da instalação (*Waste Management System Inventory - WMS*).

3. **Custos adicionais:** são custos especiais ou extras destinados à compra ou aluguel de equipamentos pesados, aquisição de pequenas ferramentas, equipamentos para saúde física e suprimentos, licenças e autorizações, seguros, etc. Embora uma mínima parte da energia requerida seja proporcional à duração do projeto, os custos com energia elétrica, ar condicionado, etc., podem ser incluídos nesta categoria de custos. Para algumas partes dos equipamentos removidos da instalação como sucatas e resíduos, o código pode também considerar como custos extras.

Para cada atividade de custo a ser calculada, deve-se analisar os quatro itens a seguir:

1. Custo de Trabalho representa todos os itens de pagamento a empregados locais ou contratados de acordo com a legislação local;
2. Custo do investimento é verba de capital para equipamentos e custo de materiais e material de reposição;

3. Despesas são todos os pagamentos relacionados com as atividades não identificadas como custo do trabalhador ou custo de investimento;
4. Verba contingenciada é uma provisão de recursos específica para atividades não planejadas no projeto.

A estimativa do custo do descomissionamento é mais precisa na medida em que a organização operadora do reator tem amplo entendimento sobre as atividades que deseja realizar após o desligamento definitivo do reator. É também fundamental que a instalação possua documentos atualizados, histórico de operação detalhado e plantas que incluam as modificações implantadas na instalação durante sua vida útil.

Os dados de entrada do código CERREX para uma instalação consideram que as atividades de descomissionamento serão realizadas para condições ideais, sem qualquer risco de exposição a radiações para os trabalhadores, locais insalubres e de difícil acesso, que dificultem o desmantelamento de sistemas, acondicionamento e transporte. Os riscos e características de cada projeto são levados em consideração pelo código através dos chamados “fatores de correção” que devem refletir as reais condições de trabalho na instalação estudada como presença de radiação, equipamentos localizados em locais de difícil acesso, necessidade de utilização de equipamentos especiais, etc.

8.1 Metodologia de cálculo utilizada pelo código CERREX

A metodologia utilizada pelo código CERREX baseia-se na Estrutura Internacional para o Custo do Descomissionamento (*International Structure for Decommissioning Costing* (ISDC)) [56], que é um sucessor da Lista Normalizada (*Standardised List*), conhecida como o “Livro Amarelo”. O cálculo do custo é realizado por uma aproximação paramétrica usando fatores unitários (unidades de custos).

A estimativa de custos vai depender dos níveis de profundidade e a extensão das atividades de descomissionamento que se deseja alcançar. O código pode ser utilizado para fornecer desde uma estimativa preliminar até uma estimativa mais detalhada por ocasião da realização do plano de descomissionamento definitivo. Tudo vai depender dos dados de entrada. Os três níveis de profundidade estão relacionados a seguir:

1. primeiro nível ou nível preliminar: mostra as principais atividades do descomissionamento e é representado por dois dígitos, conforme descrição das 11 atividades de descomissionamento consideradas no código CERREX descritas abaixo. Exemplo: 04 - Atividade de desmantelamento dentro da área controlada.
2. segundo nível: representa os subgrupos das atividades de descomissionamento em relação ao primeiro nível. O número é representado pelos primeiros dois dígitos em um conjunto de quatro caracteres, separados do primeiro nível por um ponto. Exemplo: 04.0500 - Desmantelamento do circuito primário.
3. terceiro nível: representada pelos últimos dois dígitos em um conjunto de 4 e representa o nível mais detalhado do descomissionamento. Exemplo: 04.0501- Desmantelamento da tubulação de 12 polegadas do circuito primário.

Deve-se observar que para reatores de pesquisa, em especial os de menor porte, muito dos custos padronizados obtidos da referência [56] não são relevantes e, portanto, nem todos os dados serão usados.

O terceiro nível envolve típicas atividades de descomissionamento que estão normalmente discriminadas em um projeto de descomissionamento detalhado. A numeração termina no terceiro nível, baseada na premissa de que as atividades de descomissionamento definidas no terceiro nível são suficientemente detalhadas para os propósitos de comparação entre os diferentes projetos de descomissionamento.

A lista das atividades de descomissionamento do terceiro nível é considerada como a lista completa que pode ser usada para qualquer projeto de descomissionamento.

O Código CERREX pode ser visualizado em quatro telas. As duas primeiras, ISDC e Inventory, são as principais. Na tela ISDC encontram-se os resultados dos cálculos das quatro categorias de custos assim como o valor do custo total do projeto realizado, a saber:

1. custo do trabalho ou mão de obra (coluna M);
2. custo do investimento (coluna N);
3. despesas (coluna O);

4. contingenciamento (coluna P);
5. custo total do projeto (coluna L).

O cálculo do custo do trabalho é obtido pela somatória do número de trabalhadores com uma mesma qualificação (colunas W até AD) pelo custo da hora trabalhada (colunas W até AC). As linhas 2 e 3 indicam se o trabalhador que realiza aquela atividade pertence a instalação ou a uma empresa contratada. Esse valor é então multiplicado pelo tempo necessário para realização dessa atividade (coluna V). Por exemplo, na linha 01.0200 (ISDC), o custo do trabalho de R\$ 648.576,00 é resultado do seguinte cálculo:

$(8 \times 58 + 2 \times 64,3 + 1 \times 83) \times (0,5 \text{ anos} \times 12 \text{ meses/ano} \times 40 \text{ h/semana} \times 4 \text{ semanas/mês})$.

O custo do investimento corresponde a um valor fixo (coluna R) ou ao valor do custo/ano estabelecido pela organização operadora (coluna S).

O custo das despesas de cada item pode ter duas contribuições que irão se somar. A primeira é uma porcentagem do custo do trabalho para realização da atividade definida pela organização operadora e colocada na coluna AC1 ou AD1 para contratante ou licenciada, respectivamente. A segunda contribuição é um custo fixo (coluna T) ou custo/ano (coluna U) estabelecido pela organização operadora.

O valor do contingenciamento é o resultado da soma dos custos de mão de obra, investimento e despesas multiplicada pelo valor especificado na coluna Q.

A segunda página do código (Inventory) também contribui para o cálculo dos custos das quatro categorias. É utilizada quando se conhecem o volume, massa e/ou área dos materiais da instalação, os fatores unitários do custo do trabalho (HH/unidade), do investimento (R\$/unidade) e das despesas (R\$/unidade). Estes valores são informados nas linhas 8, 9 e 10 e colunas BA até CF da primeira tela (ISDC).

Exemplo: linha 11, item: aço do revestimento e fundo da piscina.

Custo de mão de obra (coluna M, ISDC) = $(25 \times 12) \times$ os fatores de dificuldade para realização desta atividade (colunas AS até AY, Inventory)

pelo custo médio do trabalho (coluna AD, linha 2 (operador) ou linha 3 (contratado), ISDC). Valor do custo do trabalho igual a R\$ 31.691,00.

Custo de investimento (coluna N, ISDC) = (54×12) . Valor final igual a R\$ 648,00.

Custo de despesas gerais (coluna O, ISDC) = $(30 \times 12 + 20\%$ sobre o custo do trabalho). Valor final igual a R\$ 6.698,00.

Custo do contingenciamento (coluna P, ISDC) = soma dos custos do trabalho, investimento e despesas pelo valor especificado na coluna Q (%). Valor final igual a R\$ 7.808,00.

Da mesma forma, o programa pode calcular os custos resultantes do gerenciamento dos rejeitos dependendo do nível de atividade (colunas DA até o DL, ISDC) ou ainda, os custos com o gerenciamento dos rejeitos legados durante a operação do reator (colunas DV até DZ, ISDC).

8.2 Atividades de descomissionamento consideradas no código CERREX

Segundo o Manual do Código CERREX as atividades de descomissionamento consideradas no código procuram cobrir todos os itens identificados em qualquer projeto de descomissionamento para todos os tipos de instalações nucleares, independente do tamanho, composição/complexidade dos sistemas e estruturas e condições radiológicas. São agrupadas em 11 grupos, a saber:

1. atividades que antecedem o descomissionamento

São atividades que visam o licenciamento do projeto de descomissionamento, incluindo as atividades de empresas a serem contratadas, quando for o caso. Baseiam-se em estudos preliminares de viabilidade e estimativa de custo que pode ser realizada mesmo antes do comissionamento da instalação até o nível de planejamento detalhado e obtenção de licenças para desmantelamento. A maior parte destas atividades são de engenharia, planejamento e gerenciamento a serem realizadas pelos funcionários da organização operadora e pelas empresas contratadas especializadas na preparação da documentação de descomissionamento.

2. atividades desenvolvidas após o desligamento do reator (fase de transição)

Envolvem as atividades realizadas durante o período de transição após o desligamento do reator até a obtenção das licenças para início do descomissionamento da instalação. Inclui a preparação da instalação para o descomissionamento, usando a experiência do grupo de operação e, em casos específicos, serviços especializados. Envolve principalmente a preparação da documentação, descontaminação usando procedimentos usuais, transferência dos combustíveis para compartimento de estocagem, retirada de rejeito gerado durante a operação.

3. atividades adicionais visando o fechamento seguro da instalação para projetos de descomissionamento postergados por um determinado período de tempo

São atividades que precisam ser realizadas quando a instalação for fechada por um período de tempo que antecede o início do descomissionamento. Neste caso, deve-se prever o fechamento seguro da instalação. Este tipo de procedimento em geral visa o decaimento radioativo para diminuição do rejeito a ser armazenado.

4. atividades de desmantelamento dentro da área controlada. Atividades envolvendo a remoção de sistemas e estruturas ativadas e/ou contaminadas dentro da área controlada e a identificação dos itens contaminados fora da área controlada. Antes do desmantelamento realizar atividades de identificação, preparação e pré-descontaminação para assegurar o desmantelamento seguro. O desmantelamento é organizado de acordo com o tipo de instalação e de acordo com os componentes e materiais que deverão ser removidos. A remoção da contaminação inclui também a descontaminação das superfícies dos prédios, remoção dos elementos incorporados dentro dos prédios e remoção dos componentes contaminados e solos fora da instalação. Nesta atividade não se incluem o gerenciamento de rejeito. No término desta fase pode ser feito um levantamento final dos níveis de radiação no interior do prédio que assegurem que o mesmo está

pronto para uma demolição convencional ou para utilização do prédio para outra finalidade.

5. processamento, armazenamento e disposição final dos rejeitos

Envolve as atividades de gerenciamento do rejeito existente na instalação e aqueles gerados por ocasião da descontaminação e desmantelamento dos materiais realizados na atividade anterior. Para realização desta atividade deve haver um sistema de armazenamento de rejeito radioativo bem estabelecido para abrigar todos os tipos de rejeitos identificados no projeto de descomissionamento. Em geral o gerenciamento dos rejeitos é organizado de acordo com os tipos de rejeito segundo a classificação definida no *IAEA Safety Standard, Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide*, No.GSG-1 da Agência Internacional de Energia Atômica.

6. infraestrutura e operação do local.

Envolve atividades ligadas com a segurança física e supervisão local, operação e manutenção local, sistema de apoio operacional e monitoração ambiental e de radiação. Estas atividades garantem a segurança local e a operabilidade dos sistemas auxiliares necessários para o suporte das atividades de descomissionamento. A demanda por estas atividades pode ser muito diferente para cada fase individual do projeto, especialmente em caso de adiamento do desmantelamento e também durante o período principal do descomissionamento, quando as exigências são menos demandadas, como na fase dos procedimentos de desmantelamento.

7. desmantelamento convencional, demolição e restauração do local

Diz respeito às atividades de desmantelamento dos sistemas convencionais em locais fora da área controlada e demolição de estruturas, tanto para prédios originalmente localizados dentro da área controlada como para os prédios fora da área controlada. Alguns dos prédios podem ser reformados para uso posterior ou podem ser considerados como bens decorrentes do projeto de desmantelamento. As atividades incluem também os locais limpos (descontaminados) e paisagismo e o levantamento final da área (varredura final). Em alguns casos, o local é liberado com restrições

definidas que exigem financiamento adicional para o período de seu uso restrito ou de suas partes.

8. gerenciamento do projeto, engenharia e suporte

Diz respeito a todos os tipos de atividades relacionadas com a gestão das atividades de descomissionamento, engenharia, técnicas, suporte de segurança e outros relevantes, durante todas as fases do projeto de descomissionamento. Atividades antes do início do descomissionamento, como a mobilização de pessoal e estabelecimento da infraestrutura para atividades de descomissionamento e subseqüentes atividades de desmobilização após a conclusão das principais atividades de descomissionamento, estão incluídas.

Quando uma empresa apenas é contratada para supervisionar todo o projeto de descomissionamento ou quando uma empresa realiza atividades de descomissionamento selecionadas (partes), os custos podem variar entre aquele inicialmente calculado pelo proprietário daqueles calculados pela empresa contratada. As condições para a realização dessas atividades podem ser diferentes, a partir da perspectiva do proprietário e do contratante, de modo que essas atividades devem ser avaliadas separadamente. Estas situações são tratadas separadamente no ISDC.

9. pesquisa e desenvolvimento

Envolve todas as atividades ligadas à Pesquisa e Desenvolvimento específico do projeto de descomissionamento, nas quais as informações disponíveis para o projeto são insuficientemente pesquisadas e o desenvolvimento do trabalho é específico e exige a contratação de outras instituições especializadas e empresas. A simulação de serviços complicados através de modelos pode ser feita pela organização operadora ou através da contratação de especialistas externos.

10. material nuclear e combustível

Envolve todas as atividades definidas dentro do projeto de descomissionamento para combustível queimado e materiais nucleares. Estas atividades podem ser pagas a partir do “fundo” de

descomissionamento ou pelo governo, como no caso do Brasil, em que o governo é o proprietário.

11. despesas diversas

Envolve custos de itens que estão diretamente relacionados com o projeto de descomissionamento (i.e estão dentro do escopo do projeto), mas não podem ser alocados nas atividades principais de 01 até 10. Exemplos destes itens são os esquemas de transação realizados para compensar as comunidades locais devido ao desligamento da instalação ou devido às consequências do descomissionamento, pensões, requalificação de pessoas em outros projetos, pagamento para autoridades e outros serviços externos específicos ou pagamentos não alocados nas atividades de 1 até 10. Taxas e seguros são também itens considerados aqui.

8.3 Estimativas de custos para o projeto de descomissionamento do reator IEA-R1

Com o objetivo de assegurar uma estimativa do custo mais realística para o descomissionamento do reator IEA-R1, foi realizada uma abordagem específica para esta instalação. Para tanto foi realizado um inventário dos materiais existentes no interior da piscina do reator e sistemas principais, como circuito primário, sistema de retratamento de água da piscina, blindagem biológica conforme o APÊNDICE A.

Para estimativa de custos foram considerados dois cenários. No primeiro cenário, considerou-se a preservação do prédio do reator e seus sistemas para utilização como um museu sobre a tecnologia nuclear no Brasil, uma vez que este reator foi o primeiro a ser construído e representa o marco inicial desta tecnologia no país. Neste cenário, uma vez que seriam preservados os sistemas, componentes e a piscina do reator que apresentam níveis de radiação, não se poderia considerar o reator como “descomissionado”. Nesta análise levou-se em conta a retirada dos elementos combustíveis queimados da instalação, descontaminação do revestimento de aço da piscina e componentes internos, troca das resinas e carvão ativado do Sistema de Retratação da Piscina e drenagem e substituição da água da piscina.

No segundo cenário, a exemplo do reator Ford construído na Universidade de Michigan, Estados Unidos, na mesma época do IEA-R1 e com as mesmas características, foi previsto o descomissionamento do reator para ser utilizado para outro fim. Neste caso, considerou-se o desmantelamento do concreto que constitui as paredes da piscina do reator, componentes do interior da piscina, circuito primário, Sistema de Retratamento e outros componentes com níveis de radiação ou contaminação acima dos valores considerados como rejeitos radioativos. Em ambos os cenários utilizou-se o Código CERREX para cálculo dos custos. Tendo em vista que no Brasil o número de reatores de pesquisa é muito pequeno, não há um banco de dados ou referências para determinarem-se os fatores de custos unitários de mão de obra, custos de equipamentos e de custeio por unidade de atividade para realização do projeto de descomissionamento. Não seria correto utilizar os dados usualmente utilizados na Europa e Estados Unidos por se tratarem de mercados diferentes do nosso, com preços diferentes. Este estudo baseia-se então no custo de outras reformas realizadas no reator IEA-R1 no decorrer de mais de 50 anos de operação nas quais praticamente todos os sistemas foram substituídos, em orçamentos solicitados a empresas atuantes no mercado brasileiro e nos salários aplicados no IPEN e no mercado para realização desta atividade. A exemplo de outras reformas e modificações realizadas no reator, muitas atividades como o acompanhamento de atividades de desmantelamento, transporte no interior do IPEN, remoção de componentes do interior da piscina e armazenamento dos rejeitos, considerou-se que foram realizados por servidores da instituição.

A TAB. 8.1 fornece as informações exigidas pelo Código CERREX com relação aos custos de mão de obra por hora de atividade, em função da qualificação dos funcionários da organização operadora como das empresas que eventualmente sejam contratadas. Os valores do IPEN foram baseados nas tabelas salariais do início de 2014, enquanto a dos funcionários externos, nas tabelas do Datafolha da mesma época.

TABELA 8.1 – Custo da mão de obra

Atividade	Custos em Reais/hora	
	IPEN	Mercado
Técnico sem especialização	22,6	26,1
Técnico com especialização	26,0	26,7
Superior com especialização	57,96	57,4
Superior com mestrado	64,27	69,7
Superior com doutorado ou nível gerencial	83,02	105,66
Valor médio	51,0	57,1

A TAB.8.2 traz informações sobre os grupos de servidores que têm atuado nos serviços de reforma e manutenção do reator IEA-R1. Incluem servidores da operação, proteção radiológica lotada no reator, funcionários que trabalham na Gerência de Rejeitos Radioativos e funcionários da Oficina mecânica do IPEN. Esta mão de obra foi utilizada no Código CERREX nas atividades que necessitam acompanhamento dos operadores e grupo de proteção radiológica e atividades de desmantelamento de sistemas que podem ser realizados pelos funcionários do IPEN. Os funcionários da GRR são os que realizam as tarefas de recebimento, classificação e armazenamento do rejeito oriundo do IPEN.

TABELA 8.2 – Servidores do IPEN considerados no cálculo do descomissionamento

Área	Técnico	Superior	Superior c/mestrado	Superior com doutorado ou gerencial	Total
Operação do reator	8	9	3	1	21
Proteção Radiológica	4	3			7
Laboratório de Rejeitos Radioativos	6	2 (PR)	2	5	15
Oficina mecânica	8	2			10

A TAB.8.3 informa sobre os custos do desmantelamento de alguns equipamentos e do transporte dos combustíveis queimados para os Estados Unidos cobrados por empresas externas. Estes custos se baseiam em orçamentos solicitados, atividades realizadas recentemente nas

instalações do reator IEA-R1 ou com preços atualizados ou baseados na literatura, como no caso do envio de elementos combustíveis queimados para os Estados Unidos [57].

TABELA - 8.3 – Custo do desmantelamento e transporte dos combustíveis queimados

Equipamento	Custo em reais	Fonte
Trocador de calor	38.500,00	FLM Eng. e Negócios (janeiro/2014)
Tubulação do circuito primário	58.213,66	Tubulação parcial do circuito primário substituída em março/2014 pela Empresa Work Industrial Engenharia de Fluidos Ltda.
Parede de concreto da piscina	505,00/m ³	Obra realizada na casa de máquinas do reator IEA-R1 pela Empresa Técnicas Especiais de Engenharia Ltda. em 2006.
Tanque de decaimento	122.000,00	Baseado no orçamento da FLM Eng. e Negócios
Elementos combustíveis queimados	1.420.000,00 (US\$3,750/kg MTR LEU)	Considerados o envio de cerca de 150 ECs queimados para os EUA

A TAB.8.4 relaciona os itens do Código CERREX (ISDC) para cada atividade do plano e o número de servidores da operação do reator IEA-R1 (OP), equipe de proteção radiológica lotada no reator (PR), Gerência de Rejeito Radioativo (RJ), oficina mecânica do IPEN (OF) e funcionários de empresas externas (EX) que serão utilizados para realização de cada uma das atividades. Esses números foram estabelecidos em função das equipes existentes no IPEN que prestaram serviços nas instalações do IEA-R1 durante as reformas. A tabela relaciona ainda o custo do investimento e das despesas para algumas das atividades consideradas. A TAB. 8.5 relaciona exemplos de 2 itens do inventário com os respectivos custos para removê-los. Nesse caso o programa utiliza os fatores unitários dos custos do trabalho, do investimento e das despesas em geral para calcular os custos totais para realização da atividade.

A TAB. 8.6 apresenta o resultado final dos custos do descomissionamento considerando dois cenários. No primeiro, o desmantelamento dos principais sistemas e paredes da piscina do reator IEA-R1 e o segundo, preservando-se a estrutura da piscina. Os valores em

dólares nessa tabela foram considerados pelo câmbio de 1 dólar igual a 2,40 reais (abril/2014). A TAB. 8.7 apresenta valores do custo de descomissionamento de reatores do tipo piscina similares ao reator IEA-R1. Os custos variam conforme a opção de estratégia escolhida. É interessante observar que em alguns casos o desmantelamento foi iniciado praticamente após o desligamento do reator (UVAR e ASTRA) enquanto em outros reatores o desmantelamento final ocorreu após mais de 20 anos (HEROLD, JEN-1, MELUSINE, FRJ-1). O reator Ford localizado na Universidade de Michigan, Estados Unidos, foi construído na mesma época do reator IEA-R1 com instalações muito similares. Os principais sistemas foram removidos, assim como as paredes da piscina. O prédio está sendo utilizado para outros fins. O custo final alcançou a cifra de US\$14.4 M embora a estimativa inicial estava orçada em US\$10M.

TABELA 8.4 Itens do Código CERREX (ISDC)

Item	Descrição do item do ISDC	Mão de Obra					Invest.	Despesas
		OP	PR	RJ	OF	EX	R\$	R\$
01	Ações no Pré-descomissionamento							
01.0100	Plano de descomissionamento	9	4	1	-	-		
01.0200	Caracterização da instalação (levantamento do inventário)	8	3	-	-	-		
01.0300	Estudo ambiental e de segurança	5	3	-	-	-		
01.0400	Plano de gerenciamento dos rejeitos	4	3	5	-	-		
01.0500	Aprovação das licenças para iniciar o processo	3	3	1	-	-		
01.0600	Formação dos grupos internos e empresas a serem contratadas	3	2	-	-	-		
02	Atividades após o desligamento da Instalação							
02.0101	Término da operação, estabilização, isolamento e inspeção	21	7	-	-	-		
02.0102	Transferência do combustível para o compartimento de estocagem	21	7	-	-	-		
02.0104	Gerenciamento do combustível	21	7	-	-	-		

02.0200	Drenagem e secagem dos sistemas (circuito secundário)	21	7	-	-	-		
02.0300	Descontaminação dos sistemas fechados para diminuição das doses	-	7	-	-	-		
02.0400	Caracterização do inventário radioativo mais detalhadamente	-	7	-	-	-		
02.0505	Remoção das resinas do retratamento	2	4	-	-	-		
02.0507	Remoção de outros equipamentos da instalação	21	7	-	-	-		
03	Atividades adicionais para o fechamento seguro da instalação	21	7	-	-	-		
04	Atividades de desmantelamento na área controlada							
04.0101	Aquisição de equipamentos para o desmantelamento (máquina de corte)						500,4 mil	
04.0200	Preparação e apoio ao desmantelamento	21	7					
04.0301	Drenagem dos sistemas remanescentes (circuito primário incluindo piscina)	21	7					
04.0303	Descontaminação dos sistemas remanescentes (paredes, piscina e circuito primário)		7					
04.0304	Descontaminação das áreas da instalação		7					
04.0501	Desmantelamento das partes internas da piscina (difusor, treliça auxiliar, BH's, etc.)	21	7					
04.0502	Desmantelamento do núcleo e seus componentes (treliça, placa matriz, etc.)	21	7					
04.0503	Desmantelamento do circuito primário	3	7					198 mil
04.0504	Desmantelamento dos cestos de armazenamento dos combustíveis	21	7					
04.0506	Desmantelamento das paredes da piscina	21	7	-	-			562 mil
04.0601	Desmantelamento dos sistemas auxiliares (tanque de drenagem (sump), retratamento, coluna térmica, etc.)	21	7	-	6			30,8 mil
04.0602	Desmantelamento dos componentes remanescentes							

04.0702	Remoção das estruturas contaminadas da instalação							
05	Processamento, armazenamento e disposição final do rejeito							
05.0100	Gerenciamento dos rejeitos			15				
05.0800	Gerenciamento dos rejeitos de nível intermediário			15				
05.0900	Gerenciamento dos rejeitos de nível baixo			15				
05.1200	Gerenciamento de rejeitos isento de radiação	21						
10	Combustível e material nuclear							
10.0100	Remoção do combustível da instalação	21	7					1.420 mil

TABELA 8.5 - Exemplo de cálculo de custo considerando o inventário

Item	Descrição do item do Inventário	Custo do trabalho (R\$)	Investimento (R\$)	Despesas (R\$)	Contingenciamento (R\$)
04.0702	12 toneladas de chapa de aço (revestimento da piscina)	187.272,00	600,00	37.814,00	225.686,60
04.0702	7 toneladas de chapa de aço carbono (interior da parede da piscina)	107.919,00	350,00	21.794,00	130.063,00

Fator unitário de mão de obra: 25hh/ton.; Fator unitário do custo do investimento: R\$54,00/ton.; Fator unitário de despesas: R\$30,00/ton.

Tabela 8.6 – Cálculo do custo do descomissionamento

item	Custos em Reais	Custo em dólares 1US=2,4 reais
Mão de Obra	20.497.608,00	8.540.670,00
Investimento (Equipamentos)	501.026,00	208.761,00.
Despesas em geral	6.311.572,00	2.629.821,00
Contingenciamento	1.260.882,00	525.368,00
Custo total (desmantelamento)	28.571.000,00	11.905.000,00
Custo total (Instalações preservadas)	9.084.000,00	3.785.000,00

TABELA 8.7 Custo do descomissionamento de reatores tipo piscina

Nome do reator	Potência MW	Primeira criticalidade	Desligamento definitivo	Final do desmantelamento	Custo MUS\$	Ano de referência
TRITON (Austria)	6	1959	1982	2004	4	1992
UVAR (EUA)	2	1960	1998	2003	5	2003
HERALD (Reino Unido)	5	1960	1988	±2032	±8,3	2006
BMRC-SUNY (EUA)	2	1961	1996	2015	10	2005
AMRR-ARMY MRR (EUA)	5	1960	1970	1992	13	1991
FORD (EUA)	2	1957	2003	2012	14,4	2008
Astra (Austria)	10	1960	1999	2006	21,2	2006
JEN-1 (Espanha)	3	1958	1984	2010	30,6	2006
MELUSINE (França)	8	1958	1988	2009	39	2011
FRJ-1 (Alemanha)	10	1962	1985	2008	41, 8	2008

9. DISCUSSÃO E CONCLUSÕES

Conforme os capítulos anteriores, o Reator IEA-R1 é um dos reatores mais antigos no mundo em operação. A partir da década de 70 vem adotando um programa de modernização das suas instalações em virtude do envelhecimento de seus equipamentos e das mudanças nas normas de segurança. Isto tem sido fundamental para o prolongamento de sua vida útil. Entretanto, em algum momento no futuro, o reator deverá ser desligado definitivamente, uma vez que suas instalações e potência de operação já não mais atenderão às necessidades dos pesquisadores e à demanda de serviços oferecidos. Atualmente, encontra-se em fase de projeto o Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) com potência planejada para 30 MW, cujas instalações estão sendo projetadas para atender a demanda atual de radioisótopos e as mais diversas modalidades de pesquisas em desenvolvimento pelo mundo.

Atendendo às recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), é muito importante para o IPEN-CNEN/SP realizar um Programa de Descomissionamento Preliminar do Reator IEA-R1 contendo informações sobre as possíveis alternativas a serem adotadas após o seu desligamento definitivo, assim como a estratégia que será adotada (desmantelamento imediato ou protelado), estimativa de custos, previsão de recursos, volume e locais para armazenamento do rejeito gerado com o descomissionamento. Outro ponto fundamental a ser analisado, diz respeito ao destino que será dado aos elementos combustíveis queimados durante a operação do reator.

A seguir estão listadas as conclusões deste trabalho, que procurou analisar e fazer considerações sobre os possíveis cenários após o desligamento definitivo do reator IEA-R1:

1. as equipes de operação, manutenção e proteção radiológica que trabalham no reator têm demonstrado competência na participação de reformas que exigiram o desmantelamento de sistemas e equipamentos, como trocador de calor, substituição das tubulações dos circuitos primário e secundário, troca do revestimento da piscina e dos sistemas de tratamento e retratamento de água entre outros. Estas equipes estão treinadas e capacitadas para participar do Plano de

Descomissionamento deste reator;

2. as equipes que trabalham junto à operação do reator também demonstraram capacidade para planejar e realizar em conjunto com empresas externas o transporte dos combustíveis queimados para os Estados Unidos. Inicialmente foram elaborados os Planos de Transporte, Proteção Radiológica e Proteção Física, além da obtenção de licenças como a de uso dos cascos em território nacional, expedida pelo Órgão Regulador, licenças ambientais expedidas pelo IBAMA e licenças junto às prefeituras de São Paulo e Santos, para o transporte dos containers contendo os cascos. Foram realizadas também as atividades como corte dos elementos combustíveis no interior da piscina, transferência destes elementos para o casco de transferência e deste para o casco de transporte, além de toda logística de acompanhamento dos containers até o embarque no Porto de Santos.
3. o Reator IEA-R1 possui um Programa da Garantia da Qualidade nas Áreas de Prestação de Serviços, Operação e Manutenção do Reator IEA-R1 implantado desde 2002 (ISO-9001) que asseguram o controle e arquivamento dos registros de operação, manutenção e proteção radiológica, além das plantas de engenharia, documentos de novos projetos, etc. Os projetos passaram a ser realizados de forma a garantir o cumprimento dos padrões de qualidade no que diz respeito à contratação de empresas, aquisição de materiais e equipamentos, planejamento e execução de novos projetos.
4. o serviço de proteção radiológica lotado no reator tem experiência no gerenciamento dos rejeitos radioativos provenientes da operação rotineira do reator como filtros, luvas, sapatilhas e fios irradiados e dos rejeitos gerados durante as reformas no reator. Estes materiais são acondicionados em sacos de papel, sacos plásticos e tambores de aço para posterior transporte para a Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) do IPEN, onde são armazenados. Quando possível, os técnicos de proteção radiológica realizam a descontaminação de peças e tubulação, diminuindo o volume de rejeito radioativo a ser armazenado

e enviado para o GRR;

5. a Gerência de Rejeitos Radioativos possui instalações e procedimentos estabelecidos para a coleta dos rejeitos radioativos do IPEN e de empresas externas que manuseiam material radioativo, caracterização primária, tratamento, imobilização e armazenamento;
6. engenheiros do Centro de Engenharia Nuclear (CEN), sempre que necessário, apoiam o grupo de operação no cálculo de blindagens, inventário de radionuclídeos presente nos elementos combustíveis queimados, estudo do envelhecimento dos sistemas, projeto de ferramentas especiais e acompanhamento de demais atividades de modernização do reator.

No entanto, a organização operadora deve ficar atenta ao fato de que os recursos humanos com esta capacitação encontram-se em idade média avançada, que pode significar sua perda nos próximos anos e a necessidade de realização de treinamento dos novos servidores para que possam estar presentes por ocasião do início das atividades de descomissionamento. Também devem ficar atentos ao fato de que as Instalações do GRR não comportariam o volume de rejeitos radioativos gerados por ocasião do desmantelamento do Reator IEA-R1 e instalações anexas.

Concluiu-se também que, apesar de o Brasil não possuir regulamentos específicos para o descomissionamento de reatores de pesquisa, possui um Órgão Regulador responsável pelo controle de todas as atividades nucleares no país com poder de regulação, licenciamento, controle através de auditorias e da disposição final dos rejeitos radioativos em todo território nacional e normas aprovadas e fundamentais no processo de descomissionamento como: CNEN-NN 3.01 (Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica) [37], CNEN-NN 8.01 (Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação) [34] e CNEN-NN 8.02 (Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação) [40].

Este trabalho estudou as possíveis estratégias que podem ser adotadas após o desligamento do reator IEA-R1 como desmantelamento imediato ou confinamento seguro e concluiu que a estratégia mais vantajosa é aquela que

preserva o prédio do reator e instalações anexas tendo em vista que o Reator IEA-R1 foi o primeiro reator nuclear construído no Brasil e, desde sua inauguração, tem sido utilizado como forma de divulgação da energia nuclear no país. São milhares de alunos de colégios e universidades, pesquisadores e público em geral que visitam suas instalações anualmente com o objetivo de conhecer o funcionamento de um reator nuclear e suas aplicações. Desta forma, a manutenção de suas instalações após o desligamento do reator é uma forma de continuar divulgando a atividade nuclear no Brasil. Isto pode ser realizado transformando o prédio do reator e anexos em uma instalação voltada para o ensino da tecnologia nuclear através da manutenção dos seus sistemas em condições de operação de forma a simular a operação do reator. O mesmo prédio teria ainda um museu com equipamentos que remontariam aos vários períodos de sua operação.

A segunda opção, ou seja, o desmantelamento das instalações foi considerado como alternativa pouco provável devido a três fatores: 1) custo total estimado em cerca de 14 milhões de dólares; 2) volume de rejeito radioativo gerado somente pelo concreto das paredes da piscina, conforme os cálculos realizados no capítulo 7, ocupariam cerca de 275 m³ que representam o confinamento deste material em mais de 2.700 tambores de aço com capacidade para 200 litros cada e 3) a área atualmente ocupada pelo reator e instalações anexas pouca ou nenhuma serventia teriam para o Instituto se fossem desmaneladas.

Seja qual for a opção escolhida, o autor considera que o maior problema para realização de um descomissionamento do prédio do reator e instalações anexas estará ligado ao destino que se pretende dar aos elementos combustíveis queimados que estarão no interior da piscina do reator por ocasião do seu desligamento definitivo. Várias alternativas tem sido adotadas por reatores similares ao reator IEA-R1 como:

1. construir um novo prédio dotado de uma piscina para o armazenamento dos combustíveis queimados até que uma solução definitiva como a construção de um repositório final seja realizada;
2. utilizar a piscina de armazenamento do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) que se encontra em fase de projeto;

3. construir no país ou adquirir cascos de duplo propósito (armazenamento provisório e transporte) no mercado internacional para armazenar os combustíveis queimados em local localizado no IPEN até que seja construído um repositório final no país;
4. reprocessar o urânio no exterior e depositar o material oriundo deste reprocessamento em local a ser estudado.

A construção de um novo prédio com uma piscina para o armazenamento dos combustíveis queimados apenas transfere e adia o problema. É uma solução que envolveria altas somas de recursos financeiros em função da construção de um novo prédio contendo uma piscina de armazenamento, sistema de tratamento de água e a presença de equipes de manutenção, proteção radiológica e física no local. Além disto, haveria a necessidade de se adquirir um ou mais cascos para transferência dos combustíveis queimados desde a piscina do prédio do reator até a nova piscina no novo prédio.

A utilização da piscina de armazenamento do RMB é uma possibilidade futura e também envolve custos para o transporte e armazenamento dos combustíveis queimados. Neste caso também será necessária uma manutenção da água da piscina além de constantes inspeções para verificação da integridade destes combustíveis.

A construção de cascos no país ainda é uma meta distante tendo em vista as dificuldades enfrentadas até o momento para se construir um protótipo conforme descrito no capítulo 5. A compra de cascos no exterior e a construção de um novo prédio para abrigá-los é também uma solução que envolveria custos significantes.

Reprocessar o urânio no exterior é a possibilidade menos viável no momento tendo em vista que não existe legislação compatível. Além disto, haveria a necessidade de se transportar os elementos combustíveis para o exterior em cascos de transporte.

Considerando estas alternativas, o autor ainda considera vantajosa a primeira opção, ou seja, transformar o prédio do reator em um museu ou espaço cultural, pois esta escolha preservaria a história do reator e permitiria que o descomissionamento seja realizado em etapas. Os combustíveis queimados permaneceriam no interior da piscina sem prejuízo às visitas ao interior do prédio do reator. Áreas adjacentes seriam descontaminadas, materiais radioativos

seriam retirados do prédio e sistemas não utilizados poderiam ser removidos ou mantidos como fonte de ilustração aos visitantes. No futuro, após a retirada dos combustíveis, grande parte dos materiais já teria decaído e o descomissionamento da instalação, se esta for a opção na época, seria realizado a um custo bem menor em função da diminuição da quantidade de materiais contaminados ou radioativos.

APÊNDICE A - Inventário dos principais materiais do Reator IEA-R1

Sistema	Item	Massa	Material	Taxa de exposição ou Contagem	Dimensões	Observações	Referência
Piscina (V=272m³) h=9m	Piscina do Reator						
	Revestimento das paredes e fundo da piscina (liner)	12 ton	SS304		espessura de 3,42 mm/5 mm pelo RAS pag. 1.6-2, ver 3, 6/97	Foi utilizado e=5mm	Desenho Promon Eng. S.A ME6-303
	Paredes da piscina até 5,18 m de altura do liner até chapa interna	* massa incluído no item 8	concreto baritado		61cm		
	Membrana interna a parede da piscina	6,2 ton	aço carbono		espessura de 4 mm		Instruction Book, Open-Pool Research Reactor, IEA, SP, Brasil, The babcock & Wilcox Co, NY, 1957, pg10
	Paredes da piscina a partir da membrana interna	945 ton	concreto com barita até 5,18 m (acima concreto comum)	.	179 cm, (concreto baritado 270 m ³ , densidade média >3,5g/cm ³)	Massa= dens.xvol= 3500 x 270= 945 ton.	Volume 4 RASIN(IEA-R1)
	Fundo da piscina a partir do liner	* massa incluído no item 8	concreto com barita	96 mR/h(comp. Estocagem)			
	Parede da piscina acima dos 5,18 m	805 ton	concreto comum		Volume = 350 m ³	Massa= dens.xvol= 2300 x 350=805 ton.	Volume 4 RASIN(IEA-R1)
	Treliça de sustentação da PM (4 cantoneiras laterais)			1 mR/h (± 2 m abaixo do nível de água); 2 R/h junto a placa matriz			
	4 cantoneiras laterais	95Kg	Al 6061 - T6		4 Perfis verticais nos cantos da PM- L (2 1/2 x 2 1/2 pol. ,e=3/8 pol., área=11.16 cm ²) ou 6,35 cm x 6,35cm e=0,95 cm; h= 775cm	.	

	Travessas horizontais	28 Kg	Al 6061 - T6		7 Travessas de 3 perfis (2 x 2 pol., e=1/4 pol. ou 5,08 x 5,08 x 0,64 cm ³)L= 66,04 cm e 84,93 cm	.	
	Travessas inclinadas	40 Kg	Al 6061 - T6		Perfis (2 x 2 pol., e=1/4 pol. ou 5,08 x 5,08 x 0,64 cm ³)	.	
	Placa Matriz (aproximadamente 7 m de profundidade)	185 Kg	Al 1100-F	2 R/h	83x64x11,5 cm ³ ; 80 furos Ø6cm, 63 furos de 2,2cm		
	Cone de redução (hopper)	7 Kg	Al		Área de cima= 83 x 64cm ² e diâmetro de baixo: 10 pol., h=25,2 cm pela fig. 6.1-3 RAS	.	
	Válvula de convecção (header)	15 Kg	Al	10 mR/h	Tubo de Al de dimensões ao lado		Retirado do desenho RAS: h=975 mm e diam.=10 pol.
	Difusor de retorno de água	185 Kg	SS304	4 mR/h	3 tubos Ø10 polegadas, forma T, 572 furos de 1 polegada cada	.	Retirado do desenho: L1=4m, L2=0,72m, Llaje= 0,92 m
	8 placas absorvedoras barras de segurança/controle	61 Kg	Ag(80%),In(15%), Cd(5%) encamisada em SS	.	4 Estrutura guia com 15 kg cada (comprimento total: 1250 mm sendo 660,2 com material absorvedor e prolongador de Ni com 590 mm. Lâminas niqueladas 710 mm desde a base)	.	PSE.CENC.IEAR1.066.00, RELT.001.00, Silva, J.E.R e equipe 23/09/03
	Elementos refletores de grafite	26 x . 9,7 Kg C + Al	grafite envolto em Al	até 1,5 R/h	bloco de grafite com 6,88 cm ² x 70 cm, densidade=1,7g/cm ³ ; Al do revestimento 7,62 cm ² , e=3,5mm	.	

	Elementos refletores de berílio	10x(7,5 Kg Be; 1 Kg Al)	Be e Al do Plug e alça		dens Be=1,84 g/cm³; bloco: 7,6 x 7,9 x 67,7cm³; plug e alça de Al		PSE.REN.ELETRONC.012, ESPT.001-ROC, Silva, J.E.R, 14/04/00
Bocal AlMg6262 com 531 g	EIBE (Elemento central de berílio com dois orifícios)	6,0 Kg (berílio); 2,5 Kg Al	berílio grau nuclear, encamisamento, bocal e extremidades: Al (AG3NE)		7,26 x 7,26 x 60 cm³ (prolongamento em Al de 2,55 cm nas duas extremidades para tampo com alças e inferior para fixação do plug), bloco revestido em Al com seção 76 x 79 mm² e 2 orifícios de diâmetro de 33 mm cada	orifícios desprezados	RAS IEA-R1, Figura 11.2-19, Ver.0, 9/96
	EIF (Elemento irradiação de fios)	3 Kg (berílio); 2,65 Kg Al	Be envolto em Al 6262		bloco de Be: 6,86 x 3,43 x 67,7 cm³; cx Al: 7,6 x 7,6 x 67,7cm³ e=3,5mm; plug Al	orifícios desprezados	PSE.REN.ELETRONC.012, ESPT.001-ROC, Silva, J.E.R, 14/04/00
	EIBRA (Elemento de irradiação de berílio refrigerado a água)	2 x (3 Kg Be; 2 Kg Al)	Be envolto em Al 6262		bloco de Be: 7,18 x 3,37 x 67,7 cm³; cx Al: 7,62 x 3,81 cm² e=2mm; plug Al	2 Elementos	PSE.REN.ELETRONC.012, ESPT.001-ROC, Silva, J.E.R, 14/04/00
	Caixa de Al usada como dispositivo de irradiação	6 x 6,0 Kg					
	Tubos de Irradiação horizontais (BH's)						
	Tubos dentro piscina em frente a Coluna Térmica	100 Kg	Al		1 e 2	Lmédio na piscina=125cm; Ø6"; e=5 mm (espessura assumida)	
	Tubos em frente a Coluna Térmica	40 Kg	Al		1 e 2	Lparede= 150 cm; Ø6"; e=5mm	

	(parede)						
	Tubos radiais de 6 polegadas (interior da piscina)	250 Kg	Al		6, 7, 9, 10, 11	Lmédio na piscina=125cm; e=5mm	
	Tubos radiais de 6 polegadas (parede)	100 Kg	Al		6, 7, 9, 10, 11	Lparede= 150 cm; e=5mm	
	Tubos radiais de 8 polegadas (interior da piscina)	130 Kg	Al		3 e 8	Lmédio na piscina=125cm; e=5mm	
	Tubos radiais de 8 polegadas (parede)	52 Kg	Al		3 e 8	Lparede= 150 cm; e=5mm	
	Tubo tangencial de 6 polegadas (interior da piscina)	120 Kg	Al		4 e 12	Lmédio na piscina=300cm; e=5mm	
	Tubo tangencial de 6 polegadas (parede)	40,5 Kg	Al		4 e 12	Lparede= 150 cm; e=5mm	
	Porta de saída	45 Kg	Chumbo		6 pol. (15,24 cm), e= 2 pol. (5,08 cm)		Instruction Book, Open-Pool Research Reactor, IEA, SP, Brasil, The babcock & Wilcox Co, NY, 1957, pg22
	Coluna Térmica					Instruction book of B & W Co. (pg. 24) e RAS (pg. 11.2-9 rev9/96)	
	3 áreas internas	615 Kg (SSc); 165 Kg (Cd); 65 Kg (Bo)	seções em aço carbono sendo as duas primeiras revestidas de chapas de cádmio com e= 1.6mm e a terceira revestida de carbetto de boro com e=6.35 mm		153,6x153,6x91,4 cm³; 160x160x91,4 cm³; 165,4x165,4x62,5 cm³	Espessura da chapa de SSc assumida como 0,5 cm	
	Chapa interna para a piscina	162 Kg	Al		A=25.000 cm²; e= 2,54 cm		

	Blocos de grafite	12,5 ton	grafite nuclearmente puro	.	101,6 x 101,6 empilhados em 3 áreas		
	Porta de saída da CT	16 ton	SS 304		e= 279,4 mm. Porta revestida internamente com chapa de carbetto de boro (boral) com 6,35 mm. Externamente, possui dois revestimentos, uma chapa de Pb com 19 mm e outra de aço carbono com 19 mm	.	
Interior da piscina	Sistema Pneumático						
	2 tubos rigidos ligado a terminal na PM	45 Kg	SS 304		caixa de d'água usada para irradiação		
	Terminais na PM	6 Kg (Al); 1,7 Kg (SS304)	Al, divisória de SS304			Placa divisória: 110cm, 3mm;70cm	
	Parte superior	desprezível	Mangueiras flexíveis				
	Cestos fixos na parede da piscina para armazenamento de combustíveis						PSE.CENC.IEA-R1.008-00, RELT.001.00, Teodoro, C.A, Silva Rosa de, E. J, 9/11/00
Compartimento de estocagem	Cestos fixos na parede	1 ton	SS 304		24 x 36 x 24	O desenho especifica peso de 280 kg por conjunto de 24 posições para piso	Promon Eng.S.A, planta "Piscina do Reator IEA-R1, revestimento em aço inox., conjunto de detalhes. 5042 ME6-320
	84 Caixas ou módulos evitar contato do EC com cesto	170 Kg	Al 6061		9 cm de lado, 70 cm de altura/e= 3mm		

	Cestos dispostos sobre o piso da piscina	200 Kg (Al); 280 Kg (SS)	Al e SS		2 racks de Al ou 48 posições e 1 rack de SS com 24 posições		
	2 Bandejas de manuseio de material irradiado	20 Kg	Al	15 mR/h	1x1 m2, espessura assumida: 3 mm		
	Treliça auxiliar	200 Kg	Al		Assumido o valor da treliça do núcleo + 20% por ser mais larga e profunda	.	
	Medidores de nível da piscina	220 Kg	Al		Assumindo 4 tubos ($\varnothing=5\text{pol}$, $h=5\text{m}$, $e=5\text{mm}$)	3 com chaves de nível e 1 monitora o nível de água de 0 a 100%.	.

APÊNDICE B - Plano de Descomissionamento para Novos Reatores de Pesquisa Tipo Piscina ou para implantação de projetos de modernização em reatores que já se encontram em operação como o IEA-R1

Este apêndice foi elaborado com o objetivo de auxiliar a organização operadora a elaborar o capítulo do RASIN sobre o Plano de Descomissionamento do reator que está em fase de projeto ou, para realização de reformas em reatores que já se encontram em operação como o IEA-R1. A inclusão deste capítulo tem sido uma recomendação da Agência Internacional de Energia Atômica [58]. Para tanto, utilizaram-se informações de reatores de pesquisa como o OPAL da Austrália [59], entre outros.

Para novos projetos de reatores ou em reformas de reatores em operação, deve ser considerado:

- minimização dos materiais com alto potencial de ativação e/ou contaminação radioativa evitando, assim, maior quantidade de rejeitos radioativos no final de vida do reator;
- disposição dos equipamentos dentro da instalação de forma a manter um espaço físico adequado para a sua remoção, por ocasião do desmantelamento do reator;
- gerenciamento adequado dos rejeitos radioativos a serem gerados durante a vida útil do reator que minimizem a necessidade de tratamento e disposição durante a fase de descomissionamento.

1. Itens que devem ser levados em consideração no Projeto Básico

- o projeto deve considerar que em um determinado momento no futuro, a instalação será desativada e poderá dar lugar a uma nova instalação isenta de radioatividade;
- o projeto deve ser realizado de forma a minimizar a ativação e contaminação radioativa dos componentes;

- deve ser prevista uma forma de registro dos dados operacionais da operação do reator e de sua manutenção, que deverão ser mantidos na instalação para serem disponibilizados sempre que necessário;
- o projeto deve prever a monitoração de parâmetros que possam afetar o inventário de radioatividade dos materiais e níveis radiológicos nos locais da instalação a serem utilizados durante a fase de descomissionamento.

2. Características de projeto que facilitam o descomissionamento

O descomissionamento de um reator de pesquisa tipo piscina em geral é mais simples quando comparado com outros tipos de reatores, uma vez que a maior parte dos seus componentes encontra-se confinada dentro da piscina do reator. Com o intuito de minimizar os níveis de radiação dos componentes da instalação para facilitar o desmantelamento e descontaminação destes materiais facilitando as operações de descomissionamento, é aconselhável observar os itens ainda na fase de projeto do reator ou por ocasião de modificações durante a sua vida útil:

a) redução de fontes radioativas dentro da Instalação

Materiais próximos ao núcleo do reator assim como o refrigerante que passa através do mesmo são ativados e se tornam fontes de contaminação e/ou ativação de outros materiais. É de particular importância para as atividades de descomissionamento a redução da quantidade e da intensidade das fontes de radiação existentes no prédio do reator. Para tanto, algumas medidas podem ser feitas no sentido de reduzi-las ao máximo:

- definir materiais com baixa seção de choque de captura de nêutrons como alumínio, que contribuam para redução da atividade em componentes e estruturas durante a operação do reator (exemplo: placa matriz de alumínio);
- minimizar ao máximo as áreas com material radioativo para reduzir a quantidade de componentes e estruturas ativadas ou contaminadas (exemplo: colocar o Sistema de Tratamento em área isenta de radiação);

- prever um período de decaimento dos componentes com níveis da radiação elevados como aqueles localizados no interior da piscina do reator antes do início das atividades de desmantelamento.

Ainda na fase de projeto ou por ocasião de reformas, a escolha dos materiais que serão utilizados deve levar em consideração:

- propriedades físicas (densidade, resistência a corrosão, dureza, etc.);
- propriedades mecânicas que assegurem o bom desempenho do material;
- produtos de ativação que possam ser gerados e meias vidas;
- para aqueles materiais em contato com a água, considerar a resistência a corrosão.

A seguir são relacionados alguns materiais utilizados neste tipo de reator e suas características:

- **Ligas de alumínio**

São usadas de preferência em materiais sujeitos a regiões de alto fluxo no reator, pois têm baixa seção de choque de captura de nêutrons e bom desempenho mecânico sob radiações com nêutrons. Estas ligas são muito utilizadas na fabricação da placa matriz e outros componentes do reator. A vantagem principal é que a maioria dos isótopos resultantes da irradiação do Al tem meia vida curta sendo o ^{24}Na o principal deles. Portanto, estes componentes podem ser manuseados como rejeito de baixa atividade em um espaço de tempo relativamente curto após o desligamento definitivo do reator.

- **Aço Inoxidável**

É um material com excelente resistência a corrosão e tem sido usado em várias estruturas dos reatores. Não obstante a utilização de ligas especiais com baixo teor de cobalto, os produtos de ativação como ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{56}Mg , tornam estas ligas de difícil manuseio antes do decaimento e, portanto, exigem normalmente a utilização de blindagens. Portanto, o uso destas ligas tem sido evitado principalmente em regiões de alto fluxo.

- **Concreto**

O concreto que é usado nas paredes e fundo da piscina do reator tem pouca quantidade de impureza como o ferro, cobalto e európio que tendem a se

tornar radioativos sob intenso fluxo de nêutrons. O concreto usado em reatores normalmente está sujeito a fluxo de nêutrons baixos devido à distância que se encontram do núcleo.

- **Outros materiais**

Outros materiais normalmente utilizados nestes reatores se encontram em pequenas quantidades como o índio, prata e cádmio presentes nas barras absorvedoras de nêutrons, berílio e grafite de elementos refletoras.

- b) Redução da contaminação em componentes e estruturas**

Visando a redução da contaminação são feitas algumas considerações a seguir:

- **Especificação dos elementos combustíveis**

Uma das causas da contaminação de materiais em reatores de pesquisa é a falha em um ou mais elementos combustíveis. Com o objetivo de evitar estas falhas que provocam a liberação de produtos de fissão na água e consequente contaminação das paredes e componentes da piscina, da tubulação do circuito primário e trocador de calor e resinas do Sistema de Retratamento da Água, o projeto e construção de elementos combustíveis devem seguir padrões reconhecidos, haver um controle químico da água da piscina e os procedimentos de operação seguirem as normas e regulamentos do país, além das recomendações da AIEA.

- **Escolha dos materiais**

Materiais que serão usados no circuito primário, revestimento e componentes internos da piscina devem minimizar ao máximo as reações de corrosão em presença de água, uma vez que estas partículas podem ser ativadas ao passar pelo núcleo do reator.

Materiais usados nos componentes internos da piscina do reator e no sistema de resfriamento, como aço inox, zircaloy e alumínio, têm excelente resistência à corrosão sob condições controladas. Estes materiais também são de fácil descontaminação. Nenhum material contendo níveis de cobalto com impureza acima de quantidades insignificantes em suas fórmulas deve ser utilizado.

- **Controle da química da água**

O controle químico da água da piscina é importante para minimizar os níveis de corrosão dos materiais presentes. A qualidade desta água alimentada

pelo Sistema de Tratamento deve obedecer aos limites exigidos nas especificações técnicas do reator. É aconselhável a utilização de aparelhos para medição da condutividade da água (condutivímetros) na linha para controle deste parâmetro.

- **Deteccção e retenção de vazamentos**

A deteção precoce de vazamentos através de inspeções e monitoração de áreas internas da instalação, além da utilização de sistemas de retenção de vazamentos, como válvulas de isolamento, ajudam os operadores a tomarem ações apropriadas no sentido de evitar o aumento de áreas contaminadas em casos deste tipo de evento. Abaixo são listados alguns exemplos:

- **Sistema de Deteccção de Vazamento na Piscina**

Sistemas específicos para detectar possíveis vazamentos que possam ocorrer na piscina do reator e tanque auxiliar permitem a sua deteção em pontos críticos de solda ou pontos de tensão cumulativa, evitando o espalhamento da contaminação.

- **Acidente de Perda de Refrigerante e deteção de vazamentos**

É recomendável que o projeto preveja uma área para coleta de água da piscina do reator que possa ter origem em acidente de perda de refrigerante (LOCA). Normalmente coincide com a área da casa de máquina (andar mais baixo) no interior do prédio de contenção. Esta área tem como objetivo minimizar os efeitos causados pelo vazamento na instalação (inundação da contenção), direcionando a água para um ponto específico e controlado, evitando assim, a contaminação de outras áreas.

- **Confinamento da Água Pesada**

É recomendável que reatores que possuam água pesada em seu projeto mantenham o andar onde se encontra a sala de água pesada impermeabilizado e projetado como uma piscina para coleta do volume total da água pesada em caso de vazamento. O revestimento da sala deve evitar a passagem de água contaminada através da estrutura de concreto, minimizando uma possível contaminação da mesma por trítio.

Drenos no piso com detectores conectados às linhas de drenagem devem ser projetados para direcionar possíveis vazamentos desta água para a sala que conterá o tanque de armazenamento da água pesada.

- **Sistema de Retenção de Gases e Partículas**

- **Sistema de Ventilação**

Sistema utilizado para evitar o espalhamento de material radioativo e a passagem de ar contaminado entre áreas.

- **Produtos de ativação nos dispositivos de irradiação**

O projeto deve prever um sistema pneumático com filtros absolutos para retenção de partículas dispersas no ar. Isto contribuirá para redução da quantidade de contaminação produzida.

3. Desmantelamento e descontaminação de equipamentos

O projeto de um reator de pesquisa deve ser elaborado levando em consideração aspectos que podem facilitar o desmantelamento e a descontaminação dos equipamentos localizados no seu interior por ocasião do descomissionamento como:

- separação no interior da instalação das áreas quentes contendo radiações do núcleo do reator, contaminações radioativas ou armazenamento provisório de rejeitos, como o hall da piscina do reator, salão de experimento, casa de máquinas, etc. das áreas frias como corredores, oficina mecânica, banheiros, etc. Neste caso, cada área deve possuir um sistema de ventilação e exaustão independente;
- necessidade das áreas terem espaço suficiente para entrada e saída de materiais e poderem ser facilmente readaptáveis para uso dos grupos encarregados do descomissionamento. Devem ser previstas rotas de saída para os materiais e rejeitos que serão gerados nas atividades de descomissionamento;
- a disposição dos dutos, bombas de recirculação de água e demais componentes do sistema de resfriamento do núcleo e demais sistemas e estruturas deve permitir o acesso para realização de serviços de descontaminação e desmontagem para o transporte

para fora da instalação. A base das unidades e os suportes das linhas de dutos devem evitar blocos de concreto e outros elementos incorporados à instalação, de forma a facilitar a descontaminação superficial do piso, paredes e tetos. Áreas inacessíveis ou espaços limitados devem ser evitados ou minimizados;

4. Considerações sobre Desmantelamento

O projeto deve prever espaços suficientes e acessíveis para a instalação de blindagens removíveis para trabalho em áreas com altos níveis de radiação como, por exemplo, próximo a placa matriz do reator. Na medida do possível, componentes do núcleo do reator e do compartimento de estocagem devem ser parafusados e de fácil desmontagem, minimizando assim a necessidade de uso de ferramentas especiais de corte para sua remoção.

O projeto do compartimento de estocagem deve considerar a possibilidade para uso em operações de corte para as operações de descomissionamento no futuro. Deve ter espaço suficiente para conter provisoriamente componentes do compartimento de operação.

Blindagens usadas durante a operação do reator para reparo ou troca de alvos no interior dos tubos colimadores de nêutrons podem ser usadas no processo de descomissionamento. Tubulações utilizadas para passagem de líquidos radioativos como água do circuito primário devem ser projetadas e construídas de forma que possam ser completamente drenadas, quando necessário. A existência de pontos não drenáveis deve ser evitada para impedir que água contaminada permaneça no seu interior.

5. Considerações sobre Descontaminação

O projeto deve considerar a possibilidade de conectar tubulações, tanques e equipamentos passíveis de contaminação com um sistema de circulação de solução química visando a lavagem e possível descontaminação.

Deve-se considerar que laboratórios utilizados durante a vida útil do reator poderão ser utilizados durante o processo de descomissionamento. Além disto, o projeto deve prever espaço para colocação de equipamentos adicionais em áreas com sistemas que apresentem níveis de radiação e/ou contaminação como, por exemplo, a sala de máquinas onde haverá atividades de

desmantelamento da tubulação do circuito primário, trocador de calor, bombas de recirculação de água, etc.

6. Disposições sobre manuseio de equipamentos

A existência de equipamentos para o manuseio de cargas no sentido horizontal e vertical como elevadores e monovias no hall do reator e no salão de experimento facilitarão as operações de manuseio e transporte durante o descomissionamento. Também devem ser previstas aberturas nos pisos com tampas removíveis para passagem de componentes e equipamentos entre os pavimentos. A capacidade de carga destes equipamentos e dos pisos deve sempre levar em conta a possibilidade de transporte de equipamentos pesados como cascos de transferência e transporte no interior da contenção, contendo material radioativo como remoção dos elementos combustíveis queimados do compartimento de estocagem da piscina para fora da instalação através de cascos com mais de 10 toneladas.

7. Gerenciamentos de Rejeitos

O projeto da instalação do reator deve prever áreas apropriadas para o armazenamento provisório do rejeito gerado durante a operação do reator e de seu descomissionamento. Estas áreas podem ser usadas para manuseio, classificação e armazenamento temporário, até ser enviado para um local fora da instalação.

8. Características da instalação para facilitar o descomissionamento

A organização operadora deve manter um programa da qualidade com procedimentos específicos para registro e arquivamento de todas as informações relevantes a serem geradas durante a operação do reator. Esta documentação deve ser mantida atualizada com os registros das manutenções, manuseio de material contaminado e modificações que possam ser realizadas nos sistemas e prédio do reator. Informações sobre o local, dados sobre o meio ambiente, especificações de projeto, detalhes de equipamentos e materiais, desenhos, manual de operação e manutenção e documentos da garantia da qualidade serão utilizados por ocasião da realização do Plano de Descomissionamento. A seguir

são relacionados os principais documentos e registros que devem ser mantidos na instalação.

- plantas de engenharia do prédio do reator e anexos com detalhes de projeto e materiais utilizados;
- Relatório de Análise de Segurança do Reator atualizado;
- histórico dos elementos combustíveis queimados, incluindo registros de sua movimentação o período de operação do reator;
- registros das monitorações dos níveis de radiação nas diversas áreas do prédio do reator durante a operação do reator e por ocasião da realização de modificações em seus sistemas;
- registros de possíveis acidentes ou incidentes que possam resultar na contaminação radioativa de sistemas ou áreas do reator;
- detalhes de modificações do reator (devem ser descritas detalhadamente juntamente com desenhos, fotos, etc.);
- documentos relativos as operações, manutenções, testes periódicos e inspeções;
- localização e movimentação de fontes radioativas;
- quantidade de materiais físséis, férteis e outros especiais localizados no prédio do reator;
- registro da exposição dos trabalhadores à radiação;
- registros sobre as descargas de efluentes no meio ambiente;
- registros sobre o gerenciamento dos rejeitos radioativos da instalação e operações de transferência dos mesmos para outros locais.

Por ocasião do desligamento definitivo do reator, as informações acima serão de grande valia para o conhecimento atualizado da instalação que permitirá a realização do Plano de Descomissionamento.

9. Diferentes tipos de materiais existentes na instalação e riscos associados

Durante a operação muitos materiais são acumulados no interior do prédio do reator e anexos. Materiais radioativos, reagentes, material tóxico, entre outros, podem representar um perigo potencial aos trabalhadores, à propriedade

e ao meio ambiente por ocasião do descomissionamento e, por isto, o manuseio e destino destes materiais devem ser cuidadosamente avaliados.

- **Materiais Radioativos**

Cuidados especiais devem ser tomados com relação aos materiais irradiados durante a operação do reator. São os equipamentos e estruturas utilizadas na operação e que se encontram desativados após o desligamento do reator. Muitos materiais ativados podem estar confinados em salas no interior do prédio do reator aguardando sua transferência para depósitos específicos fora da instalação. As principais fontes de ativação destes materiais tiveram as seguintes origens:

- ativação do material estrutural diretamente exposto ao fluxo de nêutrons como elementos refletores, guias de nêutrons e componentes próximos ao núcleo;
- ativação do meio operacional como água leve utilizada como refrigerante e moderador, água pesada como refletor assim como produtos de fissão, ativação e corrosão contidos neste meio;
- contaminação de materiais por contato com materiais radioativos como equipamentos, componentes e dutos que tiveram contato com água e/ou ar contendo produtos de fissão;
- líquidos e sólidos armazenados como rejeitos provisórios dentro da instalação;
- materiais radioativos como filtros originados pela circulação do ar no interior de dutos do Sistema de Exaustão e Ventilação do prédio do reator ou devido a possíveis vazamentos neste sistemas;
- dispositivos experimentais colocados nas proximidades ou inseridos na placa matriz e que podem gerar outros materiais radioativos;
- fontes de nêutrons utilizadas para partida do reator.

A TAB. 1 anexa relaciona o inventário dos principais radionuclídeos encontrados neste tipo de instalação após vários anos de operação. Destes, o ^{60}Co e o ^{63}Ni aparecem como isótopos majoritários.

- **Substâncias perigosas**

Dentro desta categoria estão todas as substâncias que, por ingestão, inalação ou assimilação, podem causar doenças ou lesões aos trabalhadores ou público em geral. O reator apresenta um risco baixo para estes tipos de substâncias devido à pequena quantidade das mesmas usadas na instalação. Componentes químicos usados na descontaminação são exemplos de substâncias perigosas.

- **Perigos associados ao trabalho rotineiro**

São os perigos inerentes ao trabalho em áreas confinadas e que exigem o manuseio de ferramentas de corte, de prensagem, desmontagem mecânica, equipamentos pneumáticos, equipamentos para movimentação vertical e horizontal de cargas, etc.

TABELA 1- Inventário de radionuclídeos incluídos na instalação após vários anos de operação

Nuclídeos	Meia vida	Modo de decaimento/emissão	Material
²⁴ Na	15 h	β^-/γ	Alumínio
²⁷ Mg	9.5 m	β^-/γ	Alumínio
²⁸ Al	2.2 m	β^-/γ	Alumínio
⁴⁵ Ca	163 d	β^-/β^-	Concreto
⁵¹ Cr	27.7 d	E/γ	SS 304, Alumínio
⁵⁴ Mn	312 d	E/γ	SS 304
⁵⁵ Fe	2.7 a	$E/$	SS 304, Concreto
⁵⁶ Mn	2.6 h	β^-/γ	SS 304, Alumínio
⁵⁹ Fe	44.5 d	β^-/γ	SS 304, Concreto
⁵⁹ Ni	76 a	E/λ	SS 304
⁶⁰ Co	5.3 a	$\beta^-/\beta^-, \gamma$	SS 304, Zircaloy 4, Concreto, Aço
⁶³ Ni	100 a	β^-/β^-	SS 304, Zircaloy 4
⁶⁵ Zn	244 d	$E, \beta^+/\gamma$	Alumínio
^{93m} Nb	13.1 a	$/\gamma$	Zircaloy 4
⁹³ Zr	1.5 E6 a	β^-/β^-	Zircaloy 4
⁹⁵ Nb	35 d	β^-/γ	Zircaloy 4
⁹⁵ Zr	64 d	β^-/γ	Zircaloy 4
⁹⁷ Nb	72 min	β^-/γ	Zircaloy 4
⁹⁷ Zr	16.8 h	β^-/γ	Zircaloy 4
^{108m} Ag	418 a	E/γ	Ag-In-Cd (liga)
¹⁰⁹ Cd	463 d	E/β^+	Ag-In-Cd (liga)
^{110m} Ag	250 d	β^-/γ	Ag-In-Cd (liga)
^{125m} Te	57.4 d	$/\lambda$	Zircaloy 4
¹²⁵ Sb	2.77 a	β^-/γ	Zircaloy 4
¹⁵² Eu	13.3 a	$E, \beta^+, \beta^-/\gamma$	SS 304, Concreto, Aço

^{154}Eu	8.8 a	β^-/γ	SS 304, Concreto, Aço
^{205}Pb	1.5 E7 a	ϵ/β^+	Chumbo

ϵ = captura eletrônica, h=hora, d=dias, m=meses, a= anos

β^+ = Pósitron, β^- = Partícula beta, γ = raios gama

10. Gerenciamento dos rejeitos gerados durante o descomissionamento

O projeto das instalações do reator deve ser realizado de forma a minimizar o volume de rejeitos radioativos por ocasião do seu descomissionamento. Três tipos de rejeitos sólidos contendo radiação são classificados em três categorias, baixo, médio e alto nível de radiação. Rejeitos sólidos cuja concentração de atividade estejam abaixo do nível de dispensa podem ser considerados como resíduos comuns que podem ser descartados no meio ambiente. Os rejeitos líquidos gerados durante a operação apresentam, em geral, nível de atividade baixo e podem ser descartados no meio ambiente após a liberação por parte da proteção radiológica.

Os principais tipos de rejeitos provenientes da operação de um reator do tipo piscina são:

a) Materiais radioativos

• Componentes internos ao reator

As principais atividades e inventário de radionuclídeos estão concentrados nos componentes internos localizados no interior da piscina do reator como treliça de sustentação da placa matriz e elementos internos ao núcleo do reator. A quantidade estimada destes materiais para um reator tipo piscina de 20 MW é fornecida na tabela abaixo como função do tempo de decaimento.

TABELA 2 – Quantidade estimada de rejeitos radioativos para um reator de 20 MW em função do tempo de decaimento

Classe do Rejeito	Massa (10^3 kg) x Tempo de decaimento (anos)				
	0	5	10	20	30
Tempo de decaimento em anos					
Rejeito isento de radiação (EW)	19.3	19.3	19.4	19.5	19.5
Rejeito de baixo nível (LLW)	33.8	33.8	33.7	33.6	37.4
Rejeito de nível intermediário (ILW)	26.2	26.2	26.2	26.2	22.4
Total	79.3	79.3	79.3	79.3	79.3

Em geral materiais com nível intermediário de radiação são desmantelados, compactados e quando possível, classificados e colocados em tambores para serem removidos do prédio do reator para armazenamento em locais pré-determinados. Quando são de baixo nível de radiação, devem ser desmantelados e tratados para possível descarte como resíduos comuns. Os materiais sem radiação ou com níveis abaixo dos critérios de dispensa devem ser considerados como resíduos comuns.

- **Revestimento da piscina do Reator**

Em geral o revestimento da piscina encontra-se contaminado devido ao contato com a água da piscina. Somente áreas adjacentes ao núcleo e localizadas em baixo da placa matriz poderão apresentar níveis baixos de radiação (LLW). Após a descontaminação e avaliação segundo os critérios de dispensa, este material poderá ser tratado como resíduo comum.

- **Sistema de Irradiação Horizontal (BH's)**

Portas ou acessos aos BHs possivelmente deverão ser desmantelados e segregados de acordo com o tipo de rejeito. A remoção destas partes em tambores pode ser precedida por descontaminação antes da disposição final. O projeto deve prever o desmantelamento de componentes mais ativados.

Os tubos colimadores nêutrons utilizados em experimentos são projetados em alumínio e geram rejeitos de baixo ou nenhum nível de radiação. Desta forma podem ser descontaminados e descartados como resíduos comuns.

- **Blindagem de concreto da parede da piscina**

O concreto da parede da piscina deve gerar rejeito de baixa atividade em áreas próximas do núcleo do reator. A maior parte deste concreto pode apresentar baixos níveis de contaminação em função da infiltração da água da piscina. A quantidade total estimada do rejeito é apresentada a seguir:

TABELA 3 – Rejeito radioativo proveniente da piscina do reator

Classe do Rejeito	Massa (10³ kg) x Tempo de decaimento (anos)				
Tempo de decaimento em anos	0	5	10	20	30
Rejeito isento de radiação (EW)	19.3	32.6	32.7	41.6	41.6
Rejeito de baixo nível (LLW)	80.8	67.5	67.4	58.5	62.3
Rejeito de nível intermediário (ILW)	44.2	44.2	44.2	44.2	40.4
Total	144.3	144.3	144.3	144.3	144.3

- **Tubulações, Tanques e Estruturas Metálicas**

Após a descontaminação, espera-se que a maior parte destes rejeitos seja tratada como resíduo comum.

ANEXO A - Dados de entrada para o código CERREX

[illegible]

42	1	02.0200	Drainage and drying of systems			5.376	295.811	246.509	0	49.302	0					0,1		12,0	12,0	3,0	1,0	28,0	
43		02.0201	Drainage and drying of closed systems not in operation			0	0	0	0	0	0											0,0	
44		02.0202	Drainage of spent-fuel pool and other open systems not in operation			0	0	0	0	0	0											0,0	
45		02.0203	Removal of sludge and products from open systems			0	0	0	0	0	0											0,0	
46		02.0204	Drainage of special process fluids			0	0	0	0	0	0											0,0	
47	1	02.0300	Decontamination of closed systems for dose reduction			4.032	192.154	160.128	0	32.026	0					0,3		4,0	3,0			7,0	
48		02.0301	Decontamination of process installations using operational ...			0	0	0	0	0	0											0,0	
49		02.0302	Decontamination of process installations using additional procedures			0	0	0	0	0	0											0,0	
50	1	02.0400	Radiological inventory characterisation to support detailed ...			4.032	192.154	160.128	0	32.026	0					0,3		4,0	3,0			7,0	
51		02.0401	Radiological inventory characterisation			0	0	0	0	0	0											0,0	
52		02.0402	Underground water monitoring			0	0	0	0	0	0											0,0	
53		02.0500	Removal of system fluids, operational waste and redundant ...			0	0	0	0	0	0											0,0	
54		02.0501	Removal of combustible material	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
55		02.0502	Removal of system fluids (water, oils, etc.)	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
56		02.0503	Removal of special process fluids	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
57		02.0504	Removal of waste from decontamination	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
58	1	02.0505	Removal of spent resins	1		1.152	50.688	42.240	0	8.448	0					0,1		4,0	2,0			6,0	
59		02.0506	Removal of specific operational waste from fuel cycle facilities	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
60	1	02.0507	Removal of other waste from facility operations	1		5.376	295.811	246.509	0	49.302	0					0,1		12,0	12,0	3,0	1,0	28,0	
61		02.0508	Removal of redundant equipment and materials	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
62	1	03	Additional activities for safe enclosure or entombment			161.280	8.874.317	7.395.264	0	1.479.053	0					3,0		12,0	12,0	3,0	1,0	28,0	
63	1	03.0100	Preparation for safe enclosure	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
64		03.0101	Decontamination of selected components and areas to facilitate the ...	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
65		03.0102	Zoning for long-term storage			0	0	0	0	0	0											0,0	
66		03.0103	Removal of inventory not suitable for safe enclosure	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
67		03.0104	Dismantling and transfer of contaminated equipment and material to ...	1		0	0	0	0	0	0											0,0	
68		03.0105	Radiological inventory characterisation for safe enclosure			0	0	0	0	0	0											0,0	
69	1	03.0200	Site boundary reconfiguration, isolating and securing ...			0	0	0	0	0	0											0,0	
70		03.0201	Modification of auxiliary systems			0	0	0	0	0	0											0,0	
71		03.0202	Site boundary reconfiguration			0	0	0	0	0	0											0,0	
72		03.0203	Construction of temporary enclosures, stores, structural ...			0	0	0	0	0	0											0,0	
73		03.0204	Stabilisation of radioactive and hazardous waste pending remediation			0	0	0	0	0	0											0,0	
74		03.0205	Facility controlled area hardening and isolation for safe enclosure			0	0	0	0	0	0											0,0	
75		03.0300	Facility entombment			0	0	0	0	0	0											0,0	
76		03.0301	Facility entombment as end state of decommissioning strategy			0	0	0	0	0	0											0,0	
77		03.0302	Institutional control and monitoring of the entombment end state			0	0	0	0	0	0											0,0	
78		04	Dismantling activities within the controlled area			0	0	0	0	0	0											0,0	
79		04.0100	Procurement of equipment for decontamination and ...			0	0	0	0	0	0											0,0	
80	1	04.0101	Procurement for general site-dismantling equipment	1		0	600.000	0	500.000	0	100.000	20	500.000									0,0	
81		04.0102	Procurement of equipment for decontamination of personnel and tools			0	0	0	0	0	0											0,0	

	A	C	D	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R	S	T	U	V	W	X	Y	Z	AA	AB	AC	AD	AZ	BA	
79				04.0100 Procurement of equipment for decontamination and ...				0	0	0	0	0	0															0,0		
80	1		04.0101	Procurement for general site-dismantling equipment	1			0	600.000	0	500.000	0	100.000	20	500.000													0,0		
81			04.0102	Procurement of equipment for decontamination of personnel and tools				0	0	0	0	0	0															0,0		
82			04.0103	Procurement of special tools for dismantling the reactor systems				0	0	0	0	0	0															0,0		
83			04.0104	Procurement of special tools for dismantling in fuel cycle facilities				0	0	0	0	0	0															0,0		
84			04.0105	Procurement of special tools for dismantling of other components or ...				0	0	0	0	0	0															0,0		
85	1		04.0200	Preparations and support for dismantling				5.376	295.811	246.509	0	49.302	0						0,1			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
86			04.0201	Reconfiguration of existing services, facilities and site to support ...				0	0	0	0	0	0															0,0		
87			04.0202	Preparation of infrastructure and logistics for dismantling				0	0	0	0	0	0															0,0		
88			04.0203	On-going radiological characterisation during dismantling				0	0	0	0	0	0															0,0		
89			04.0300	Pre-dismantling decontamination	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
90	1		04.0301	Drainage of remaining systems	1			5.376	295.811	246.509	0	49.302	0						0,1			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
91			04.0302	Removal of sludge and products from remaining systems	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
92	1		04.0303	Decontamination of remaining systems	1			1.344	64.051	53.376	0	10.675	0						0,1			4,0		3,0				7,0		
93	1		04.0304	Decontamination of areas in buildings	1			1.344	64.051	53.376	0	10.675	0						0,1			4,0		3,0				7,0		
94			04.0400	Removal of materials requiring specific procedures	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
95			04.0401	Removal of thermal insulation	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
96			04.0402	Removal of asbestos	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
97			04.0403	Removal of other hazardous materials	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
98			04.0500	Dismantling of main process systems, structures and components	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
99	1		04.0501	Dismantling of reactor internals	1			16.128	887.432	739.526	0	147.905	0						0,3			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
100	1		04.0502	Dismantling of reactor vessel and core components	1			16.128	887.432	739.526	0	147.905	0						0,3			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
101	1		04.0503	Dismantling of other primary loop components	1	1		1.344	314.738	53.568	0	208.714	52.456	20					198.000	0,1		4,0		3,0				7,0		
102	1		04.0504	Dismantling of main process systems in fuel cycle facilities	1			5.376	295.811	246.509	0	49.302	0						0,1			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
103			04.0505	Dismantling of main process systems in other nuclear facilities	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
104	1		04.0506	Dismantling of external thermal/biological shields	1	1		16.128	1.773.025	762.601	0	714.920	295.504	20					562.400	0,3		12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
105			04.0600	Dismantling of other systems and components	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
106	1		04.0601	Dismantling of auxiliary systems	1	1		1.344	114.434	53.568	0	41.794	19.072	20					31.080	0,1		4,0		3,0				7,0		
107	1		04.0602	Dismantling of remaining components	1			5.376	354.973	246.509	0	49.302	59.162	20					0,1			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
108			04.0700	Removal contamination from building structures	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
109			04.0701	Dismantling of embedded elements in buildings	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
110	1		04.0702	Removal of contaminated structures	1	1		33.135	2.270.460	1.575.379	1.026	315.646	378.410	20					0,6			12,0		12,0	3,0	1,0		28,0		
111			04.0703	Decontamination of buildings	1			6.912	364.954	253.440	0	50.688	60.826	20					0,3			8,0		4,0				12,0		
112			04.0800	Removal of contamination from areas outside buildings	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
113			04.0801	Removal of underground contaminated pipes and structures	1			0	0	0	0	0	0	20														0,0		
114			04.0802	Removal of contaminated soil and other contaminated items	1			0	0	0	0	0	0	20														0,0		
115			04.0900	Final radioactivity survey for release of buildings	1			0	0	0	0	0	0															0,0		
116			04.0901	Final radioactivity survey in buildings	1			0	0	0	0	0	0	20														0,0		
117			04.0902	Declassification of buildings	1			0	0	0	0	0	0	20														0,0		
118			05	Waste processing, storage and disposal				0	0	0	0	0	0															0,0		
119	1		05.0100	Waste management system	1	1		8.640	563.743	469.786	0	93.957	0						0,3			6,0		2,0	2,0	5,0		15,0		
120			05.0101	Establishing the waste management system				0	0	0	0	0	0															0,0		
ISDC / Inventory / ISDC Cost Table Level 3 / ISDC Cost Table Level 2 / ISDC Cost Table Level 1 / Procedures																														

	A	C	D	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R	S	T	U	V	W	X	Y	Z	AA	AB	AC	AD	AZ
118			05	Waste processing, storage and disposal				0	0	0	0	0	0															0,0
119	1		05.0100	Waste management system	1	1		8.640	563.743	469.786	0	93.957	0						0,3			6,0		2,0	2,0	5,0		15,0
120			05.0101	Establishing the waste management system				0	0	0	0	0	0															0,0
121			05.0102	Reconstruction of existing facilities for decommissioning waste ...				0	0	0	0	0	0															0,0
122			05.0103	Procurement of additional equipment for management of ...				0	0	0	0	0	0															0,0
123			05.0104	Maintenance, surveillance and operational support for waste man...				0	0	0	0	0	0															0,0
124			05.0105	Demobilisation/decommissioning of waste management system	1	1		0	0	0	0	0	0															0,0
125			05.0200	Management of historical/legacy high level waste		1		0	0	0	0	0	0															0,0
126			05.0201	Characterisation		1		0	0	0	0	0	0															0,0
127			05.0202	Retrieval and processing		1		0	0	0	0	0	0															0,0
128			05.0203	Final conditioning		1		0	0	0	0	0	0															0,0
129			05.0204	Storage		1		0	0	0	0	0	0															0,0
130			05.0205	Transport		1		0	0	0	0	0	0															0,0
131			05.0206	Disposal		1		0	0	0	0	0	0															0,0
132			05.0207	Containers		1		0	0	0	0	0	0															0,0
133			05.0300	Management of historical/legacy intermediate level waste		1		0	0	0	0	0	0															0,0
134			05.0301	Characterisation		1		0	0	0	0	0	0															0,0
135			05.0302	Retrieval and processing		1		0	0	0	0	0	0															0,0
136			05.0303	Final conditioning		1		0	0	0	0	0	0															0,0
137			05.0304	Storage		1		0	0	0	0	0	0															0,0
138			05.0305	Transport		1		0	0	0	0	0	0															0,0
139			05.0306	Disposal		1		0	0	0	0	0	0															0,0
140			05.0307	Containers		1		0	0	0	0	0	0															0,0
141			05.0400	Management of historical/legacy low level waste		1		0	0	0	0	0	0															0,0
142			05.0401	Characterisation		1		0	0	0	0	0	0															0,0
143			05.0402	Retrieval and processing		1		0	0	0	0	0	0															0,0
144			05.0403	Final conditioning		1		0	0	0	0	0	0															0,0
145			05.0404	Storage		1		0	0	0	0	0	0															0,0
146			05.0405	Transport		1		0	0	0	0	0	0															0,0
147			05.0406	Disposal		1		0	0	0	0	0	0															0,0
148			05.0407	Containers		1		0	0	0	0	0	0															0,0
149			05.0500	Management of historical/legacy very low level waste		1		0	0	0	0	0	0															0,0
150			05.0501	Characterisation		1		0	0	0	0	0	0															0,0
151			05.0502	Retrieval, treatment and packaging		1		0	0	0	0	0	0															0,0
152			05.0503	Transport		1		0	0	0	0	0	0															0,0
153			05.0504	Disposal		1		0	0	0	0	0	0															0,0
154			05.0600	Management of historical/legacy exempt waste and materials		1		0	0	0	0	0	0															0,0
155			05.0601	Retrieval, treatment and packaging		1		0	0	0	0	0	0															0,0
156			05.0602	Clearance measurement of exempt waste and materials		1		0	0	0	0	0	0															0,0
157			05.0603	Transport of hazardous waste		1		0	0	0	0	0	0															0,0
158			05.0604	Disposal of hazardous waste at dedicated waste dumps		1		0	0	0	0	0	0															0,0
159			05.0605	Transport of exempt waste and materials		1		0	0	0	0	0	0															0,0

	A	C	D	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R	S	T	U	V	W	X	Y	Z	AA	AB	AC	AD	AZ	BA
157			05.0603	Transport of hazardous waste			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
158			05.0604	Disposal of hazardous waste at dedicated waste dumps			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
159			05.0605	Transport of conventional waste and materials			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
160			05.0606	Disposal of conventional waste at conventional dumps			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
161			05.0700	Management of decommissioning high level waste			1	17.280	1.127.485	939.571	0	187.914	0	0					0,6				6,0		2,0	2,0	5,0	15,0	
162			05.0701	Characterisation			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
163			05.0702	Retrieval and processing			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
164			05.0703	Final conditioning			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
165			05.0704	Storage			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
166			05.0705	Transport			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
167			05.0706	Disposal			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
168			05.0707	Containers			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
169	1		05.0800	Management of decommissioning intermediate level waste			1	8.640	563.743	469.786	0	93.957	0	0					0,3				6,0		2,0	2,0	5,0	15,0	
170			05.0801	Characterisation			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
171			05.0802	Retrieval and processing			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
172			05.0803	Final conditioning			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
173			05.0804	Storage			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
174			05.0805	Transport			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
175			05.0806	Disposal			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
176			05.0807	Containers			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
177	1		05.0900	Management of decommissioning low level waste			1	8.640	563.743	469.786	0	93.957	0	0					0,3				6,0		2,0	2,0	5,0	15,0	
178			05.0901	Characterisation			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
179			05.0902	Retrieval and processing			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
180			05.0903	Final conditioning			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
181			05.0904	Storage			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
182			05.0905	Transport			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
183			05.0906	Disposal			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
184			05.0907	Containers			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
185			05.1000	Management of decommissioning very low level waste			1	0	0	0	0	0	0	20														0,0	
186			05.1001	Characterisation			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
187			05.1002	Treatment and packaging			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
188			05.1003	Transport			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
189			05.1004	Disposal			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
190			05.1100	Management of decommissioning very short lived waste			1	0	0	0	0	0	0	20														0,0	
191			05.1101	Characterisation			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
192			05.1102	Treatment, storage, handling and packaging			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
193			05.1103	Final management of decommissioning very short lived waste			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
194	1		05.1200	Management of decommissioning exempt waste and mat...			1	17.280	1.127.485	939.571	0	187.914	0	0					0,6				6,0		2,0	2,0	5,0	15,0	
195			05.1201	Treatment and packaging			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
196			05.1202	Clearance measurement of exempt waste and materials			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
197			05.1203	Transport of hazardous waste			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	
198			05.1204	Disposal of hazardous waste at dedicated waste dumps			1	0	0	0	0	0	0	0														0,0	

ISDC Inventory

ISDC Cost Table Level 3

ISDC Cost Table Level 2

ISDC Cost Table Level 1

Procedures

EC74																								
B	AL	AM	AN	AO	AP	AQ	AR	AS	AT	AU	AV	AW	AX	AY	AZ	BA	BB	BC	BD	BE	BF	BG	BH	
1	Indexing of inventory items					Inventory items	Manpower calculation and adjustment									INV1	INV2	INV3	INV4	INV5	INV6	INV7	INV8	
2	In-	Ac			User's	INV Facility Inventory Database	Basic	Work difficulty factors [%]							Total	Removal	Removal	Chemical	Mechanical	Closed	General	Massive &	Piping,	
3	ven-	ti			defined	WMS Waste Managemt System Inventory (05.0105)	man-	F1	F2	F3	F4	F5	F6	F7	man-	solid w. &	liquid w. &	manual	& thermal	circuits	equipment	thick wall	valves	
4	tory	va			reference data	SFS Spent Fuel Storage Inventory (10.0301)	power								power	materials	sludge	decontam.	decontam.					
5	type	ti	Item	ISDC	for inventory	LGW Legacy Waste Inventory (05.0200-05.0600)	[man.h]								[man.h]	[t]	[m3]	[m2]	[m2]	[syst]	[t]	[t]	[t]	
6	on	No.	No.		items	BA6-CF6: Conversion factors for waste types									84.360	1	1	0,005	0,05	5	1	1	1	
7	INV					BA-CF: Sums for categories of Facility Inventory Database	45.600								84.360	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	
8	WMS					BA-CF: Sums for categories of Waste Management System	0								0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	
9	SFS					BA-CF: Sum for Categories of Spent Fuel Storage	0								0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	
10	LGW																							
11	INV	1	1	04 0702		aço do revestimento das paredes e fundo da piscina(liner)	300,0	20	15	20	20	10			555,0									
12	INV	2	04 0506			concreto baritado da piscina (lateral e fundo)	25.000,0	20	15	20	20	10			46.250,0									
13	INV	3	04 0506			concreto comum da parede da piscina	20.125,0	20	15	20	20	10			37.231,3									
14	INV	1	4	04 0702		membrana de aço carbono interna ao concreto da piscina	175,0	20	15	20	20	10			323,8									
15	INV	5	04 0502			treliça de sustentação do núcleo (cantoneiras e travessas de A	0,0	10	15	20	10	5			0,0						0,2			
16	INV	6	04 0502			placa matriz (Al)	0,0	10	15	20	10	5			0,0						0,2			
17	INV	7	04 0502			cone de redução (hopper - Al), válvula de convecção (header) e	0,0	10	15	20	10	5			0,0						0,2			
18	INV	8	04 0502			4 elementos absorvedores de nêutrons (Cd, In, Ag)	0,0	10	15	10	10	5	20		0,0						0,1			
19	INV	9	04 0502			Elementos refletores de grafite (grafite envolto em Al)	0,0								0,0									
20	INV	10	04 0502			Elementos refletores de berílio	0,0								0,0									
21	INV	11	04 0502			EIBE -Elemento de irradiação de berílio (Be e Al)	0,0								0,0									
22	INV	12	04 0502			EIF - Elemento de irradiação de Fios (Be e Al)	0,0								0,0									
23	INV	13	04 0502			EIBRA - Elemento de irradiação de Be refrigerado a água (Be	0,0								0,0									
24	INV	14	04 0502			Caixas de água para irradiação (Al)	0,0								0,0									
25	INV	15	04 0502			Somatório dos INV 9 até INV 14 (Al)	0,0	10	15	10	10	5	20		0,0									
26	INV	16	04 0501			Tubos de irradiação horizontais dentro da piscina(BHs) Al	0,0	10	15	20	10	5			0,0									
27	INV	17	07 0203			Porta de fechamento dos BHs (chumbo)	0,0				10	5			0,0									
28	INV	18	04 0601			Três seções de aço carbono dentro da coluna térmica SSc	0,0	20	15	20	10	5			0,0									
29	INV	19	04 0601			Chapa de fechamento da coluna termica para piscina (Al)	0,0	10	15	20	10	5			0,0									
30	INV	20	04 0601			grafite da coluna térmica	0,0	10	15	20	10	5			0,0									
31	INV	21	04 0601			Porta de fechamento da coluna térmica (SS 304)	0,0	10	15	20	10	5			0,0									
ISDC Inventory ISDC Cost Table Level 3 ISDC Cost Table Level 2 ISDC Cost Table Level 1 Procedures																								

	B	AL	AM	AN	AO	AP	AQ	AR	AS	AT	AU	AV	AW	AX	AY	AZ	BA	BB	BC	BD	BE	BF	BG	BH
1	Indexing of inventory items						Inventory items	Manpower calculation and adjustment									INV1	INV2	INV3	INV4	INV5	INV6	INV7	INV8
2	In-	Ac				User's	INV Facility Inventory Database	Basic	Work difficulty factors [%]							Total	Removal	Removal	Chemical	Mechanical	Closed	General	Massive &	Piping,
3	ven-	ti				defined	WMS Waste Managemt System Inventory (05.0105)	man-	F1	F2	F3	F4	F5	F6	F7	man-	solid w. &	liquid w. &	manual	& thermal	circuits	equipment	thick wall	valves
4	tory	va				reference data	SFS Spent Fuel Storage Inventory (10.0301)	power									[t]	[m3]	[m2]	[m2]	[syst]	[t]	[t]	[t]
5	type	ti	Item	ISDC		for inventory	LGW Legacy Waste Inventory (05.0200-05.0600)	[man.h]																
6	on	No.	No.			items	BA6-CF6: Conversion factors for waste types									84.360	1	1	0,005	0,05	5	1	1	1
55	INV		45	04.0503			tubulações de 10' do circuito primário	0,0								0,0								
56	INV		46	04.0503			tubulações de 12' do circuito primário	0,0								0,0								
57	INV		47	04.0503			tubulações de 16' do circuito primário	0,0								0,0								
58	INV		48	04.0503			2 válvulas de isolamento tipo esfera do circuito primário	0,0								0,0								
59	INV		49	04.0503			2 válvulas de isolamento tipo gaveta do circuito primário	0,0								0,0								
60	INV		50	04.0503			válvulas tipo gaveta do circuito primário	0,0								0,0								
61	INV		51	04.0503			2 motores de acionamento das bombas de circulação de água	0,0								0,0								
62	INV		52	04.0503			2 bombas de circulação de água	0,0								0,0								
63	INV	1	53	04.0503			trocador de calor A	0,0								0,0								
64	INV	1	54	04.0503			trocador de calor B	0,0								0,0								
65	INV	1	55	04.0503			Tanque de Decaimento (AI)	0,0								0,0								
66	INV		56	04.0801			Tanque de Retenção de concreto	0,0								0,0								
67	INV	1	57	04.0601			Tanque de recolhimento da água do reator (SUMP - aço)	0,0								0,0								
68	INV	1	58	04.0602			2 vasos de resinas do Sistema de Retratamento de Água	0,0								0,0								
69	INV	1	59	04.0602			2 vasos de carvão do Sistema de Retratamento de Água	0,0								0,0								
70	INV	1	60	04.0602			tubulações e válvulas do Sistema de Retratamento	0,0								0,0								
71	INV		61	04.0301			água da piscina (270 m3)	0,0								0,0		270,0						
72	INV		62	07.0202			tubulações do circuito secundário	0,0								0,0								
73	INV		63	07.0202			válvulas tipo gaveta do circuito secundário	0,0								0,0								
74	INV		64	07.0202			torre de resfriamento de concreto	0,0								0,0								
75	INV		65	07.0202			torre de resfriamento de fibra	0,0								0,0								
76	INV		66	07.0202			ventiladores das torres de resfriamento	0,0								0,0								
77	INV		67	07.0203			tanque de areia do Sistema de Tratamento de Água	0,0								0,0								
78	INV		68	07.0203			tanque de carvão ativado do Sistema de Tratamento de Água	0,0								0,0								
79	INV		69	07.0203			tanque de resinas do Sistema de Tratamento de Água	0,0								0,0								
80	INV		70	07.0203			tubulações, válvulas do Sistema de Tratamento de Água	0,0								0,0								

	B	AL	AM	AN	AO	AP	AQ	AR	AS	AT	AU	AV	AW	AX	AY	AZ	CE	CF	DA	DB	DC	DD	DE	DF	DG
1		Indexing of inventory items					Inventory items	Manpower calculation and adjustment									INV31	INV32	WM1	WM2	WM3	WM4	WM5	WM6	WM7
2		In-	Ac			User's	INV Facility Inventory Database	Basic	Work difficulty factors [%]							Total	User	User	HLW	ILW	LLW	VLLW	VSLW	EW	Recycled
3		ven-	ti			defined	WMS Waste Managemt System Inventory (05.0105)	man-	F1	F2	F3	F4	F5	F6	F7	man-	defined	defined	05.0200	05.0300	05.0400	05.0500	05.0600	05.0700	05.1301
4		ty	va			reference data	SFS Spent Fuel Storage Inventory (10.0301)	power								power			05.0700	05.0800	05.0900	05.1000	05.1100	05.1200	concrete
5		type	ti	Item	ISDC	for inventory	LGW Legacy Waste Inventory (05.0200-05.0600)	[man.h]								[man.h]	[t]	[t]	[t]	[t]	[t]	[t]	[t]	[t]	[t]
6		on	No.	No.		items	BA6-CF6: Conversion factors for waste types									84.360	1	1							
7		INV					BA-CF: Sums for categories of Facility Inventory Database	45.600								84.360	0,0	0,0	0,0	17,8	1,8	20,3	0,0	0,0	0,0
8		WMS					BA-CF: Sums for categories of Waste Management System	0								0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
9		SFS					BA-CF: Sum for Categories of Spent Fuel Storage	0								0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
10		LGW																							
11		INV	1	1	04.0702		aço do revestimento das paredes e fundo da piscina(liner)	300,0	20	15	20	20	10			555,0				10,8	0,5				
12		INV		2	04.0506		concreto baritado da piscina (lateral e fundo)	25.000,0	20	15	20	20	10			46.250,0			0,0	300,9	15,0	0,0	0,0	702,1	0
13		INV		3	04.0506		concreto comum da parede da piscina	20.125,0	20	15	20	20	10			37.231,3			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	805,0	0
14		INV	1	4	04.0702		membrana de aço carbono interna ao concreto da piscina	175,0	20	15	20	20	10			323,8				7,0	0,4				
15		INV		5	04.0502		treliça de sustentação do núcleo (cantoneiras e travessas de Al)	0,0	10	15	20	10	5			0,0			0,0	0,0	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0
16		INV		6	04.0502		placa matriz (Al)	0,0	10	15	20	10	5			0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
17		INV		7	04.0502		cone de redução (hopper - Al), válvula de convecção (header) e	0,0	10	15	20	10	5			0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
18		INV		8	04.0502		4 elementos absorvedores de nêutrons (Cd, In, Ag)	0,0	10	15	10	10	5	20		0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
19		INV		9	04.0502		Elementos refletore de grafite (grafite envolto em Al)	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
20		INV		10	04.0502		Elementos refletore de berílio	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
21		INV		11	04.0502		EIBE -Elemento de irradiação de berílio (Be e Al)	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
22		INV		12	04.0502		EIF - Elemento de irradiação de Fios (Be e Al)	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
23		INV		13	04.0502		EIBRA - Elemento de irradiação de Be refrigerado a água (Be	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
24		INV		14	04.0502		Caixas de água para irradiação (Al)	0,0								0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
25		INV		15	04.0502		Somatório dos INV 9 até INV 14 (Al)	0,0	10	15	10	10	5	20		0,0	0,5		0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
26		INV		16	04.0501		Tubos de irradiação horizontais dentro da piscina(BHs) Al	0,0	10	15	20	10	5			0,0	0,6		0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
27		INV		17	07.0203		Porta de fechamento dos BHs (chumbo)	0,0				10	5			0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
28		INV		18	04.0601		Três seções de aço carbono dentro da coluna térmica SSc	0,0	20	15	20	10	5			0,0	0,6		0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
29		INV		19	04.0601		Chapa de fechamento da coluna termica para piscina (Al)	0,0	10	15	20	10	5			0,0	0,2		0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
30		INV		20	04.0601		grafite da coluna térmica	0,0	10	15	20	10	5			0,0			0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
31		INV		21	04.0601		Porta de fechamento da coluna térmica (SS 304)	0,0	10	15	20	10	5			0,0	16,0		0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0

	B	AL	AM	AN	AO	AP	AQ	AR	AS	AT	AU	AV	AW	AX	AY	AZ	DY	DZ	EA	EB	EC	ED	EE	EF	EG	EH	EI	EJ	EK	EL	FA																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
1	Indexing of inventory items						Inventory items										Manpower calculation and adjustment							RLW4	RLW5	HLW	ILW	LLW	VLLW	Coefficients for definition of generation of secondary waste during dismantling																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
2	Inventory type	In-ven-tory	Ac-tiva-tion	Item No.	ISDC No.	User's defined reference data for inventory items	INV	Facility Inventory Database	Basic man-power [man.h]	Work difficulty factors [%]							Total man-power [man.h]	RVLLW	REW	05.0502	05.0602	05.0500	05.0600	5	5	5	5	VLLW	HLW	ILW	LLW	VLLW	VSLW	EW	recycle	recycle	hazard	invent	User1	User2	User3	Sum																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
3							WMS	Waste Managemt System Inventory (05.0105)		F1	F2	F3	F4	F5	F6	F7																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
4							SFS	Spent Fuel Storage Inventory (10.0301)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
5							LGW	Legacy Waste Inventory (05.0200-05.0600)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
6							BA6-CF6: Conversion factors for waste types																																				84.360										Partitioning coefficients for waste categories [%]																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
7	INV						BA-CF: Sums for categories of Facility Inventory Database										45.600						0,0	0,0	HLW	ILW	LLW	VLLW	VSLW	EW	recycle	recycle	hazard	invent	User1	User2	User3	Sum																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
8	WMS						BA-CF: Sums for categories of Waste Management System										0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														

GLOSSÁRIO

Análise de Risco. Análise dos possíveis eventos e suas probabilidades de ocorrência juntamente com as suas potenciais consequências.

Armazenamento inicial. Armazenamento temporário de rejeitos radioativos no espaço físico da instalação que os tenha gerado.

Armazenamento intermediário. Instalação licenciada pelas autoridades competentes e destinada a receber e eventualmente tratar e/ou acondicionar rejeitos radioativos até seu descarte ou remoção para o Repositório.

Armazenamento temporário. Armazenamento que pode ser estabelecido em caso de acidentes com contaminação.

Avaliação de Risco. Determinação do risco radiológico associado à operação normal e potenciais acidentes envolvendo uma fonte ou atividade. Normalmente incluirá avaliação das consequências e respectivas probabilidades associadas.

Confinamento. Isolamento dos rejeitos radioativos, de modo a retardar e limitar a liberação de radionuclídeos presentes no rejeito. O tempo de isolamento necessário dependerá do tempo de decaimento radioativo dos radionuclídeos presentes.

Descomissionamento. Ações administrativas e técnicas realizadas para permitir a retirada de alguns ou de todos os controles regulatórios de uma instalação nuclear. Isto não se aplica a um repositório ou a determinadas instalações nucleares utilizadas para a mineração e moagem de materiais radioativos, para os quais o confinamento é usado.

Descontaminação. A completa ou parcial remoção da contaminação de um material por um processo biológico, físico ou químico.

Desmantelamento. Ação de desmontagem ou demolição e remoção de qualquer estrutura, sistema ou componente durante o descomissionamento. Pode ser realizada imediatamente após o desligamento definitivo de uma instalação nuclear ou pode ser postergada.

Dispensa ou Liberação. Remoção de materiais ou objetos radioativos de uma instalação através de práticas autorizadas de forma a liberá-la de qualquer controle por parte do órgão regulador.

Deposição final. Colocação dos rejeitos no meio ambiente de forma controlada, não recuperável e definitiva, de modo que o detrimento para o homem e seu meio ambiente seja minimizado. É a última etapa da gerência de rejeitos. Para AIEA, a disposição final é o processo que resulta no confinamento dos rejeitos.

Exclusão. Aplica-se a quaisquer exposições cuja intensidade ou probabilidade de ocorrência não possa ser reduzida por ações de proteção radiológica, ou naqueles casos que a CNEN vier a considerar excluídos do seu controle. Exemplos, presença de potássio (^{40}K) no corpo, radiação cósmica na superfície da terra, radionuclídeos naturais existente em praticamente todos os materiais ou matérias primas.

Gerência do rejeito radioativo. Conjunto de atividades administrativas e técnicas envolvidas na coleta, segregação, manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento, controle e deposição de rejeitos radioativos.

Isenção. Aplica-se a práticas e fontes associadas a práticas que, em função dos baixos níveis de radiação envolvidos, atendem aos critérios de isenção e/ou níveis de isenção estabelecidos em Norma.

Licença. Documento legal emitido pelo órgão regulador concedendo autorização para realização de atividades específicas relacionada a uma instalação (ex. operação de um reator) ou a uma atividade (ex. operador de reator). O titular da licença é dito "licenciado".

Limite de isenção. Nível de atividade abaixo do qual a autoridade considera que os riscos correspondentes são insignificantes e não requerem controle.

Nível de dispensa ou liberação. Valor estabelecido pelo órgão regulador expresso em concentração de atividade e/ou atividade total, igual ou inferior ao qual a fonte de radiação pode ser liberada do controle do órgão regulador.

Organização operadora. Organização (e seus prestadores de serviços, se houverem) responsáveis pelo local, projeto, construção, comissionamento e operação de uma instalação nuclear.

Órgão regulador. Autoridade designada pelo governo de um Estado como tendo autoridade legal para conduzir o processo regulatório, incluindo a emissão de licenças e normas e regulamentos quanto aos locais, projeto, construção, comissionamento, operação, desligamento, descomissionamento e, se necessário, o subsequente controle institucional das instalações nucleares (por exemplo para repositórios localizados próximos ao local recém descomissionado).

Rejeito radioativo (ou simplesmente rejeito). Qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção especificados na Norma CNEN-NN-6.02 "Licenciamento de Instalações Radioativas" e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista. Os rejeitos podem ser de **nível baixo** quando não requerem blindagem para manuseio e transporte; **nível médio** quando requerem blindagem para manuseio e transporte e não são geradores de calor e de **nível alto** quando requerem blindagem e também resfriamento, uma vez que são geradores de calor. Os limites estão na Norma.

Repositório ou Depósito Final. Instalação licenciada pelas autoridades competentes e destinada à deposição dos rejeitos, em observância aos critérios estabelecidos pela CNEN, os rejeitos radioativos provenientes de armazenamentos iniciais, depósitos intermediários e depósitos provisórios.

Uso irrestrito. Uso de equipamentos, materiais, edifícios ou do local sem quaisquer restrições do ponto de vista radiológico.

Uso restrito. Uso de equipamentos, materiais, edifícios ou do local, sujeito a restrições impostas por razões de proteção e/ou segurança radiológica.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. IAEA Research reactor data base. 2010. Disponível em: < <http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/research-reactors/database/database.html> > Acesso em: 05 janeiro 2014.
- 2 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Research reactor: purpose and future. Vienna: IAEA, 2004.
- 3 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Transition from operation to decommissioning of nuclear installations. Vienna: IAEA, 2004. (Technical Reports Series, 420).
- 4 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety considerations in the transition from operation to decommissioning of Nuclear Facilities. Vienna: IAEA, 2004. (Safety Reports Series, 36).
- 5 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Radiological characterization of shut down nuclear reactors for decommissioning purposes. Vienna: IAEA, 1998. (Technical Reports Series, 389).
- 6 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Decommissioning of research reactors: evolution, state of the art. Vienna: IAEA, 2006. (Technical Reports Series, 446).
- 7 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. State-of-the-art technology for decontamination and dismantling of nuclear facilities. Vienna:IAEA, 1999. (Technical Reports Series, 395).
- 8 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Organization and management for decommissioning of large nuclear facilities. Vienna: IAEA, 2000. (Technical Reports Series, 399).
- 9 - COMTE, B.; NOYNAERT, L.; PODLAHA, J.; Drafting a preliminary decommissioning plan for a research reactor. Vienna: IAEA, 7 – 11 June, 2004. (TC Project RER 9 058, Mission Report to Budapest, Hungary).
- 10 - LARAIA, M. Achievements and current issues in decommissioning of research reactors. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON ENVIRONMENT REMEDIATION AND RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT, 9th Oxford, 2003. New York: American Society of Mechanical Engineers, 2003. **Proceedings ...**
- 11 - OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY. The safety of decommissioning of nuclear facilities. Paris: OECD, 2004. (NEA/RWM/WPDD 2004) 2/PROV).
- 12 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety in decommissioning of research reactor. Vienna: IAEA, 1986 (Safety Series 74).

- 13 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Standard format and content for safety related decommissioning documents. Vienna: 2005. (Safety Reports Series, 45).
- 14 – O’SULLIVAN, P.; LARAIA, M.; KIRCHNER, T.; DANISKA, V.; CARLSSON, J. A standardized listing of cost items for decommissioning costing. In: WM2011 Conference, February 27 – March 3, 2011. Phoenix, USA.
- 15 - LAURIDSEN, K. Assessment of the costs of decommissioning the nuclear facilities at Riso National Laboratory. NUCLEAR DECOM 2001: Ensuring safe, secure, and successful decommissioning. In: Proc. Int. IMechE Conf. London, 2001. Professional Engineering Publishing Ltd, London (2001) 315-324.
- 16 - UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY. Price cost estimating. Disponível em: <http://www.ukaea.org.uk/reports/tdecomm/Tech_Price.pdf.> Acesso em: 15 maio 2013.
- 17 - MASSAUT, V. R&D techniques and how to continuously improve them. Safe, efficient and cost-effective decommissioning. Rome, 2004. OECD Nuclear Energy Agency, Issy-les-Moulineaux (2004). **Proceedings ...**
- 18 - UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Technology, safety and costs of decommissioning of reference nuclear research reactor and test reactors. Washington: 1983 v.1 e 2. Addendum on sensitivity of decommissioning radiation exposures and costs to selected parameters. (NUREG/CR-1756). .
- 19 - UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Final generic environmental impact statement on decommissioning of nuclear facilities. Washington, Aug, 1988. (NUREG-0586).
- 20 - LARAIA, M. Decommissioning: strategies and programmes at the International Atomic Energy Agency, decommissioning challenges: an industrial reality? In: INTERNATIONAL CONFERENCE, Avignon, 2003. Paris: French Nuclear Energy Society. **Proceedings...**
- 21 - UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Termination of operating licenses for nuclear reactors. Washington, 1974. (Regulatory Guide 1.86).
- 22 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Monitoring programmes for unrestricted release related to decommissioning of nuclear facilities. Vienna: IAEA, 1992. (Technical Reports Series, 334).
- 23 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Clearance levels for radionuclides in solid materials: application of exemption principles. (Safety Series, 111-G-1.5). (In preparation).

- 24 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. New methods and techniques for decontamination in maintenance or decommissioning operations. Vienna: IAEA, 1998. (IAEA-TECDOC-1022).
- 25 - KLEIN, M. Decontamination for dismantling: from laboratory and pilot tests to field operations. Radioactive waste management and environmental remediation. In: Proc. 7th Int. Conf. Nagoya. 1990. New York: American Society of Mechanical Engineers, 1999.
- 26 - LEFFRANG, U. The bandsaw - a highly sophisticated dismantling technique for the Kalsruhe multi-purpose research reactor. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON ENVIRONMENTAL REMEDIATION AND RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT, 9th, Oxford, 2003. New York: American Society of Mechanical Engineers, 2003.
- 27 - STEINER, H.; PRIESMEYER, U. Practical application of fragmentation and decontamination technologies for the dismantling of block A reactor at Gundremmingen, Stilllegung und Ruckbau kerntechnischer Anlagen. In: Proc. 1st Symp. Hannover, German, 2004. Tuv-Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.
- 28 - PFEIFER, W. Plasma-arc underwater cutting at MZFR with steel sheet thickness up to 130 mm. (ATW 49 2 (2004) 103-108).
- 29 - ROHDE, N. Successful application of robots and manipulators for dismantling NPP Greifswald, robotics in nuclear facilities. In: Proc. Nuclear Autumn Seminar, FTU, Zurich German, 2003.
- 30 - NECHAEV, A.F.; PROJAEV, V.V. Nuclear legacy of Russia: aging of professional society as one of the key components of risk management, in proc. In: Annual Meeting of the Society for Risk Analysis, Guildford, 1996. (CES Publ. p. 369–372).
- 31 - AUDET, M.C. Building condition assessment program — risk evaluation and liability management, waste management, decommissioning and environmental restoration for Canada's nuclear activities: current practices and future needs. In: Proc. Conference, Ottawa, 2005. Ottawa: Canadian Nuclear Society.
- 32 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de instalações radioativas. Rio de Janeiro, 2014. (CNEN-NN-6.02).
- 33 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance. Vienna: IAEA, 2004. (IAEA Safety Standards Series, RS-G-1.7).
- 34 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro, 2014. (CNEN-NN-8.01).

- 35 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance. Vienna: IAEA, 2005. (Safety Reports Series, 44).
- 36 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas. Rio de Janeiro, 2012. (CNEN-NN-9.01).
- 37 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Diretrizes Básicas de Radioproteção. Rio de Janeiro, 2014. (CNEN-NN-3.01).
- 38 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Seleção e Escolha de Locais para Depósitos de Rejeitos Radiativos. Rio de Janeiro, 1990. (CNEN-NE-6.06).
- 39 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Critérios de Aceitação para Deposição de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro, 2002. (CNEN-NN-6.09).
- 40 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Rio de Janeiro, 2014. (CNEN-NN-8.02).
- 41 – COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. In: National Report of Brazil, 4rd Review Meeting, October 2008.
- 42 - INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Relatório de Análise de segurança do reator IEA-R1. São Paulo: 2013. (Revisão em fase de aprovação pelo Órgão Regulador).
- 43 – BABCOCK&WILCOX CO. Open-pool research reactor. New York :August, 1957. (Instruction Book).
- 44 - TEODORO, C. A.; SILVA, J. E. R. Projeto dos módulos de revestimento dos cestos de aço inox para proteção dos elementos combustíveis do IEA-R1. IPEN-CNEN/SP: novembro, 2000. Relatório técnico. (PSE.CENC.IEA-R1.008.00).
- 45 - UNITED STATES DEPARTMENT OF ENERGY. Record of decision for the final environmental impact statement on a proposed nuclear weapons nonproliferation policy concerning foreign research reactor spent nuclear fuel. **Federal Register**, v.61 n.97, (Notices), May 1996. p.25092-25103.
- 46 – Maiorino, J.R; Frajndlich, R; Mandla, M; Bensberg, W; Renger, A; Grabow, K. The operational and logistic experience on transportation of brazilian spent fuel to USA. In: RERTR2000 Conference, 1-6 October, 2000. Las Vegas, USA.
- 47 – SOARES, A. J.; SILVA, J. E. R. Management of spent fuel for research reactors: brazilian progress report. In INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY.Reduced enrichment for research and test reactors (RERTR) , 26th,

held in Vienna, 2004. Vienna, IAEA, 2004. **Proceedings...** (Regional Project IAEA-RLA-4/018).

48 - INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Programa de garantia da qualidade do reator IEA-R1. São Paulo: 2002. (PGQ-IEAR1).

49 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de instalações nucleares. Rio de Janeiro, 2002. (CNEN-NN-1.04).

50 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Garantia da qualidade para a segurança de usinas nucleoeletricas e outras instalações. Rio de Janeiro, 2000. (CNEN-NN 1.16).

51 – LAURIDSEN, K.; STRUFE, N. Experience gained during the decommissioning of Danish research reactors DR 1 and DR 2. Vienna: 2008. Paper prepared for the IAEA Coordinated Research Project on Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities (T2.40.07).

52 - INITIAL MCNP6 RELEASE OVERVIEW MCNP6 . Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2012. Version 1.0. (LA-UR-13-22934)

53 - BOUZARJOMEHRI, F.; BAYAT, T.; DASHTI, M.H.; GHISARI, J.; ABDOLI, N. Cobalt-60 γ -ray attenuation coefficient of barite concrete. Iran. J. Radiat. Res., 2006.

54 - ZAGAR, T.; RAVNIK, M.; BOECK, H. Neutron activation measurements in research reactor concrete shield. Ljubljana, Slovenia: 2001. Jozef Stefan Institute, Reactor Physics Division, Jamova 39, SI-1000.

55 - ZAGAR, T.; RAVNIK, M.; BOECK, H. Comparasion of long-lived activation in concrete samples from three different reactors. Ljubljana, Slovenia: 2003. Jozef Stefan Institute, Reactor Physics Division, Jamova 39, SI-1000.

56 - DANISKA, V. International structure for decommissioning costing, ISDC costing methodology, principles, CERREX costing software for research reactors. Vienna: IAEA, November, 2011.

57 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Spent fuel management options for research reactors in Latin America. Vienna: IAEA, 2006. (IAEA-TECDOC-1508).

[58] Decommissioning of Research Reactors: Evolution, State of the Art, Open Issues. Technical Reports Series N. 446. IAEA, Vienna, 2006.

[59] Decommissioning, SAR CHAPTER 19, Document Number: RRRP-7225-EBEAN-002-REVO-CHAPTER-19, Revision: 0, Australian Nuclear Science and Technology Organization, prepared by INVAP. November 2004.