

BC

BC

FD-1498

ANILTON DE JESUS SANTOS

CONSIDERAÇÕES NO PROJETO DE EMBARCAÇÕES  
COM PROPULSÃO NUCLEAR

Dissertação apresentada à Escola  
Politécnica da Universidade de São  
Paulo para obtenção do título de  
Mestre em Engenharia

São Paulo

1993

ANILTON DE JESUS SANTOS

Nº USP 5502752

CONSIDERAÇÕES NO PROJETO DE EMBARCAÇÕES  
COM PROPULSÃO NUCLEAR

Dissertação apresentada à Escola  
Politécnica da Universidade de São  
Paulo para obtenção do título de  
Mestre em Engenharia

Área de Concentração :  
Engenharia Naval

Orientador :  
Hélio Mitio Morishita

Nº Func. 537780

São Paulo

1993

*À minha mãe que sempre confiou em mim e me  
apoiou em todos os momentos da minha vida*

## AGRADECIMENTOS

Ao amigo e orientador Prof. Dr. Hélio Mitio Morishita pelo incentivo e auxílio na condução deste trabalho

Aos meus colegas de trabalho que colaboraram na execução dos gráfico e tabelas

A todos que direta ou indiretamente colaboraram na execução deste trabalho

## SUMÁRIO

Lista de tabelas	
Lista de figuras	
Resumo	
"Abstract"	
<b>1. Introdução</b>	<b>001</b>
1.1. Considerações gerais	001
1.2. Revisão bibliográfica	012
1.3. Objetivo do trabalho	015
<b>2. Reações Nucleares</b>	<b>016</b>
2.1. Introdução	016
2.2. Interação do neutron com o átomo	017
2.3. Radiação	020
2.3.1. Interação da radiação com a matéria	022
2.3.2. Ação das radiações sobre o organismo	024
2.3.3. Atenuação das radiações	026
2.3.4. Doses de radiação	027
2.3.5. Ação da radiação sobre os materiais	033
<b>3. Reatores Nucleares</b>	<b>035</b>
3.1. Princípios gerais	035
3.2. Tipos de reatores	048
3.2.1. Reator tipo BWR	050
3.2.2. Reatores moderado por líquido orgânico (OMR)	056

3.2.3. Reatores resfriados por sódio (SGR)	059
3.2.4. Reatores resfriados a gás (GCR)	063
3.2.5. Reatores de potência tipo PWR	066
3.2.5.1. Circuito Primário	076
3.2.5.2. Circuito Secundário	078
3.2.5.3. Controle	086
<b>4. Projeto do navio</b>	<b>095</b>
4.1. Blindagem	098
4.2. Segurança	111
4.3. Arranjo	118
4.4. Movimentos do navio	128
4.5. Descontaminação e Descomissionamento	134
4.6. Troca de combustível	138
4.7. Confiabilidade e Manutenção	148
4.8. Materiais	150
<b>5. Análise de navios com propulsão nuclear</b>	<b>154</b>
5.1. Introdução	154
5.2. Análise da propulsão	159
5.3. Análise da blindagem	162
5.4. Características de arranjo	165
5.5. Análise de segurança	171
5.6. Lenin	174
5.7. Submarinos	176
<b>6. Conclusão</b>	<b>179</b>

Apêndice

## Lista de Figuras

Titulo	Pagina
Figura 1.1.1.Evolução da utilização de reatores para a geração de energia elétrica	007
Figura 1.1.2.Evolução na construção de submarinos atômicos nos E.U.A. e ex-U.R.S.S.	011
Figura 3.1.1.Probabilidade de fissão do $U^{235}$ em função da energia do neutron	043
Figura 3.1.2.Efeito da variação da relação combustível/moderador sobre os fatores "f" e "p"	046
Figura 3.2.1.1.Arranjo básico de reatores tipo BWR	053
Figura 3.2.1.2.Elemento combustível de reatores BWR	054
Figura 3.2.1.3.Ciclo BWR Dual	055
Figura 3.2.2.1.Arranjo básico de reatores (OMR)	058
Figura 3.2.3.1.Arranjo básico de reatores resfriados por sódio líquido	061
Figura 3.2.3.2.Arranjo típico do núcleo de reatores resfriados por sódio líquido	062
Figura 3.2.4.1.Arranjo básico de reatores GCR	065
Figura 3.2.5.1.Arranjo básico de reator tipo PWR e instalação a vapor para propulsão (circuitos primário e secundário)	069
Figura 3.2.5.2.Vaso do reator do navio Mutsu	070
Figura 3.2.5.3.Bomba de circulação do navio Mutsu	071
Figura 3.2.5.4.Gerador de vapor do navio Mutsu	072
Figura 3.2.5.5.Pressurizador do navio Mutsu	073
Figura 3.2.5.6.Circuito PWR tipo loop	074
Figura 3.2.5.7.Circuito tipo integrado	075
Figura 3.2.5.2.1.Turbina de impulso com extração de umidade	082
Figura 3.2.5.2.2.Efeito da pressão no condensador sobre o peso da instalação propulsora nuclear	083
Figura 3.2.5.2.3.Influência do vácuo no condensador sobre: volume de água, peso do conjunto turbina/condensador e área de troca do condensador	084
Figura 3.2.5.2.4.Ciclo secundário do navio Otto Hahn	085
Figura 3.2.5.3.1.Diagrama simplificado de controle do navio cargueiro Savannah	090
Figura 3.2.5.3.2.Comportamento da instalação propulsora do navio Otto Hahn com trip da turbina	091
Figura 3.2.5.3.3.Comportamento da instalação propulsora do navio Otto Hahn em rampas de 100% - 10%-100% a 1,5%/seg.	092
Figura 3.2.5.3.4.Mecanismo de acionamento das barras de controle	093
Figura 3.2.5.3.5.Estrutura das barras de controle de reator tipo PWR	094

*Lista de Figuras (continuação)*

<i>Titulo</i>	<i>Pagina</i>
Figura 4.1.1.Origem de raios gama de captura ou espalhamento	105
Figura 4.1.2.Efeito de penetrações na blindagem sobre o nível de radiação	107
Figura 4.1.2.Streaming de radiação em estruturas	108
Figura 4.1.4.Influência da posição de bocais sobre o nível de radiação	109
Figura 4.2.1.Contenção e estrutura para colisão do navio Mutsu	116
Figura 4.3.1.Efeito do nível de radiação com a distância	124
Figura 4.3.2.Compartimento e arranjo de tanque com a finalidade de blindagem e armazenamento típico de submarinos americanos	125
Figura 4.3.3.Compartimentação dos navios Mutsu e Otto Hahn	126
Figura 4.3.4.Arranjo de uma instalação propulsora nuclear inglesa	127
Figura 4.4.1.Acelerações atuantes no navio	131
Figura 4.4.2.Aceleração vertical em função do comprimento do navio (Otto Hahn)	133
Figura 4.6.1.Composição típica do combustível antes e após o uso (Savannah)	143
Figura 4.6.2.Taxa de decaimento do combustível gasto após a parada do reator	144
Figura 4.6.3.a.Processo de troca de combustível (retirada do tampo do vaso)	145
Figura 4.6.3.b.Processo de troca de combustível (inspeção do combustível)	146
Figura 4.6.3.c.Processo de troca de combustível (remoção do núcleo gasto)	147
Figura 4.8.1.Modificação nas propriedades do aço ASTM-STP-276 (baixo carbono) com a radiação	151
Figura 5.1.Reator integrado do submarino Rubis	158
Figura 5.4.1.Compartimento para combustível gasto do Otto Hahn	167
Figura 5.4.2.Compartimentação básica do Savannah, Mutsu e Otto Hahn	168
Figura 5.4.4.Arranjo do Otto Hahn	169

## Lista de Tabelas

<i>Título</i>	<i>Página</i>
Tabela 1.1.1.Tipo e potência dos reatores em operação (1988)	005
Tabela 1.1.2.Reatores em construção a partir de 1988	006
Tabela 1.1.3.Embarcações militares com propulsão nuclear	008
Tabela 2.3.2.1.Efeito clínicos da radiação em função da dose recebida	025
Tabela 2.3.4.1.Fator de qualidade (Q) para as radiações existentes	030
Tabela 2.3.4.2.Relação entre as grandezas de exposição	031
Tabela 2.3.4.3.Doses máximas permissíveis para trabalhadores e indivíduos do público	032
Tabela 3.1.1.Propriedades nucleares dos moderadores a 20°C	044
Tabela 3.1.2.Propriedades dos refrigerantes de reatores de potência	045
Tabela 3.1.3.Valores de neutrons efetivos	046
Tabela 4.1.1.Coefficientes de atenuação de radiação	106
Tabela 4.1.2.Distribuição do calor total gerado na fissão	110
Tabela 4.2.1.Características de alguns gases produzidos na fissão	117
Tabela 4.4.1.Acelerações estimadas devido ao movimento do navio	132
Tabela 4.5.1.Métodos de descontaminação de superfícies	137
Tabela 4.6.1.Inventário do combustível do navio Savannah	142
Tabela 4.8.1.Modificações nas propriedades do aço A-347 com a radiação	152
Tabela 4.8.2.Atividade induzida em metais presentes na estrutura da maioria dos aços	153
Tabela 5.1.Características dos navios com propulsão nuclear	156
Tabela 5.2.Características básicas de alguns submarinos nucleares	157
Tabela 5.2.1.Circuitos primário e secundário de cargueiros	161
Tabela 5.3.1.Características das blindagens primária e secundária dos cargueiros	164
Tabela 5.5.1.Principais dimensões das contenções dos cargueiros	173

## RESUMO

Após a 2ª Grande Guerra Mundial houve um grande desenvolvimento na utilização da energia nuclear. Hoje grande parte da energia elétrica produzida nas grandes nações provém da fissão atômica.

Na propulsão naval, a energia nuclear apresentou grandes vantagens para aplicação em embarcações militares, sobre tudo em submarinos, por ser uma fonte praticamente inesgotável de energia independente do ar.

A presença de radiação e o longo período que a embarcação pode operar sem necessidade de reabastecimento, implicam em considerações de projeto diferentes daquelas encontradas em embarcações convencionais. Este trabalho procura abordar os principais aspectos a serem considerados no projeto de embarcações com propulsão nuclear.

## "ABSTRACT"

After the World War II there was a great development in the use of nuclear energy. Today a large amount of the electric energy of the developed countries comes from nuclear reactors.

In ship propulsion, the nuclear energy showed many advantages in military application, mainly for submarines, because of its independence from air and great endurance.

The radiation and long endurance associated to the nuclear propulsion requires other considerations than for conventional propulsion plants. This paper discusses the main aspects to be considered in the project of a nuclear ship.

## 1. INTRODUÇÃO

### 1.1. Considerações Gerais

Com o advento da energia nuclear deu-se início a uma nova era, com novos conceitos de fontes para energia elétrica, de armamentos, sistemas de propulsão naval, materiais e tratamentos clínicos.

Em países desenvolvidos como os E.U.A., França, ex-Alemanha Ocidental, Inglaterra, Suíça, Canadá e Japão, a energia nuclear é responsável por grande parte da energia elétrica total instalada (19%, 75%, 40%, 22%, 41%, 51% e 29% respectivamente, ano base 1990) [21]. Hoje (base 1991) existem 424 reatores em operação, representando 17% da geração mundial de energia elétrica com 97 em fase de construção e 17 usinas novas em projeto, mostrando que a idéia de se abandonar a energia nuclear para gerar eletricidade vem sendo revisada, e em países como a Suíça, um plebiscito indicou a rejeição ao abandono da energia nuclear [21]. A tabela 1.1.1 mostra o número, tipo e energia dos reatores construídos até o final de 1988 em diversos países, destacando a forte tendência na utilização de reatores do tipo PWR (Pressurized Water Reactor), que representam mais de 50% do número total de reatores em operação no mundo todo, sendo responsáveis por mais de 60% da energia elétrica gerada através de reatores nucleares. A tabela 1.1.2. mostra as características dos reatores em construção a partir de 1988, reforçando novamente a preferência na utilização de reatores do tipo PWR, isto devido ao seu alto grau de desenvolvimento e à segurança que apresenta. A figura 1.1.1. mostra desde 1955 até 1990 o crescimento na utilização de reatores nucleares para geração de energia elétrica, apresentando no início (1955 a 1970) uma utilização reduzida, onde as usinas nucleares se

encontravam em fase de desenvolvimentos e testes, sendo que neste período as indústrias ainda não haviam atingido um grau adequado de capacitação para fabricação dos equipamentos para uma usina nuclear. A partir de 1970 houve um aumento acentuado na utilização de reatores nucleares nos países desenvolvidos, o que veio ocorrer em uma fase de grande expansão industrial no planeta, principalmente em países como os Estados Unidos, Japão, Alemanha e França. Aumentando assim a demanda por mais energia nuclear em países com poucos recursos hídricos para geração de energia elétrica. Além disto, em meados da década de 70 houve a crise do petróleo, que tornou o custo de operação das usinas termoelétricas mais elevado, aumentando os atrativos das usinas nucleares. Hoje existe um grande número de usinas nucleares em operação com um alto grau de segurança, e um parque industrial adaptado e capacitado a desenvolver equipamentos nesta área. Outro grande atrativo das instalações nucleares para geração de energia elétrica é o fato de não haver emissão de dióxido de carbono na atmosfera como ocorre nas grandes termoelétricas, o que acarreta grandes danos ao meio ambiente e interfere nas condições climáticas do planeta, com o efeito estufa por exemplo. As 424 usinas existentes evitam a emissão anual para a atmosfera de 1,8 bilhão de toneladas de dióxido de carbono, representando ainda uma economia de recursos naturais como o petróleo e o carvão. Além disto, o custo da energia elétrica gerada em uma usina nuclear varia pouco com o aumento do custo do urânio natural, assim se houver um aumento de 100% no custo do urânio natural, haverá um aumento de 3% no custo da energia elétrica.[21]

Na aplicação naval, e no caso de embarcações militares, a instalação nuclear mostrou determinadas vantagens insuperáveis pelas instalações de propulsão convencionais, sobretudo no caso dos submarinos. Uma das vantagens é a independência energética, pois devido ao longo período entre "reabastecimentos" (5 a 10 anos) a embarcação tem uma autonomia limitada apenas por necessidades da tripulação e por desgastes das máquinas, podendo se deslocar para uma zona de conflito sem necessidade de uma embarcação de apoio ou base para reabastecimento. Outra vantagem da propulsão nuclear, e que é vital quando se fala em submarinos, é a

independência do ar, que torna o submarino praticamente invisível pois não necessita vir à cota periscópica para recarga de baterias, situação onde o submarino fica vulnerável a um ataque. Em aplicação na propulsão de embarcações comerciais a energia nuclear se mostrou operacionalmente competitiva para as linhas de cargas rápidas, considerando-se que os primeiros projetos tiveram caráter experimental. Estas embarcações foram testadas nas décadas de 60 e 70 com os navios cargueiros Savannah (E.U.A.-1962 a 1970), Otto Hahn (Alemanha-1968) e Mutsu (Japão-1973). No entanto elas sofreram dificuldades de atracação em inúmeros portos internacionais, além de protestos de várias áreas da sociedade inviabilizando a continuidade de operação.

Hoje, mesmo com uma grande modificação no cenário geopolítico internacional, as instalações nucleares continuam em desenvolvimento, adequando-se às novas filosofias de emprego das embarcações militares, prevendo zonas de conflito localizadas, em regiões bem definidas e não mais um conflito de amplitude global como era previsto na época da guerra fria. E adequando-se também a outros requisitos exigidos de uma instalação propulsora moderna, como maior segurança e redução de ruído. A tabela 1.1.3 [28] apresenta as embarcações militares com propulsão nuclear pertencentes às marinhas das grandes potências (E.U.A., ex-U.R.S.S., França e Inglaterra), mostrando que a utilização de instalações propulsoras nucleares se destaca para submarinos, perfazendo um total de 414 unidades construídas, com 59 em construção, 31 planejadas para construção e 37 desativadas. Estes dados baseados no ano de 1990 mostram que a utilização de energia nuclear para a propulsão de navios de superfície foi praticamente abandonada, sendo previstos apenas dois porta-aviões (E.U.A. e França) e um destróier (ex-U.R.S.S.) para construção após 1991. Isto se deve ao alto custo de construção e manutenção da instalação propulsora nuclear, não apresentando vantagens muito significativas que aquelas da instalação convencional para navios de superfície. No caso de porta-aviões há a vantagem de não se produzir fumaça, o que é de grande importância para as manobras de pouso das aeronaves.

Na marinha americana, de um total de 136 submarinos, apenas 3 possuem propulsão convencional, não sendo prevista a construção de nenhum submarino convencional, contra uma previsão de oito nucleares. Na marinha inglesa estes números são de 32 submarinos em operação, sendo 13 convencionais com igual tendência de construção de submarinos convencionais e nucleares (prevista a construção de mais três submarinos convencionais e mais dois nucleares). Na marinha francesa, dos 24 submarinos em operação 14 são convencionais, não sendo prevista a construção de nenhum convencional contra a previsão de quatro nucleares. Na marinha da ex-U.R.S.S., há um total de 301 submarinos em operação, sendo deste total 193 nucleares e não havendo dados confiáveis sobre os submarinos em construção, ressaltando porém que os submarinos convencionais da frota da ex-U.R.S.S. datam das décadas de 60 e 70, o que significa que desde esta data só foram contruídos submarinos nucleares. A figura 1.1.2 mostra a evolução na quantidade de submarinos nucleares contruídos desde 1955 nos Estados unidos e na ex U.R.S.S., mostrando picos de construção nas décadas de 60 e 70 que foram o auge da guerra fria, a qual teve influência na alternância dos picos de construção das duas potências, onde uma potência procurava manter a igualdade no número de unidades com relação à outra. Esta figura foi construída considerando-se o número de submarinos incorporados numa faixa de 2,5 anos antes e depois da data indicada. Com o fim da guerra fria a tendência é haver uma redução na expansão das frotas, sendo que a construção de submarinos nucleares terá como finalidade atender à renovação das frotas e implementar novas tecnologias.

PAÍS	PWR		BWR		GCR		AGR		PHWR		LWGR		HTGR		FBR		Outros		Total	
	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)
ARGENTINA																				
BELGICA	7	5480							2	935									2	935
BRASIL	1	626																	7	5480
BULGÁRIA	5	2585																	1	626
																			5	2585
CANADÁ									18	12185									18	12185
TCHECOSL.	8	3264																	8	3264
FINLÂNDIA	2	890	2	1420															4	2310
FRANÇA	49	49415			4	1740									2	1433			55	52588
ALEMANHA OR.	5	1694																	5	1694
ALEMANHA OC.	13	14272	7	6893					2	309					1	17			23	21491
HUNGRIA	4	1645																	4	1645
ÍNDIA			2	300					4	854									6	1154
ITÁLIA	1	260	1	860															2	1120
JAPÃO	17	12521	19	15425	1	159			1	629							1	148	38	28253
RP CORÉIA	7	5641																	8	6270
HOLANDA	1	452	1	56															2	508
PAQUISTÃO									1	125									1	125
ÁFRICA DO S.	2	1842																	2	1842
ESPANHA	7	5669	2	1370	1	480													10	7519
SUÉCIA	3	2630	9	7063															12	9693
SUIÇA	3	1640	2	1312															5	2952
TAIWAN	2	1814	4	3110															6	4924
INGLATERRA																			40	11921
EUA	71	63972	36	30971	25	4054	13	7541						1	234	1	92	108	95273	
URSS	25	17547	1	50															56	33823
IUGOSLÁVIA	1	632																	1	632
Totais	234	194491	86	68830	31	6433	13	7541	26	14728	27	15520	3	639	7	2390	2	240	429	310812

TABELA 1.1.1. TIPO E POTÊNCIA DOS REATORES EM OPERAÇÃO (1988)

PAÍS	PWR		BWR		GCR		AGR		PHWR		LWGR		HTGR		FBR		Outros		Total	
	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)	No	Mw(e)
ARGENTINA									1	692									1	692
BRASIL	1	1245																	1	1245
BULGÁRIA	2	1906							4	3524									2	1906
CANADA																			4	3524
CHINA	3	2148																	3	2148
CUBA	2	816																	2	816
TCHECOSL.	8	5120																	8	5120
FRANÇA	9	12245																	9	12245
ALEMANHA OR.	6	3432																	6	3432
ALEMANHA OC.	1	1225													1	295			2	1520
ÍNDIA									8	1760									8	1760
IRÁ	2	2392																	2	2392
JAPÃO	6	5900																	12	10931
CORÉIA RP	1	900													1	250			1	900
MÉXICO																			2	1308
POLÔNIA	2	880																	2	880
ROMÊNIA									5	3300									5	3300
INGLATERRA	1	1188						1	645										2	1833
EUA	5	5814																	7	7689
URSS	21	16150									5	5080							26	21230
Totais	70	61361	9	7964			1	645	18	9276	5	5080			2	545			105	84871

TABELA 1.1.2. REATORES EM CONSTRUÇÃO À PARTIR DE 1988

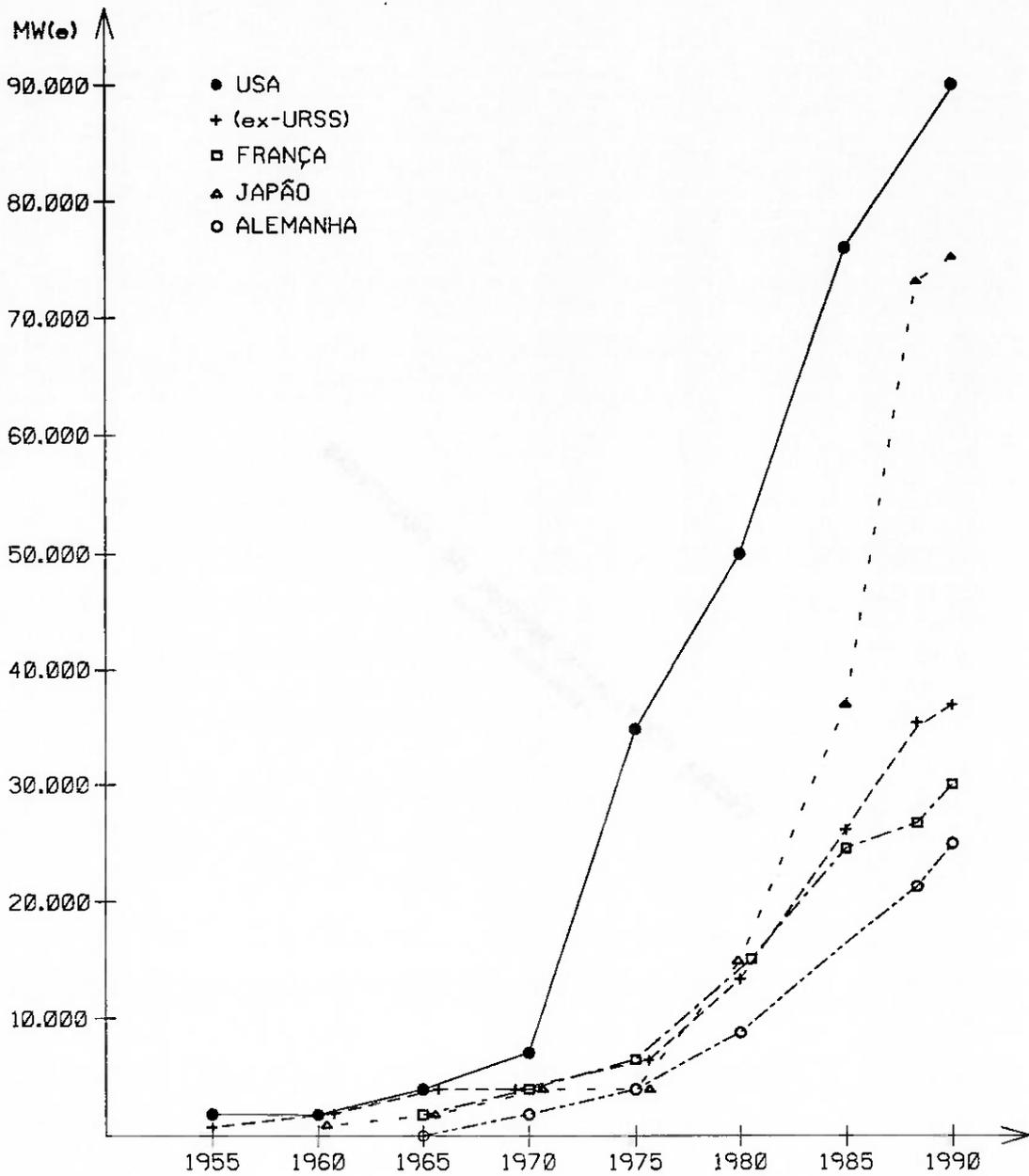


FIGURA 1.1.1. EVOLUÇÃO DA UTILIZAÇÃO DE REATORES PARA GERAÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA

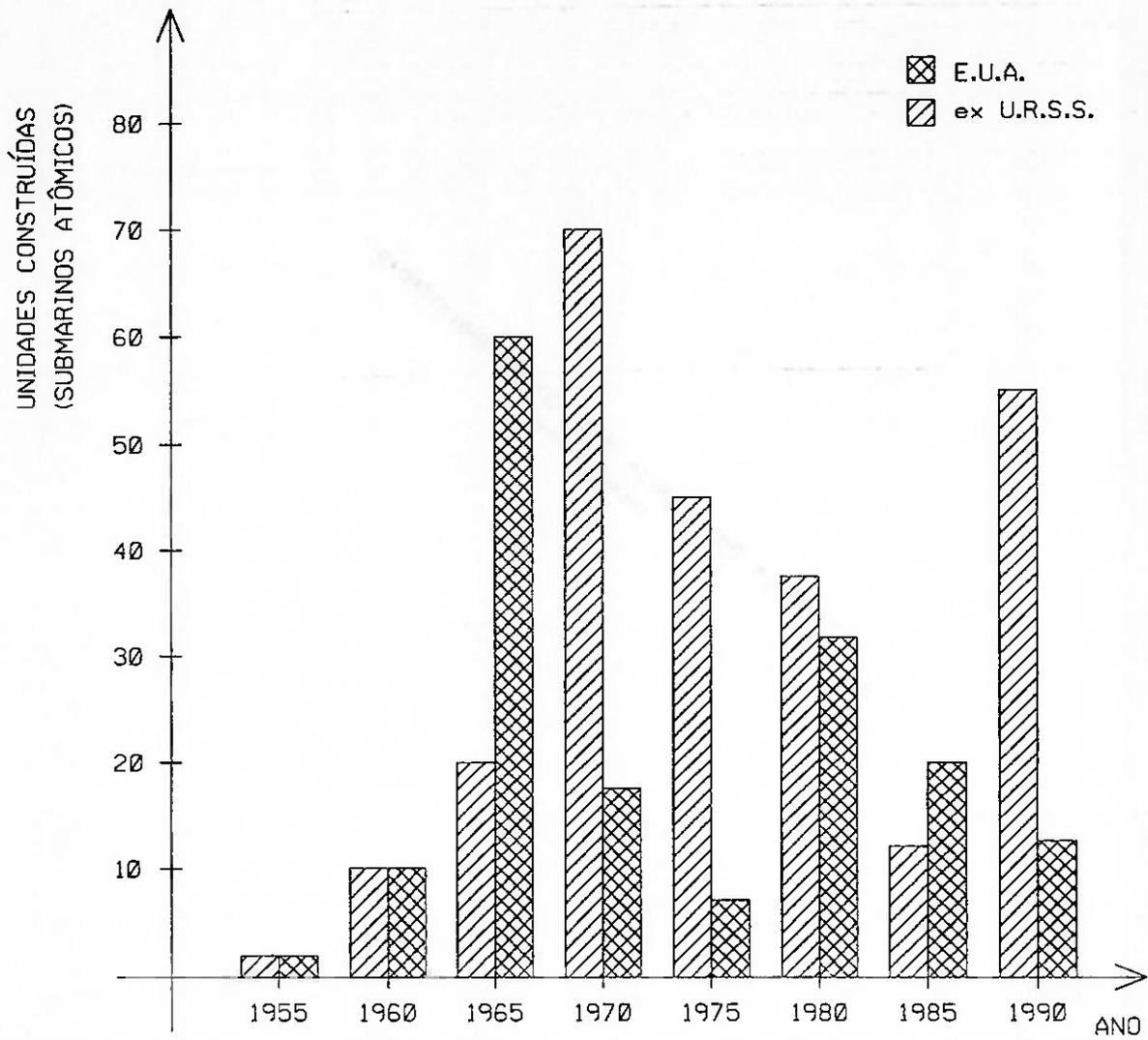


FIGURA 1.1.2. EVOLUÇÃO DA CONSTRUÇÃO DE SUBMARINOS ATÔMICOS NOS E.U.A. e ex U.R.S.S.

## EUA

CLASSE	Nº UNIDADES	TIPO	LANÇAMENTO		REATOR	
			PRIMEIRO	ÚLTIMO	Nº	TIPO
OHIO	10+6+(2)	SSBN	ABR 79	(OUT 93)	1	PWR
BENJAMIN FRANKLIN, LAFAYETÉ, JAMES MADISON	26	SSBN	MAIO 62	JULHO 66	1	PWR
SEA WOLF	0+1+(2)	SSN	OUT 89	(JAN 94)	1	PWR
STURGEON	37	SSN	FEV 66	JAN 74	1	PWR
LOS ANGELES	44+18	SSN	ABR 74	NOV 88(95)	1	PWR
NARWHAL	1	SSN	SET 67	---	1	PWR
ETHAN ALLEN	2	SSN	FEV 61	JUL 61	1	PWR
PERMIT	10	SSN	JUL 61	MAIO 66	1	PWR
NIMITZ	5+3	PORTA AVIÕES	MAIO 72	FEV 88(96)	2	PWR
ENTERPRISE	1	PORTA AVIÕES	SET 60	---	8	PWR
VIRGINIA	4	CRUZADOR	DEZ 74	OUT 78	2	PWR
CALIFORNIA	2	CRUZADOR	SET 71	JUL 72	2	PWR
LONG BEACH	1	CRUZADOR	JUL 59	---	2	PWR
TRUXTUN	1	CRUZADOR	DEZ 64	---	2	PWR
BAINBRIDGE	1	CRUZADOR	ABR 61	---	2	PWR

### NOTAS:

- 1) VALORES ENTRE PARENTESES SÃO PREVISTOS
- 2) Nº UNIDADES=EXISTENTES+CONSTRUÇÃO+PLANEJADAS
- 3) SSN - SUBMARINO DE ATAQUE  
SSBN - SUBMARINO BALÍSTICO  
SSGN - SUBMARINO LANÇADOR DE MÍSSEL GUIADO  
CRUISERS - SUBMARINO LANÇADOR DE MÍSSEL CRUISER

TABELA 1.1.3. EMBARCAÇÕES MILITARES COM PROPULSÃO NUCLEAR

## URSS

CLASSE	Nº UNIDADES	TIPO	LANÇAMENTO		REATOR	
			PRIMEIRO	ÚLTIMO	Nº	TIPO
TYPHOON	6	SSBN	1982	1989	2	PWR
DELTA IV	6+4	SSBN	1984	SEGUE CONSTR.	2	PWR
DELTA III	14	SSBN	1976	1982	2	PWR
DELTA II	4	SSBN	1976	—	2	PWR
DELTA I	18	SSBN	1972	1977	2	PWR
YANKEE I	14	SSBN	1967	1974	2	PWR
YANKEE II	1	SSBN	—	—	2	PWR
HOTEL III	1	SSBN	—	—	2	—
YANKEE	1	SSN	—	—	2	PWR
PAPA	1	SSGN	1969	1971	2	—
CHARLIE II	6	SSGN	1973	1980	1	PWR
CHARLIE I	10	SSGN	1967	1972	1	PWR
OSCAR II	4+4	SSGN	1980	1989	2	PWR
OSCAR I	2	—	—	—	—	PWR
ECHO II	28	SSGN	1961	1967	2	PWR
AKULA	5+4	SSN	1984	SEGUE CONSTR.	2	PWR
SIERRA	2+2	SSN	1983	SEGUE CONSTR.	2	—
ALFA	6	SSN	1979	1983	2	sódio
VICTOR III	24+1	SSN	1978	—	2	PWR
VICTOR II	7	SSN	1972	1978	2	PWR
VICTOR I	16	SSN	1967-68	1974	2	PWR
YANKEE N.	3+5	SSN	1983	SEGUE CONSTR.	2	PWR
NOVEMBER	11	SSN	1958	1963	2	—
HOTEL II	7	SSN	1958	1963	2	—
UNIFORM	2	SSAN	1982	1988	—	—
KIROV	3+1	CRUISERS	1980	1991	2	PWR
TAMIR	2	QUEBRA-GELO	1987	1988	—	—
ARKTIKA	5	QUEBRA-GELO	1972	1989	2	PWR

TABELA 1.1.3. EMBARCAÇÕES MILITARES COM PROPULSÃO NUCLEAR  
(CONTINUAÇÃO)

## FRANÇA

CLASSE	Nº UNIDADES	TIPO	LANÇAMENTO		REATOR	
			PRIMEIRO	ÚLTIMO	Nº	TIPO
LE TRIOMPH.	0+1+(5)	SSBN	(90)	-	1	PWR
L'INFLEXIBLE	1	SSBN	1982	-	1	PWR
LE REDOUTAB.	5	SSBN	1971	1977	1	PWR
RUBIS	4+4	SSN	1979	1986	1	PWR
S/NOME	0+1+(1)	PORTA AVIÕES	(1996)	SEGUE CONSTR.	2	PWR

## INGLATERRA

CLASSE	Nº UNIDADES	TIPO	LANÇAMENTO		REATOR	
			PRIMEIRO	ÚLTIMO	Nº	TIPO
VANGUARD	0+3+(1)	SSBN	SET 86	91 (94)	1	PWR
RESOLUTION	4	SSBN	SET 66	MAR 68	1	PWR
W	0+0+(1)	SSN	---	---	1	PWR
TRAFALGAR	6+1	SSN	JUL 81	ABR 88(90)	1	PWR
SWIFTSURE	6	SSN	SET 71	OUT 79	1	PWR
VALIANT	2	SSN	DEZ 63	MAR 70	1	PWR
CHURCHILL	3	SSN	DEZ 63	MAR 70	1	PWR

TABELA 1.1.3. EMBARCAÇÕES MILITARES COM PROPULSÃO NUCLEAR  
(CONTINUAÇÃO)

## *1.2. Revisão Bibliográfica*

Desde a descoberta do átomo em 1900 já se pensava na sua utilização como forma de energia. O casal Pierre e Marie Curie estudou em 1902 as emissões radioativas de alguns átomos. Einstein elaborou mais tarde a teoria da relatividade, que relaciona massa e energia, reforçada em 1939 com a descoberta da fissão nuclear e com a possibilidade de reações em cadeia.

Em 1941, durante a II Guerra Mundial, iniciaram-se experimentos com a subcriticalidade de reações, sendo em 1942 alcançada a criticalidade, demonstrando o grande potencial da energia nuclear, que culminou com a bomba atômica em 1945.

Logo após a II Guerra Mundial, a Marinha Americana propôs a utilização da energia nuclear para a propulsão de submarinos, dando início ao projeto do primeiro reator nuclear do tipo PWR (Pressurized Water Reactor). Este reator denominado STR (Sea Test Reactor) equipou o submarino Nautilus, entregue à marinha Americana em 1955. O Nautilus navegou 290000 milhas com 3 recargas do reator. Em 1956 foi entregue o submarino Sea Wolf com reator denominado S2G, que operava com sódio líquido ao invés de água como refrigerante do reator, o que permitia maiores pressão e temperatura de vapor graças às melhores características de troca térmica no gerador de vapor. Porém este projeto foi abandonado posteriormente devido a problemas com a solidificação do sódio e vazamentos entre os circuitos primário e secundário, que poderiam ocasionar explosões e incêndios.

Em 1958 a ex-U.R.S.S. lançou seu primeiro submarino com propulsão nuclear, o November com um reator tipo PWR. Na década de 60 a marinha inglesa recebeu o Dreadnought, com um reator tipo PWR denominado S5W, que era instalado nos submarinos americanos e foi cedido à Inglaterra. Em 1966 a marinha inglesa recebeu o submarino Valiant, equipado com um reator tipo PWR denominado NR2 desenvolvido na própria Inglaterra. A marinha francesa recebeu em 1971 o

submarino nuclear Le Redutable de projeto francês, equipado com um reator tipo PWR.

No desenvolvimento de navios militares de superfície com propulsão nuclear, tivemos o cruzador Long Beach (1957), o porta aviões Enterprise (1958) e a fragata Brainbridge (1959) como pioneiros, todos utilizando reatores do tipo PWR.

No intuito de se demonstrar o uso pacífico da energia nuclear, o presidente Eisenhower dos E.U.A. autorizou a construção do navio cargueiro Savannah, lançado em 1962 como protótipo de teste para um reator nuclear tipo PWR de aplicação civil da propulsão nuclear. O navio Savannah foi o pioneiro entre os cargueiros com propulsão nuclear. Projetado pela Babcock and Wilcox Co., a sua construção foi iniciada em maio de 1958, tendo operado durante oito anos. O seu custo chegou a 43 milhões de dólares, e mais 12 milhões durante os teste, reparos e infra-estrutura, tendo todo o programa de construção, testes e instalações custado 80 milhões de dólares até janeiro de 1963. As facilidades para reparo, troca e armazenamento de combustível foram instaladas no Todd Shipyard Corporation em Galvestone não sendo obtido para o projeto nenhuma forma de seguro. O Savannah operou até 1970, tendo demonstrado bom desempenho no transporte de "cargas rápidas", onde navios de alta velocidade operam, tendo encontrado contudo dificuldades de aceitação em alguns portos.

A ex-U.R.S.S. lançou em 1959 o navio quebra-gelo Lenin, primeiro da sua categoria com propulsão nuclear, equipado com três reatores tipo PWR. Este navio operou na região norte do país onde se exigia dos navios quebra gelo alta potência e baixa necessidade de abastecimento.

A Alemanha e o Japão, por não poderem dar aplicação militar para a energia nuclear, desenvolveram os cargueiros Otto Hahn e Mutsu respectivamente, contando o primeiro com um reator integrado ao gerador de vapor, procurando com isto menor peso e maior potência da instalação. Estes navios foram equipados com reatores do tipo PWR e encontraram como o Savannah problemas de aceitação em portos e o protesto de vários setores da comunidade mundial, como no caso dos

pescadores japoneses com relação ao Mutsu, o qual apresentou ainda no início de operação problemas com o elevado nível de radiação nas áreas habitáveis de bordo.

Hoje as instalações propulsoras nucleares continuam em desenvolvimento na área militar, procurando redução de ruído e das dimensões da instalação, bem como aumento da segurança, valendo-se para isto de recursos tais como o da circulação natural do refrigerante no circuito primário, devido à diferença de densidade deste dentro do vaso do reator. A construção de embarcações com propulsão nuclear restringe-se hoje apenas a porta-aviões e submarinos, sendo que para este último existe uma grande capacidade construtiva, chegando a quase um submarino construído por mês na ex-U.R.S.S.. Novos projetos estão em fase de desenvolvimento e construção, como é o caso do submarino americano Sea Wolf atualmente em construção, e do submarino francês Amethyste que é uma versão aprimorada do submarino classe Rubis, todos com reatores do tipo PWR.

### *1.3. Objetivo do Trabalho*

A propulsão nuclear apresenta autonomia praticamente ilimitada mesmo à potência máxima, tendo ainda uma total independência do ar, sendo o tipo de instalação ideal para submarinos, navios militares de superfície, navios cargueiros rápidos e em embarcações que exijam alta potência com baixa necessidade de abastecimento.

A aplicação da propulsão nuclear, devido ao fenômeno da radiação, requer características de segurança e habitabilidade distintas daquelas exigidas das embarcações convencionais. De modo a garantir a integridade e operacionalidade da instalação de propulsão nuclear, são exigidos de seus equipamentos uma maior confiabilidade e disponibilidade, implicando em maior peso e maior número de equipamentos devido à redundância que é exigida pelos sistemas da instalação. Além disto, a instalação propulsora nuclear requer maior rigor nos procedimentos de inspeção e manutenção. Isto acaba exigindo melhores acessos a alguns equipamentos de modo a reduzir o tempo do pessoal envolvido em regiões sujeitas a níveis elevados de radiação. Como consequência tem-se a necessidade de maiores espaços de circulação, o que acarreta aumento no peso de blindagem, como sera visto posteriormente.

Este trabalho procura abordar os principais aspectos a serem considerados no projeto de uma embarcação com propulsão nuclear, apresentando as características navais que influenciam o projeto do reator, tais como movimentos da embarcação, arranjo, controle e estabilidade, bem como as características nucleares que influenciam o projeto do navio, tais como blindagem, manutenção, termodinâmica da geração de vapor e segurança.

## *2. Reações Nucleares*

### *2.1. Introdução*

A energia gerada nos reatores nucleares provém de um fenômeno chamado fissão, que ocorre no núcleo de átomos de elevado número atômico (basicamente nos elementos naturais Urânio e Tório). Este fenômeno ocorre quando o átomo absorve um neutron, se dividindo em dois outros elementos chamados produtos de fissão, liberando ainda neutrons, raios gama, partículas alfa e beta com alta energia. Numa reação em cadeia espera-se que pelo menos um neutron irá se chocar com outro átomo promovendo assim novas fissões. O controle adequado desta reação permite a utilização da energia liberada na fissão.

A radiação tem uma forte interação com os átomos em geral, sendo altamente danosa para o ser humano quando em doses elevadas, devendo por isto ter seus efeitos minimizados em regiões habitáveis.

A compreensão dos mecanismos de controle e geração da energia obtida em reatores nucleares requer o conhecimento de princípios físicos que governam a interação entre os diversos elementos utilizados no projeto do reator. Neste capítulo serão descritos, de forma básica, os princípios físicos da interação da radiação com os materiais utilizados no projeto, bem como os danos e limites aceitáveis pelo ser humano. Também serão apresentados termos técnicos utilizados em física e engenharia de reatores de modo a facilitar a compreensão dos textos apresentados nos demais capítulos deste trabalho.

## 2.2. Interação do neutron com o átomo

A fissão é decorrente de um tipo de interação entre o neutron e átomos pesados. O controle de potência dos reatores é efetuado através do balanço na quantidade de neutrons livres para iniciar o processo de fissão, neutrons perdidos através do processo de captura, e da fuga de neutrons do núcleo. Para compreensão dos processos envolvidos na física de reatores é importante o conhecimento das três formas de interação entre o neutron livre e o átomo:

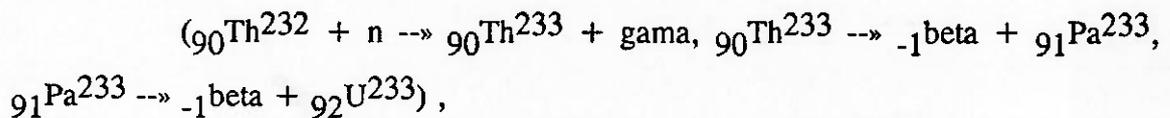
a) Espalhamento, onde o neutron é refletido ou capturado pelo átomo sendo em seguida emitido com menor energia cinética (da ordem de 1ev) em conjunto com raios gama. O neutron já com menor energia é chamado de neutron lento ou térmico. O espalhamento é dito elástico quando a energia do neutron é transferida para o átomo sob a forma de energia cinética, e é dito inelástico quando parte da energia do neutron é transferida para o átomo na forma de energia interna, excitando o átomo. Esta forma de interação tem grande importância nos reatores nucleares pois a obtenção de neutrons térmicos está diretamente relacionada com a manutenção da reação em cadeia da fissão.

b) Captura, onde o neutron é capturado pelo átomo, dando origem a um isótopo deste e emitindo o excesso de energia na forma de radiação gama. Esta forma de interação tem grande importância no controle de reatores, pois dita a quantidade de neutrons livres para a continuidade da reação, sendo ainda mais provável de ocorrer quando a interação é feita com neutrons de baixa energia do que com neutrons de alta energia.

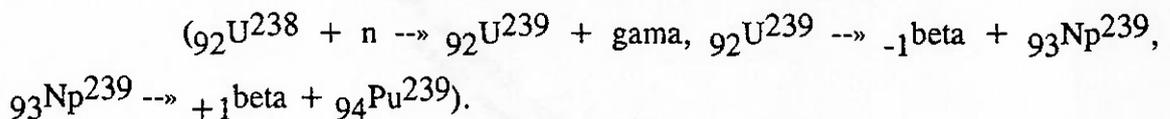
c) Fissão, onde após a absorção do neutron, o núcleo formado se parte em dois elementos excitados (produtos de fissão), com massas normalmente na proporção

de dois para três. Estes produtos de fissão liberam partículas alfa e beta, neutrons e raios gama para atingirem o equilíbrio.

Somente  $U^{235}$ ,  $U^{233}$  e  $Pu^{239}$  são estáveis o suficiente para armazenamento por um longo período, e são fissionáveis por neutrons de qualquer energia (rápidos ou térmicos), sendo que apenas o  $U^{235}$  é encontrado na natureza. O  $U^{233}$  tem origem do  $Th^{232}$ , através da transformação:



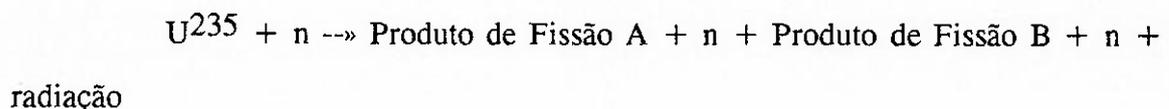
e o  $Pu^{239}$  tem origem do  $U^{238}$  através da transformação:



Os átomos de  $Th^{232}$  e  $U^{238}$  são ditos férteis, pois na sua interação com o neutron de baixa energia são gerados respectivamente os átomos físeis  $U^{233}$  e  $Pu^{239}$ , que não são encontrados na natureza, sendo ditos artificiais. O  $Th^{232}$  e o  $U^{238}$  podem sofrer fissão apenas quando da interação com neutrons rápidos, sendo por isto também chamados de fissionáveis, possuindo porém uma baixa probabilidade de ocorrência da fissão devido à baixa seção de choque destes materiais para neutrons rápidos.

Na fissão uma grande quantidade de energia é emitida, e há a liberação de neutrons, o que permite a auto sustentação da reação em cadeia. A energia provém do chamado defeito de massa, onde a massa total (átomo+neutron) antes da fissão é maior que a massa total final. Esta energia é dada pela equação de Einstein para a energia,  $E=mc^2$ , onde E é a energia liberada, m é a diferença entre as massas e c é a velocidade da luz. Os neutrons liberados são oriundos da instabilidade dos núcleos dos produtos de fissão.

Assim:



Na fissão de um átomo de  $U^{235}$  são liberados aproximadamente 2,48 neutrons e radiações gama de várias intensidades. Estas radiações gama têm origem na própria fissão do átomo, no decaimento dos produtos de fissão e na ativação de alguns átomos. Na fissão de um átomo de  $U^{235}$  temos a liberação de aproximadamente  $200 \cdot 10^6$  ev de energia, enquanto que na combustão de um átomo de  $C^{12}$  tem-se 4 ev de energia liberada, ou seja, para a mesma massa, o urânio libera 2,5 milhões de vezes mais energia que o  $C^{12}$ . Desta energia liberada, 80% é energia cinética dos produtos de fissão e 20% na forma de raios gama e cinética das partículas beta e neutrons.

### 2.3. Radiação

Na estrutura atômica tem-se basicamente duas forças contrárias presentes no núcleo dos átomos, a força de atração intranuclear, existente entre os neutrons, entre os prótons, e entre neutrons e prótons, e a força de repulsão existente entre os prótons, que é de origem eletrostática.

Com o aumento do número atômico (ou número de massa) a força de repulsão passa a ser predominante, tornando o núcleo do átomo instável, devido ao desequilíbrio entre as forças de atração e repulsão. Para atingir o equilíbrio, o núcleo emite radiação, que são partículas e radiações eletromagnéticas, num fenômeno chamado decaimento radioativo. A radiação está presente na natureza de várias formas, como por exemplo nos raios solares e em tubos de imagem de televisores. Neste fenômeno o átomo radioativo passa por várias emissões até atingir o equilíbrio, sendo o tempo necessário para a redução do número de átomos radioativos à metade dito meia vida. Este processo de decaimento varia exponencialmente com o tempo, podendo durar milhares anos dependendo do átomo. Os átomos de  $U^{235}$  e  $Pu^{239}$  por exemplo, possuem respectivamente meia vida de  $7,13 \cdot 10^8$  e  $2,44 \cdot 10^4$  anos, que é o período necessário para que uma dada quantidade destes materiais seja reduzida à metade.

No fenômeno de decaimento radioativo são emitidas basicamente partículas alfa (2 prótons + 2 neutrons) ou beta (1 elétron). A partícula beta surge da transformação espontânea do neutron em partícula beta mais um próton e mais um neutrino. Quando há perda de um próton, ocorre sua transformação em um neutron mais um elétron positivo e mais um neutrino. A energia excedente após as emissões alfa ou beta é liberada na forma de radiação eletromagnética chamada gama.

Assim temos:

Átomo instável  $\rightarrow$  Átomo estável + (alfa e/ou beta) + gama

As radiações podem ainda variar em função da sua energia, assim os neutrons podem possuir energia de milhões de elétron-volts, quando liberados do núcleo de um átomo, até 0,025ev quando à temperatura ambiente, após ter reduzido sua energia em várias interações com outros materiais. Os raios gama possuem sua energia associada com a emissão de fótons, variando entre 0,1 Mev e 10Mev.

### 2.3.1. Interação da Radiação com a Matéria.

Toda radiação possui energia, que ao atingir o meio material pode ser transferida para os átomos deste de forma total ou parcial. O processo de transferência da energia da radiação para o meio absorvedor pode ser por ionização, onde elétrons são removidos do átomo, tornando-o um íon positivo, ou por excitação, que é um processo de adição de energia ao átomo.

A partícula alfa é uma emissão radioativa pouco penetrante devido ao seu grande tamanho, podendo ser facilmente "freada" (tendo seu poder de penetração na matéria reduzido) e produzindo uma ionização muito intensa no meio absorvedor.

A partícula beta tem um poder de penetração maior e um poder de ionização menor que a partícula alfa, devido ao seu menor tamanho, sendo também facilmente "freada".

A radiação gama possui uma alta velocidade, igual à da luz, sendo altamente penetrante e difícil de ser "freada", tendo um poder de ionização menor que as partículas alfa e beta.

O neutron interage com o núcleo dos átomos, tendo um grande poder de penetração. Um conceito importante na interação da matéria com o neutron é a chamada seção de choque, que mede a probabilidade do átomo de refletir ou absorver um neutron incidente, sendo definida como a área da seção transversal ao vetor velocidade do neutron incidente que realmente é efetiva no processo de absorção ou espalhamento, sendo expressa em barns ( $10^{-24}\text{cm}^2$ ) e representada pela letra grega sigma onde  $\underline{\sigma_a}$  é a seção de choque de absorção e  $\underline{\sigma_s}$  é a seção de choque de espalhamento. A seção de choque de absorção sofre uma grande alteração em função da energia do neutron incidente. A seção de choque pode ser relacionada com um determinado volume de material homogêneo, sendo chamada seção de choque macroscópica, representada pela letra grega sigma maiúsculo ( $\Sigma$ ) e expressa em  $\text{cm}^{-1}$ .

O poder de absorção e espalhamento de neutrons é muito importante para a escolha dos materiais que compõem um reator, pois ditam a quantidade de neutrons livres para a reação em cadeia.

### 2.3.2. Ação das radiações sobre o organismo.

Como visto no item 2.3.1, a radiação possui uma forte interação com a matéria. No caso dos seres vivos, tem-se uma estrutura complexa constituída por células com funções próprias atuando no organismo. A radiação interagindo com um átomo da célula pode alterar sua estrutura atômica, modificando sua forma de atuação sobre o organismo. Os efeitos biológicos produzidos pela radiação são resultantes principalmente da ação desta com os átomos e moléculas do corpo humano. Nesta interação o primeiro fenômeno que ocorre é físico, e consiste na ionização e excitação dos átomos, seguindo-se um fenômeno químico onde ocorre a ruptura das ligações moleculares, e a seguir ocorrem os fenômenos bioquímicos e fisiológicos, ainda pouco conhecidos. Os efeitos biológicos podem ser hereditários, transmissíveis aos descendentes, ou somáticos, não transmissíveis. Os efeitos somáticos podem aparecer devido a uma alta exposição à radiação em um período curto (exposição aguda), que se manifestam em um curto período (dias ou meses), ou devido a uma baixa exposição durante um longo período (exposição crônica), que se manifesta após muitos anos, como por exemplo o câncer.

Devido a estes efeitos da radiação sobre o organismo humano há a necessidade de proteção do pessoal envolvido na operação de reatores, procurando atenuar a radiação e seus danos. Por isto, procura-se reduzir a presença do operador através de processos automatizados. A tabela 2.3.2.1 mostra os prováveis efeitos clínico da radiação sobre o organismo humano em função da dose recebida, que será visto no capítulo 2.3.4., mostrando que as doses superiores a 200rem podem se mostrar fatais e irreversíveis, indicando ainda que as células do sangue, medula óssea e os tecido epiteliais ligados ao sistema gastrintestinal são os primeiros a sofrer com a ação da radiação.

DOSE (rem.)	EFEITO CLÍNICO PROVÁVEL
0 A 25	SEM EFEITOS OBSERVÁVEIS
25 A 100	VÔMITOS, FADIGA E PERDA DE APETITE, ALTERAÇÕES SANGUÍNEAS MODERADAS. RECUPERAÇÃO EM POUCAS SEMANAS, EXCETO QUANTO ÀS ALTERAÇÕES SANGUÍNEAS.
200 A 600	VÔMITOS, MODIFICAÇÕES SEVERAS NO SANGUE, ACOMPANHADAS DE HEMORRAGIA E INFECÇÕES. PERDA DE CABELOS. RECUPERAÇÃO EM 1 ANO COM SEQUELAS.
600 A 1000	VÔMITOS, MODIFICAÇÕES SEVERAS NO SANGUE, HEMORRAGIA, INFECÇÕES E PERDA DE CABELOS. MORTE EM MENOS DE 2 ANOS OU LONGO PERÍODO DE CONVALESCÊNCIA.

TABELA 2.3.2.1 EFEITOS CLÍNICOS DA RADIAÇÃO EM FUNÇÃO DA DOSE RECEBIDA

### 2.3.3. Atenuação da radiação.

As radiações mais significativas em termos de ação sobre o corpo humano são o neutron e os raios gama. De modo a atenuar seus efeitos é possível blindar a fonte de radiação de modo que os níveis de radiação nas regiões habitadas estejam dentro de valores aceitáveis, não afetando a integridade física do indivíduo.

O mecanismo da blindagem é explicado pela colisão entre as emissões da radiação com o material de blindagem. Para os neutrons, elementos com átomos "leves" (baixo número atômico) como a água, plásticos e hidrocarbonetos possuem o poder de freá-lo, reduzindo sua quantidade de movimento. Para os raios gama os materiais pesados, como o chumbo e concreto são os mais efetivos.

A intensidade de um feixe de radiação varia inversamente com o quadrado da distância à fonte, assim quanto maior a distância com relação à fonte menores os efeitos da radiação.

Estes conceitos são importantes para o projeto do navio, uma vez que a blindagem utiliza materiais com alta densidade, o que implica em um peso grande concentrado em uma determinada região do navio.

#### 2.3.4. Doses de Radiação

A radiação é um fenômeno presente na natureza sem apresentar riscos ao ser humano. Existe porém um limite de radiação suportado pelo organismo humano, definido como dose admissível de radiação. Esta dose admissível é um importante parâmetro para o projeto de blindagem, e para definir o tempo de permanência de um indivíduo em uma área sujeita a radiação. O conceito de dose vem da Farmacologia, significando a quantidade de substância aplicada ao ser vivo por unidade de peso do corpo para obter um determinado efeito.

A dose de radiação recebida por um indivíduo pode ser avaliada através das seguintes grandezas:

- Exposição
- Dose absorvida
- Dose equivalente.

A exposição (X) mede a capacidade dos raios X e gama produzirem ionização no ar, sendo medida em Coulombs/kg. A unidade antiga, o Roentgen é a quantidade de radiação capaz de produzir  $2,58 \cdot 10^{-4}$  Coulombs de carga elétrica em um quilograma de ar seco nas condições normais de pressão e temperatura.

A dose absorvida (D) é mais abrangente que a exposição, pois considera a natureza dos vários tipos de radiações ionizantes e o tipo de material absorvedor. A dose absorvida é definida como a quantidade de energia depositada pela radiação ionizante na matéria para uma massa conhecida, sendo expressa em Joule/Kilograma ou Gray, sendo também expressa em RAD.

A dose equivalente (H) é a grandeza que mede os efeitos biológicos das radiações, fornecendo o limite de radiação admissível para o ser humano. A dose equivalente é o produto entre a dose absorvida, o fator de qualidade (Q), relacionado

com o efeito dos diferentes tipos de radiação, e o fator N que avalia a influência de um radionuclídeo depositado.

ou seja:

$$H = D * Q * N$$

A tabela 2.3.4.1. mostra os valores de Q para os diversos tipos de radiação. O valor de N recomendado é a unidade (1). Assim, por exemplo 100 rads de dose absorvida de radiação alfa produz um dano 20 vezes maior que 100 rads de dose absorvida de radiação gama.

As unidades utilizadas para dose equivalente são o rem e o sievert (Sv).

A tabela 2.3.4.2. mostra a relação entre as grandezas de exposição, dose absorvida e dose equivalente, mostrando as unidades atualmente utilizadas e as antigas.

Para definição dos limites de doses que o indivíduo pode receber, são considerados os efeitos somáticos tardios, principalmente aqueles aleatórios como o câncer. A tabela 2.3.4.3. mostra as doses máximas permissíveis para os trabalhadores e indivíduos do público. Percebe-se aí que a dose máxima para indivíduos do público é dez vezes menor que aquela para os trabalhadores, pois estes por estarem em contato permanente com produtos radioativos possuem uma monitoração constante e um conjunto de proteções que permitem uma exposição maior à radiação sem riscos. A dosagem máxima de radiação varia também com o órgão afetado, assim os órgãos onde ocorrem reproduções de células com alta velocidade como as gônadas por exemplo, são mais sensíveis à radiação, isto devido à maior probabilidade de mutação das células com o tempo de exposição. Para efeito de projeto da blindagem para radiação, considera-se a dosagem máxima atuando sobre o corpo inteiro do indivíduo, sendo fixado o valor de 5rem/ano como a dose máxima permissível para trabalhadores da área nuclear. Doses superiores podem ser admitidas em situações de emergência desde que esta dose seja planejada com antecedência em função da idade e de um

histórico das doses a que o indivíduo já foi submetido, assim valores de até 12rem em dose única são admitidos nestes casos.

TIPO DE RADIAÇÃO	VALOR DE Q
RAIOS X, $\gamma$ ELETRONS E PARTICULAS $\beta$ .	1
NEUTRONS RÁPIDOS E PRÓTONS.	10
PARTÍCULAS ALFA E IONS PESADOS	20

FIGURA 2.3.4.1. FATOR DE QUALIDADE (Q) PARA AS RADIAÇÕES EXISTENTES

GRANDEZA	SÍMBOLO	UNIDADE ANTIGA			UNIDADE NOVA			A UNIDADE ANTIGA VALE	A UNIDADE NOVA VALE
		NOME	SÍMBOLO	VALOR	NOME	SÍMBOLO	VALOR		
EXPOSIÇÃO	X	Roentgen	R	$2.58 \times 10^{-4} \text{ C/Kg}$	$\frac{\text{Coulomb}}{\text{quilograma}}$	C/Kg	1 C/Kg	$2.58 \times 10^{-4} \text{ C/Kg}$	$3.88 \times 10^3 \text{ R}$
DOSE ABSORVIDA	D	rad	rad	$10^{-2} \text{ J/Kg}$	Gray	Gy	1 J/Kg	$10^{-2} \text{ Gy}$	100rad
DOSE EQUIVALENTE	H	rem	rem	$10^{-2} \text{ J/Kg.Q.N.}$	Sievert	Sv	1 J/Kg.Q.N.	$10^{-2} \text{ Sv}$	100rem

TABELA 2.3.4.2. RELAÇÃO ENTRE AS GRANDEZAS DE EXPOSIÇÃO

	TRABALHADORES				INDIVÍDUOS DO PÚBLICO	
	LIMITE TRIMESTRAL (mSv)	LIMITE ANUAL (rem)	LIMITE ANUAL (mSv)	LIMITE ANUAL (rem)	LIMITE ANUAL (mSv)	LIMITE ANUAL (rem)
MÃOS, ANTEBRAÇOS, PÉS E TORNOZELOS.	400	40	750	75	75	7.5
OSSOS, TIREÓIDE E PELO DO CORPO INTEIRO (EXCLUINDO A DAS MÃOS, ANTEBRAÇOS, PÉS E TORNOZELOS).	150	15	300	30	30	3
QUALQUER OUTRO ORGÃO ISOLADO (EXCLUINDO-SE AS GONADAS E A MEDULA ÓSSEA ERITROPOÉTICA).	80	8	150	15	15	1.5
CORPO INTEIRO, GÔNADAS E MEDULA ÓSSEA ERITROPOÉTICA.	30	3	50	5	5	0.5

TABELA 2.3.4.3. DOSES MÁXIMAS PERMISSÍVEIS PARA TRABALHADORES E INDIVÍDUOS DO PÚBLICO

### 2.3.5. Ação da radiação sobre materiais

Da mesma forma que a radiação pode alterar a estrutura molecular de uma célula em um organismo vivo, ela pode atuar sobre os materiais em geral alterando suas propriedades físicas. Esta interação da radiação com os materiais é muito importante no projeto e construção de reatores nucleares, pois tem influência na escolha e definição dos materiais utilizados em sua construção.

No caso de uma colisão entre um neutron rápido e o núcleo de um metal onde a energia transferida exceda 25ev, o átomo atingido pode ser deslocado causando uma deformação no reticulado cristalino deste metal. Caso este átomo deslocado não encontre um ponto de equilíbrio ele irá desestabilizar o reticulado, afetando as propriedades do metal nesta região. No caso da colisão produzir a vibração de um grande número de átomos, pode ocorrer também um deslocamento destes dentro do reticulado cristalino.

Outro efeito produzido pela colisão de uma partícula pesada com um átomo do metal é a vibração deste átomo com grande amplitude sem contudo abandonar sua posição de equilíbrio dentro do reticulado cristalino. Parte desta energia de vibração será transferida para os átomos vizinhos, formando uma região onde a energia de vibração é maior que aquela devido à temperatura de fusão do metal. Nesta condição ocorre uma situação semelhante a um aquecimento a alta temperatura de um pequeno volume do metal. Quando poucos átomos abandonam sua posição de equilíbrio este fenômeno é dito "thermal spike". Estima-se que nestas situações, uma região contendo alguns milhares de átomos, atinja a temperatura de aproximadamente 1000°C por um período de  $10^{-10}$  segundos. Deformações no reticulado cristalino são esperadas devido à alta temperatura atingida na vibração dos átomos, causadas pela expansão e rápido resfriamento, que "congelará" distorções no reticulado, implicando no desenvolvimento de tensões internas no material.

A captura de neutrons pelo núcleo do átomo do metal pode produzir dois efeitos. O primeiro é a formação de impurezas devido às reações de alguns elementos que compõem o metal, emitindo partícula beta para atingir o equilíbrio e se convertendo em outro elemento estranho ao reticulado cristalino. O segundo é a retração produzida pela emissão de raio gama, cuja reação pode provocar o deslocamento do átomo devido aos altos valores de energia envolvidos.

### 3. *Reatores Nucleares*

#### 3.1. *Princípios Gerais*

Os reatores nucleares utilizam o calor gerado pela fissão controlada de um material radioativo, transferindo-o para um fluido de trabalho que irá impulsionar uma turbina gerando energia mecânica. Os reatores podem ser de vários tipos, diferenciando-se pelos elementos que os compõe como o moderador, o tipo de controle, o refrigerante, o combustível e o refletor utilizado.

O moderador atua na desaceleração dos neutrons rápidos reduzindo sua energia cinética tornando-os térmicos, aumentando assim a probabilidade de interação com o combustível de modo a sustentar a reação. A figura 3.1.1 mostra a variação na probabilidade de fissão do  $U^{235}$  em função da energia do neutron incidente, mostrando o aumento na probabilidade de fissão com a redução na energia do neutron. O moderador deve possuir baixo poder de captura de neutrons e baixo peso atômico de modo a absorver a energia cinética de neutrons rápidos na colisão, devendo ainda possuir compatibilidade química com o refrigerante e estruturas internas do reator, além de boas propriedades térmicas.

A tabela 3.1.1. apresenta as características dos principais moderadores. A razão de moderação indica a característica de moderação de cada material. A água pesada apresenta a maior razão de moderação, sendo um ótimo moderador, mas possui um custo muito elevado. O comprimento de desaceleração tem influência na geometria do núcleo e no diâmetro do vaso do reator, assim vemos que a água leve proporciona um reator com dimensões menores que as de um reator que utiliza grafite como moderador.

O controle de um reator é efetuado por uma modificação no balanço entre neutrons absorvidos e gerados. A inserção de uma barra de controle possuindo material com poder de absorção de neutrons é o método mais comumente utilizado para o controle de reatores. Os materiais mais utilizados em barras de controle são o Háfnio ( $\sigma_a = 105$  barns), Índio ( $\sigma_a = 190$  barns), Boro ( $\sigma_a = 750$  barns) e o Cádmio ( $\sigma_a = 2550$  barns).

O refrigerante tem a função de remover calor do núcleo do reator, mantendo a temperatura do núcleo em faixas admissíveis para operação segura. O calor gerado no reator pode ser dissipado através do refrigerante de duas formas. Transferindo calor para a água no interior do gerador de vapor de modo a produzir o vapor que ira acionar uma turbina, ou provocando a mudança de fase do próprio refrigerante e com o vapor gerado no reator acionar uma turbina.

Tendo em vista as suas funções, o refrigerante deve possuir as seguintes características :

- Boas propriedades térmicas, tais como alto calor específico e alta condutibilidade térmica.
- Baixa potência de "bombeamento".
- Alto ponto de ebulição a baixa pressão e baixo ponto de fusão.
- Estabilidade química ao calor e à radiação.
- Baixa absorção de neutrons.
- Segurança química e nuclear, de modo que um vazamento não provoque incêndios, explosões e provoque um aumento da reatividade do reator.
- Baixo custo.

A tabela 3.1.2. apresenta as características dos principais refrigerantes utilizados em reatores nucleares. Podemos verificar que devido à baixa condutividade térmica, os reatores resfriados a gases como o  $\text{CO}_2$  e o He, necessitam de uma grande área de troca de calor, o que não ocorre com os metais líquidos como o sódio. A água leve, que pode atuar como moderador, possui baixa potência de bombeamento quando comparada com os gases, possuindo por outro lado maior seção de choque de

absorção de neutrons, ação corrosiva e baixo ponto de ebulição mesmo a altas pressões. A água pesada apresenta uma baixa seção de absorção de neutrons, significando uma menor massa de material físsil necessária, apresentando porém as mesmas desvantagens térmicas da água leve associada a um alto custo. Os metais líquidos permitem operações a temperaturas mais elevadas e pressões mais baixas que a água, possuindo alta condutividade térmica, sendo porém necessário o seu aquecimento para manutenção do estado líquido, uma vez que possui um alto ponto de fusão, podendo na transformação líquido-sólido romper tubulações e equipamentos devido à sua expansão. O sódio líquido quando em contato com a água reage gerando hidrogênio, o que pode provocar explosões. O sódio quando em contato com o ar se oxida podendo causar incêndios.

O combustível tem a função de sustentar a cadeia de reações nucleares, devendo possuir alta condutividade térmica e alto ponto de fusão. O elemento natural utilizado como combustível é o Urânio, que contém 99,28% de  $U^{238}$  (fértil) e 0,71% de  $U^{235}$  que é o elemento físsil gerador de energia. O grau de enriquecimento do combustível é dado pela quantidade de material físsil que ele possui, assim um combustível que possua 5% de  $U^{235}$  e 95% de  $U^{238}$  tem um enriquecimento de 5%. Este enriquecimento é obtido através de processos de ultracentrifugação ou de difusão gasosa, onde o átomo físsil é separado por diferença de peso e tamanho respectivamente. Outros elementos artificiais, como o Plutônio ( $Pu^{239}$  e o  $Pu^{241}$ ) e o isótopo de Urânio ( $U^{233}$ ) podem ser utilizados como combustível. O Urânio para combustível é normalmente encontrado em reatores na forma metálica ou na forma cerâmica, como dióxido de urânio, podendo possuir vários graus de enriquecimento dependendo do tipo de reator onde será aplicado.

Um conceito importante relacionado com o combustível é o chamado "BURN - UP" ou taxa de queima total do combustível, que é a potência extraída por massa de combustível do núcleo, expressa em MWD/t (megawatt dia/tonelada), que depende do grau de enriquecimento do combustível, da quantidade de material fértil

existente, da estratégia de queima, do arranjo do núcleo, dos materiais absorvedores de neutron e dos produtos de fissão gerados.

No processo de fissão de um átomo são produzidos aproximadamente 2,48 neutrons, mas apenas 85% são efetivos para o processo de fissão do  $U^{235}$ , os outros 15% ao incidirem sobre o átomo de  $U^{235}$  irão produzir  $U^{236}$ , material não físsil. O grau de enriquecimento do combustível dita o número de neutrons efetivos produzidos na fissão de um átomo de combustível. Este número ( $\eta$ ) é dado por:

$$\eta = 1400*(\%E)/(675*(\%E) + 2,75*(100-\%E)), [11]$$

onde:

$\eta$  é o número de neutrons efetivos

$\%E$  é o percentual de enriquecimento do combustível (%).

A tabela 3.1.3. mostra os valores de  $\eta$  para vários graus de enriquecimento do  $U^{235}$ . O enriquecimento utilizado em reatores de usinas nucleares está normalmente na faixa de 2% a 4%, onde são produzidos, respectivamente, 1,73 e 1,89 neutrons efetivos por fissão. Na aplicação naval onde o espaço é crítico, utiliza-se urânio com maior grau de enriquecimento, sendo usual em navios de superfície de aplicação civil um enriquecimento de 3% a 6%. Em submarinos estes valores são maiores, sendo que na segunda recarga de combustível do submarino Nautilus foi utilizado urânio enriquecido a 40%. No submarino Sea Wolf foi utilizado urânio enriquecido a 90%, que é um valor ideal para reatores compactos[3]. O grau de enriquecimento é função do tipo e aplicação do reator, influenciando nas suas dimensões.

A sustentação do processo de fissão é ditada pelo fator de multiplicação ( $k$ ) que é a relação entre a quantidade total de neutrons produzidos na fissão e a soma entre o total de neutrons absorvidos e o total de neutrons perdidos por fuga. Quando  $k=1$  dizemos que o reator está crítico e a fissão é autosustentável. Existem porém fatores que induzem à perda desta criticalidade, como por exemplo a absorção de neutrons pelos produtos da fissão, ditos venenos. Assim após algum tempo de operação o valor de  $k$  tende a diminuir, tornando o valor menor que a unidade. Nesta

condição o reator é dito subcrítico, e a reação tende a perder sua autosustentação. Procura-se então manter o valor de  $k$  pouco superior a unidade de modo a compensar tal efeito, onde se diz que o reator está supercrítico.

O fator de multiplicação é dado por:

$$k = \eta * \xi * f * p * F_r * F_t, [11]$$

onde:

$\xi$  é o fator de fissão rápida

$f$  é o fator de utilização térmica

$p$  é a probabilidade de escape de ressonância

$F_r$  é o fator de fuga de neutrons rápidos

$F_t$  é o fator de fuga de neutrons térmicos

O fator " $\xi$ " considera a geração de neutrons devido à fissão de  $U^{238}$  por neutrons rápidos, sendo geralmente igual a 1,03, que representa 3% de neutrons gerados pela fissão do  $U^{238}$ . O fator " $f$ " é a relação entre o número de neutrons absorvidos no combustível e o número total de neutrons absorvidos (no combustível, moderador e outros materiais que compõem o núcleo do reator), variando entre 0,6 e 0,9 conforme o tipo e quantidade de combustível, moderador e materiais do núcleo. O fator " $p$ " é a fração dos neutrons que estão sofrendo redução de energia de rápidos para térmicos que não é absorvida na faixa de ressonância do  $U^{238}$ . Nesta faixa a seção de choque de absorção do  $U^{238}$  sofre um brusco aumento. O fator " $p$ " varia entre 0,6 e 0,9 conforme o tipo e quantidade de combustível e moderador. Os fatores " $f$ " e " $p$ " variam em direções contrárias com a relação entre o volume do combustível e do moderador. Assim o fator " $f$ " tende a aumentar com o aumento da relação entre combustível e moderador, enquanto o fator " $p$ " tende a diminuir com este aumento. Isto ocorre pois com o aumento da fração de combustível há um aumento dos neutrons absorvidos no núcleo, e um aumento da captura na faixa de ressonância do  $U^{238}$ , que têm efeitos contrários sobre " $f$ " e " $p$ ", como mostra a figura 3.1.2. O produto  $\eta * \xi * f * p$  é chamado fator de criticalidade infinito ( $k_{\infty}$ ), por não ser função das dimensões

do núcleo. Os fatores  $F_r$  e  $F_t$  medem a probabilidade de não haver fuga do núcleo de neutrons rápidos e térmicos respectivamente.

O fator " $F_r$ " pode ser dado pela expressão:

$$F_r = e^{-B^2 \tau},$$

onde:

$B^2$  é função da distribuição espacial do fluxo de neutrons, que considera a geometria do núcleo ( $\text{cm}^{-1}$ ). Para núcleos de forma cilíndrica, forma usual para reatores navais,  $B^2$  pode ser dado aproximadamente por:

$$B^2 = (2,405/R)^2 + (\pi/H)^2,$$

onde:

R é o raio do núcleo (cm),

H é a altura do cilindro (cm),

para o núcleo do navio Savannah utilizou-se uma relação H/R igual a 2,5.

$\tau$  é chamado idade de Fermi dos neutrons, que está relacionado com a distância percorrida pelo neutron desde a sua emissão até se tornar térmico ( $\text{cm}^2$ ), variando conforme o moderador. A raiz quadrada da idade de Fermi é dito comprimento de desaceleração (vide tabela 3.1.1.).

O fator  $F_t$  é dado pela expressão:

$$F_t = 1/(1+B^2*L^2),$$

onde:

$L^2$  é o comprimento de difusão térmica dos neutrons na região do moderador, do combustível e dos venenos (vide tabela 3.1.1.). O comprimento de difusão varia então em função destes elementos, sendo definido como um sexto da raiz quadrada da distância média entre o ponto de geração e de absorção do neutron.

Assim definidos todos os fatores, podemos escrever a criticalidade da seguinte forma:

$$k = k_{\infty} * e^{-B^2 \tau} / (1 + B^2 * L^2).$$

Como na criticalidade  $k=1$ , podemos então, conhecidas as características do moderador, do combustível e forma geométrica do núcleo, determinar as dimensões deste último. O volume definido pelas dimensões do núcleo é chamado volume crítico, no qual se tem uma geometria do núcleo que garanta a criticalidade. Análises mais complexas devem ser feitas ao considerarmos a colocação de material refletor de neutrons ao redor do núcleo, o que irá reduzir as fugas de neutrons rápidos e térmicos, aumentando a densidade de neutrons no núcleo, contribuindo para aumentar a probabilidade de fissão com uma possível redução no volume crítico ou no enriquecimento. Para se determinar a massa crítica do combustível é necessário se conhecer as dimensões das varetas onde o combustível será alojado, o que é definido por fatores termohidraulicos e construtivos. Além disto, deve-se considerar um excesso de combustível para sustentar a reação por um tempo especificado (tempo entre trocas de combustível), compensando a geração de venenos no núcleo, as variações de temperatura neste (que interferem na moderação) e tolerâncias de fabricação do núcleo (estruturas), implicando em um excesso de massa que pode chegar a 25% em reatores para propulsão[11].

Com um grama de material físsil se consegue gerar aproximadamente um megawatt de calor por um dia, assim sabendo-se a potência necessária para o reator e seu tempo de operação podemos ter a massa necessária de material físsil no núcleo. Tomando como exemplo o navio Savannah, que possui um reator de 70MW operando continuamente por 600 dias, seriam então necessários 42Kg de material físsil, valor este que representa apenas 15% do valor de material físsil colocado no seu núcleo na primeira partida do reator. O cálculo da massa crítica deve levar em consideração os aspectos já mencionados para o cálculo do volume crítico, que pondera o grau de enriquecimento do combustível, as quantidades deste e do moderador, bem como suas características e distribuição geométrica, além do excesso de massa.

Como vimos, o projeto de um reator envolve uma série de fatores que devem ser ponderados em função da sua aplicação. Assim, os fatores que contribuam para aumentar a produção de neutrons, reduzir as perdas por absorção ou fuga devem ser ponderados em conjunto com fatores que envolvem custo, construção, materiais, requisitos de blindagem e troca térmica por exemplo. Para submarinos onde o espaço é crítico, o ideal é termos um alto grau de enriquecimento de urânio, um refrigerante com baixa absorção de neutrons e alta condutividade térmica, um moderador com baixo comprimento de desaceleração (baixa idade de Fermi) e baixo comprimento de difusão, procurando assim reduzir as dimensões do vaso do reator e da sua blindagem.

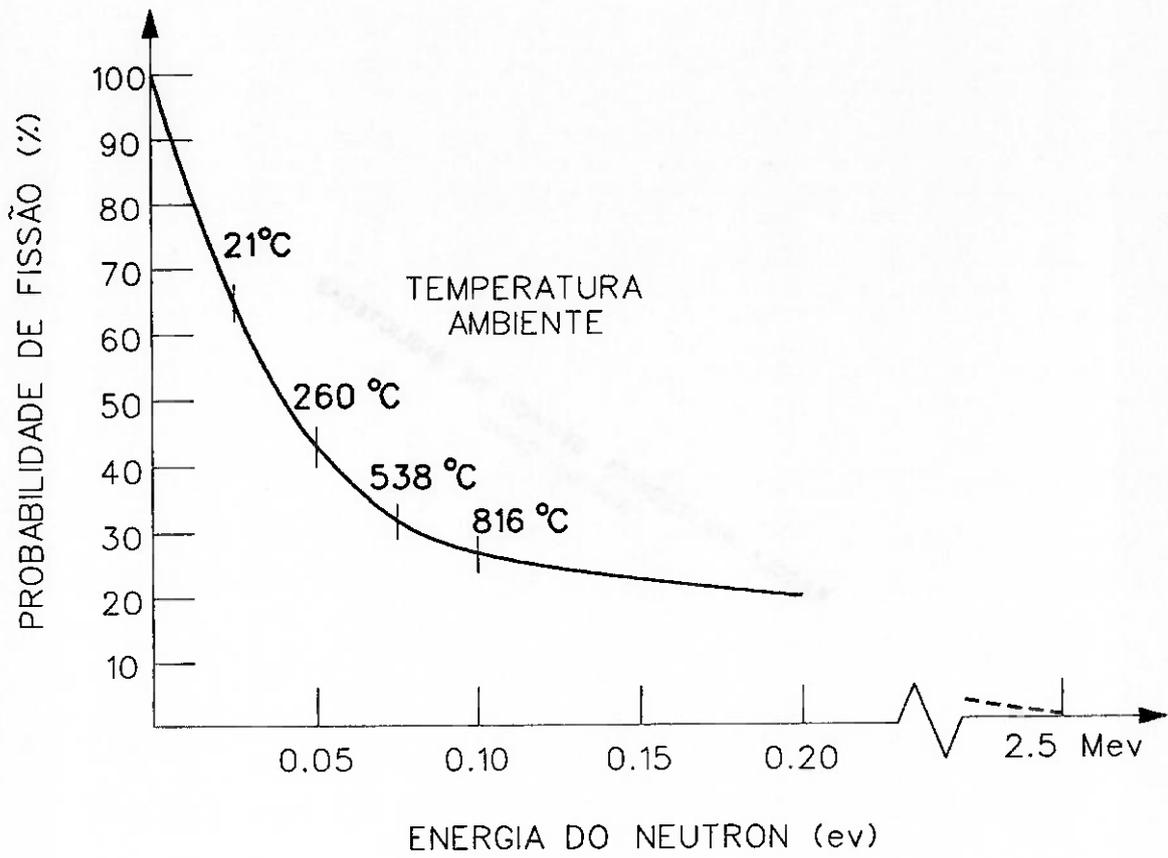


FIGURA 3.1.1 PROBABILIDADE DE FISSÃO DO  $U^{235}$   
EM FUNÇÃO DA ENERGIA DO NEUTRON

MATERIAL	ÁGUA LEVE (H <sub>2</sub> O)	ÁGUA PESADA (D <sub>2</sub> O)	GRAFITE (C)	BERÍLIO (Be)	ÓXIDO DE BERÍLIO (BeO)	MATERIAL ORGÂNICO (Diphenyl) A 93°C
PESO ATÔMICO	18	20	12	9	25	154
DENSIDADE, g/cm <sup>3</sup>	1.0	1.1	1.7	1.85	2.8	0.96
N (ÁTOMOS OU MOLÉCULAS/cm <sup>3</sup> ).10 <sup>22</sup>	3.34	3.32	8.6	12.4	7.2	0.4
σ <sub>s</sub> (ESPALHAMENTO), barns	44	11	4.8	6.1	9.9	260
σ <sub>a</sub> (ABSORÇÃO), barns	0.66	0.0026	0.0045	0.010	0.010	2.5
RAZÃO DE MODERAÇÃO	58	21.000	190	130	165	80
COMPRIMENTO DE DESACELERAÇÃO, cm	5.75	10.95	18.7	9.2	10.0	7.6
COMPRIMENTO DE DIFUSÃO TÉRMICA, cm	2.8	100	54	21	30	4.9
CUSTO MÉDIO (1975), US\$/Kg	-	95	1.20	250	-	0.45

TABELA 3.1.1. PROPRIEDADES NUCLEARES DOS MODERADORES A 20°C

	GASES (A 1 ATM E 300°C)			LÍQUIDOS AQUOSOS		METAIS LÍQUIDOS		LÍQUIDOS ORGÂNICOS
	CO <sub>2</sub>	He	VAPOR	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Na	Na-K (56/44%)	Dow-therm A
CONDUTIVIDADE TÉRMICA - $\kappa$ , kcal/hr.m°C	0.018	0.14	0.023	0.46	0.46	56	24	0.14
DENSIDADE $\rho$ , g/cm <sup>3</sup>	$8.15 \times 10^{-4}$	$0.80 \times 10^{-4}$	$3.80 \times 10^{-4}$	0.71	0.78	0.83	0.75	0.73
VISCOSIDADE DINÂMICA - $\mu$ , poises	$2.70 \times 10^{-4}$	$3.20 \times 10^{-4}$	$1.85 \times 10^{-4}$	$9.2 \times 10^{-4}$	$9.7 \times 10^{-4}$	$23 \times 10^{-4}$	$18 \times 10^{-4}$	0.30
CALOR ESPECÍFICO $C_p$ , kcal/kg°C	0.25	1.25	0.51	1.48	1.58	0.30	0.25	0.67
PESO MOLECULAR $M$ , umø	44	4	18	18	20	23	30.1	-
MASSA ATÔMICA $M_a$ , umø	14.7	4	6	6	6.7	23	30.1	-
SEÇÃO DE CHOQUE DE ABSORÇÃO $\sigma_a$ , barns	0.0015	0.008	0.22	0.22	0.001	0.49	0.96	3.3
PONTO DE FUSÃO °C	-	-	-	0	3.8	98	19	12
PONTO DE EBULIÇÃO (A 1 atm), °C	-	-	-	100	101.5	883	826	258
CUSTO { US\$/Nm <sup>3</sup>	0.10	0.75	-	-	-	-	-	-
APROXIMADO { US\$/Kg	-	-	-	-	95.00	0.70	4.00	0.90

NOTAS: 1. DOWTHERM A = MISTURA EUTÉTICA DE 73.5% ÓXIDO DIPHENYL E 26.5% DIPHENYL (C<sub>6</sub>H<sub>5</sub>)<sub>2</sub>.  
 2. OS VALORES DE  $\kappa$ ,  $\rho$ ,  $\mu$ ,  $C_p$  SÃO VÁLIDOS A 300°C PARA H<sub>2</sub>O E D<sub>2</sub>O, A 350°C PARA DOWTHERM A, E A 500°C PARA Na E Na-K.

TABELA 3.1.2. PROPRIEDADES DOS REFRIGERANTES DE REATORES DE POTÊNCIA

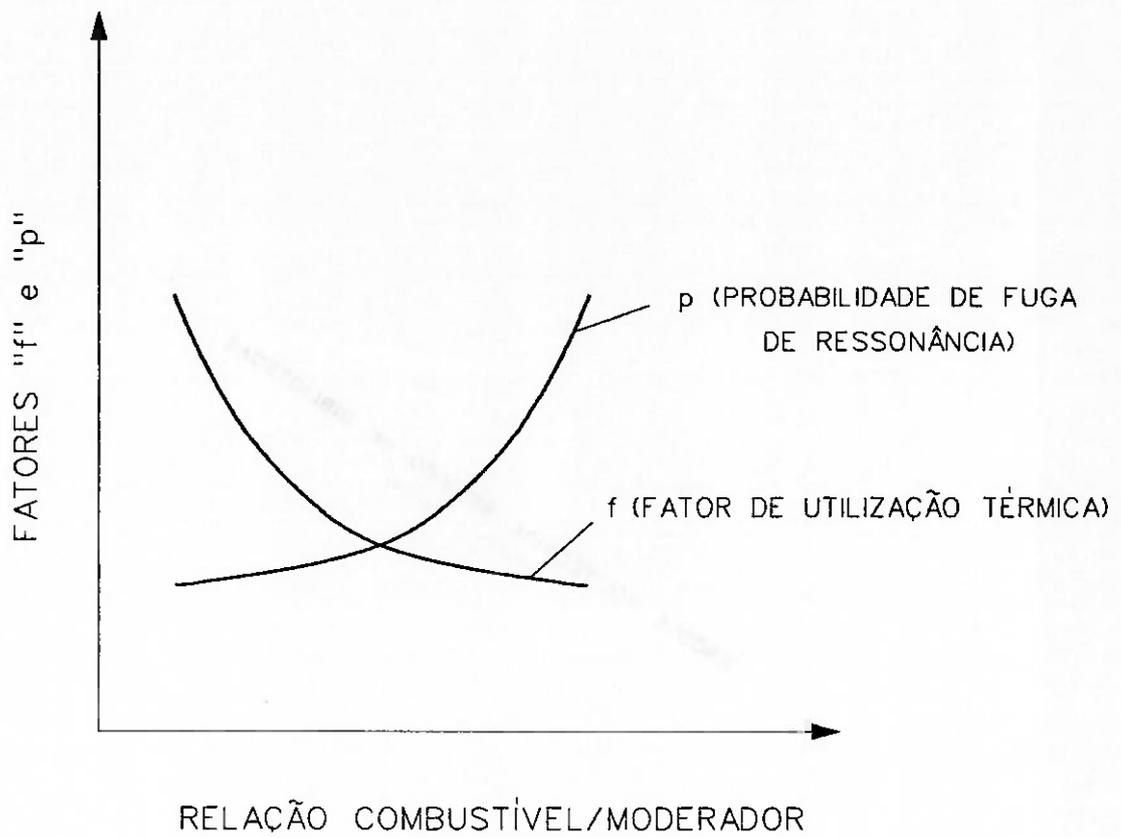


FIGURA 3.1.2 EFEITO DA VARIAÇÃO DA RELAÇÃO COMBUSTÍVEL/MODERADOR SOBRE OS FATORES "f" e "p"

ENRIQUECIMENTO (%)	NEUTRONS EFETIVOS $k$
NATURAL	1,32
1	1,48
2	1,73
3	1,84
4	1,89
5	1,93
10	2,01
25	2,05
50	2,07
75	2,075
100	2,08

TABELA 3.1.3. VALORES DE NEUTRONS EFETIVOS

### 3.2. Tipos de reatores

Tendo em vista as diversas combinações de moderadores, refrigerantes e elementos controladores, vários tipos de reatores foram desenvolvidos, procurando atender as necessidades e limitações impostas nos projetos de reatores. Tais limitações podem aparecer na forma de um curto prazo de desenvolvimento de projeto, abundância de determinados materiais, necessidade de pesquisas mais profundas, custo, tecnologia já desenvolvida ou a desenvolver, dimensões e outras. Assim, como exemplo pode-se citar os aspectos que definiram qual o tipo de reator que iria equipar a frota de submarinos nucleares americanos, reator tipo PWR como o que equipava o submarino Nautilus ou reator a Sódio Líquido como o que equipava o submarino Sea Wolf. A opção feita foi pelo reator tipo PWR que já havia demonstrado ter alta confiabilidade e por já possuir um grande desenvolvimento tecnológico na época, afastando-se a opção de reator com sódio líquido, que no seu desenvolvimento apresentou inúmeros problemas construtivos e de projeto, não apresentando boa confiabilidade, necessitando de um maior tempo para pesquisas e desenvolvimento.

Os reatores nucleares são classificados basicamente pelo tipo de refrigerante e pelo tipo de moderador, podendo ser classificados também pelo tipo de combustível. Assim, tem-se a seguinte classificação para os reatores :

- Reatores resfriados e moderados por água leve, incluído ai os reatores tipo PWR (Pressurized Water Reactor), e os tipo BWR (Boiling Water Reactor).
- Reatores resfriados por água pesada (tipo CANDU).
- Reatores moderados por líquido orgânico (OMR - Organic Moderated Reactor).
- Reatores resfriados por sódio (SGR - Sodium Graphite Reactor).
- Reatores resfriados a gás (GCR - Gas Cooled Reactor).
- Reatores rápidos (utilizam material fértil no núcleo).

- Reatores com combustível líquido.

Os reatores do tipo PWR, BWR, OMR, SGR e GCR são os que apresentam as melhores características para a aplicação na propulsão de embarcações, em função de suas características de troca térmica, dimensões ou custo. A escolha entre estes tipos de reatores para a propulsão de uma embarcação é função do grau de desenvolvimento tecnológico que se possui para um determinado tipo de reator, do custo envolvido, do tipo de embarcação e outros fatores como descrito no início do capítulo. Excluindo-se alguns submarinos da ex-U.R.S.S. e o submarino Sea Wolf, já desativado, que utilizam reator resfriado a sódio líquido, todas as outras embarcações com propulsão nuclear utilizam reator do tipo PWR, correspondendo a mais de 95% das embarcações existentes, considerando as militares e as civis.

Serão descritas a seguir as principais características dos reatores com viabilidade de aplicação naval, descrevendo suas vantagens e desvantagens para aplicação na propulsão de embarcações, sendo dada ênfase ao reator tipo PWR, devido à sua supremacia na aplicação naval.

### 3.2.1. Reator tipo BWR

Este reator teve seu desenvolvimento iniciado em 1953 no Argonne National Laboratory (E.U.A.) com o reator "Borax-I" que foi destruído em 1954 durante um teste de incursão de potência a 4%, sendo que em 1956 com o reator "Borax-III" mostrou-se a efetividade deste tipo de reator, e hoje existem 36 unidades em funcionamento nos E.U.A. para produção de energia elétrica (vide tabela 1.1.1)

No reator tipo BWR, a água leve é utilizada como moderador e como refrigerante. O vapor saturado formado no vaso é utilizado para impulsionar a turbina para a propulsão como mostra a figura 3.2.1.1., apresentando um arranjo esquemático deste tipo de reator.

No reator tipo BWR, o maior problema é a instabilidade que ocorre devido à utilização de vapor no estado saturado dentro do vaso do reator, que devido à sua menor capacidade de moderação causa distúrbios na reatividade do núcleo durante transientes. Assim, com um aumento na demanda de vapor (maior potência das turbinas), a pressão no vaso do reator diminui, aumentando a quantidade de vapor e por conseguinte diminuindo o poder de moderação da água, que reduz o fluxo de neutrons e a reatividade do núcleo. Com a redução na demanda de vapor, ocorre o inverso, a pressão no vaso sobe, aumentando a quantidade de água e o poder de moderação, aumentando a reatividade do núcleo.

Os reatores tipo BWR possuem por este motivo um controle de pressão do vaso, para um valor pré definido, atuando nas barras de controle para uma faixa de pressão em torno deste valor. No caso de um aumento súbito na pressão do vaso, um desvio é feito para o condensador de modo a aliviar esta pressão (figura 3.2.1.1.).

Como a água vai perdendo seu poder de moderação conforme a altura no elemento combustível, o fluxo de neutrons é mais acentuado na faixa inferior do elemento combustível, aproximadamente do fundo até 1/3 da altura do elemento

combustível, reduzindo acima desta faixa devido à formação de bolhas nas paredes das varetas de combustível, que possuem furos para facilitar o desprendimento destas bolhas, conforme mostra a figura 3.2.1.2.. Este fato associado à existência de separadores de umidade e secadores de vapor no topo do vaso, implicam na necessidade de se colocar o mecanismo de acionamento das barras de controle na parte inferior do vaso, o que contribui para o aumento na altura total do reator.

Nos reatores tipo BWR, não há a necessidade de pressurizador como no reator tipo PWR, pois a pressão e o nível do circuito são controlados no próprio vaso do reator. Como o vapor gerado para impulsionar as turbinas vem do próprio reator, não há a necessidade de se ter um vaso gerador de vapor, como nas instalações tipo PWR. Existem bombas de circulação, que utilizando ejetores promovem a circulação forçada de água do espaço anular do vaso para o núcleo do reator. Com a variação de velocidade das bombas pode-se controlar a reatividade do núcleo, pois com uma vazão reduzida ocorre uma diminuição do poder de moderação da água, reduzindo a reatividade do núcleo, ocorrendo o inverso com um aumento na vazão. Esta é uma outra forma de controle deste tipo de reator, podendo atuar numa faixa que vai até 30% da potência máxima. Parte da água do circuito é desviada para a remoção de produtos de corrosão e outros materiais suspensos, num processo de purificação.

Os reatores tipo BWR possuem como vantagens um menor número de equipamentos, reduzindo assim o tamanho da sua contenção e da blindagem necessária, podendo também operar a pressões mais baixas que um reator tipo PWR (na faixa de 40bar, com uma temperatura de 250°C), reduzindo assim as espessuras na parede do vaso do reator. Por outro lado, o fato de o mecanismo de acionamento de barras se situar na parte inferior do vaso, e a necessidade de maior altura deste para possibilitar a geração de vapor sem interferência com a reatividade do núcleo, determinam uma altura muito superior do vaso com relação ao de um reator tipo PWR. Ainda ao considerar-se a superfície livre existente no vaso do reator, a leitura e controle do nível de água se agravam devido aos movimentos do navio.

Outros problemas encontrados para a aplicação de um reator tipo BWR na propulsão naval estão relacionados com a instabilidade no controle da reação e com a estanqueidade da turbina e válvulas que operam com o vapor radioativo gerado no reator.

De modo a se aumentar a eficiência do reator tipo BWR e reduzir os problemas existentes com o controle, se desenvolveu um sistema dual, mostrado na figura 3.2.1.3., onde a água de alimentação é aquecida em um trocador casco tubo pelo refrigerante que sai da bomba de circulação, gerando vapor a baixa pressão para a turbina. Assim, quando a demanda de vapor aumenta há uma redução na temperatura da água que entra no reator, tendendo a aumentar a reatividade do núcleo, em confronto com a redução de pressão que ocorre no ciclo simples. Este tipo de sistema possui a desvantagem de ter mais um equipamento, um trocador de calor, e um conjunto menos compacto, devido a necessidade de desvio de parte do fluido primário, além das outras desvantagens citadas para o reator BWR de ciclo simples.

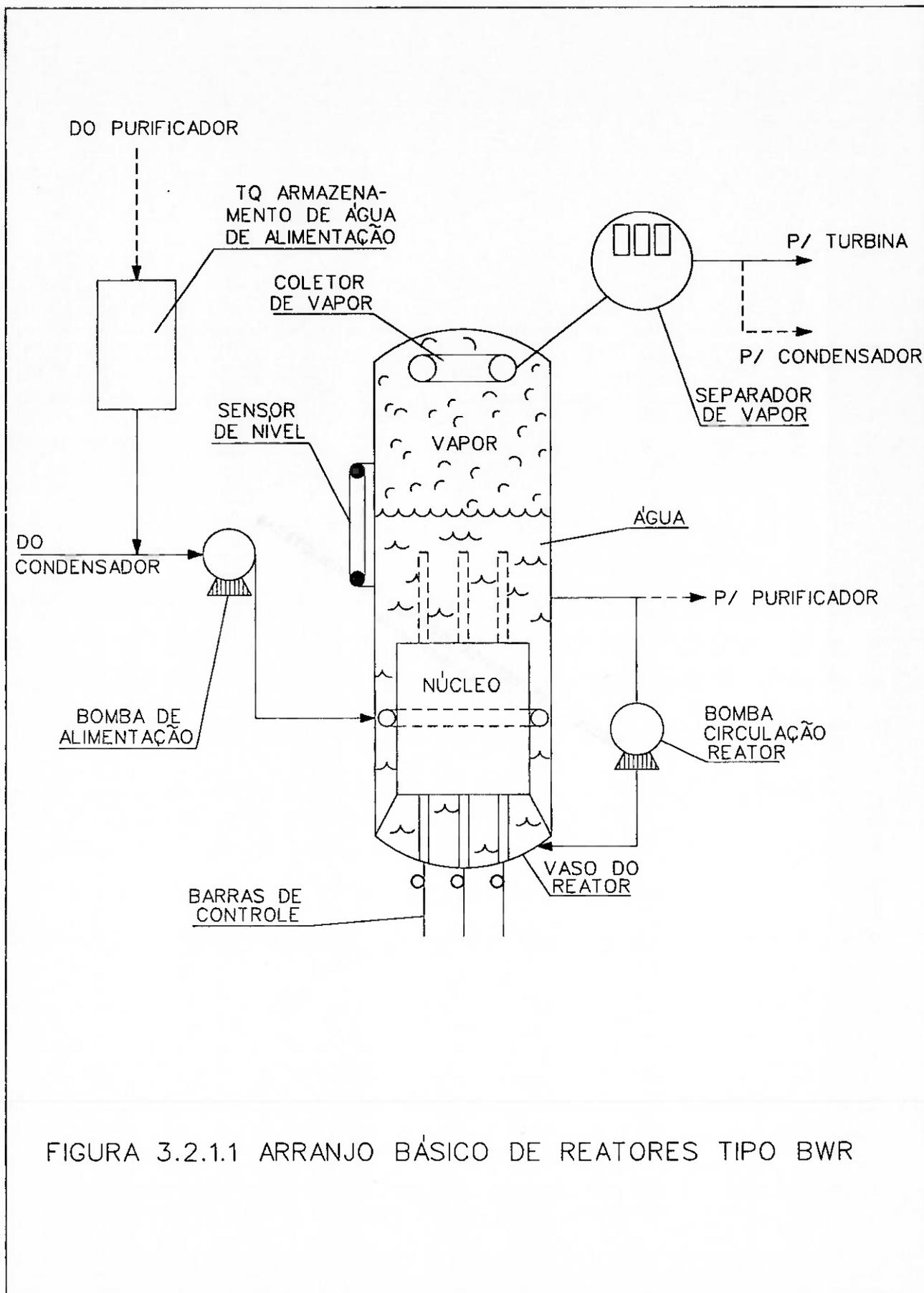
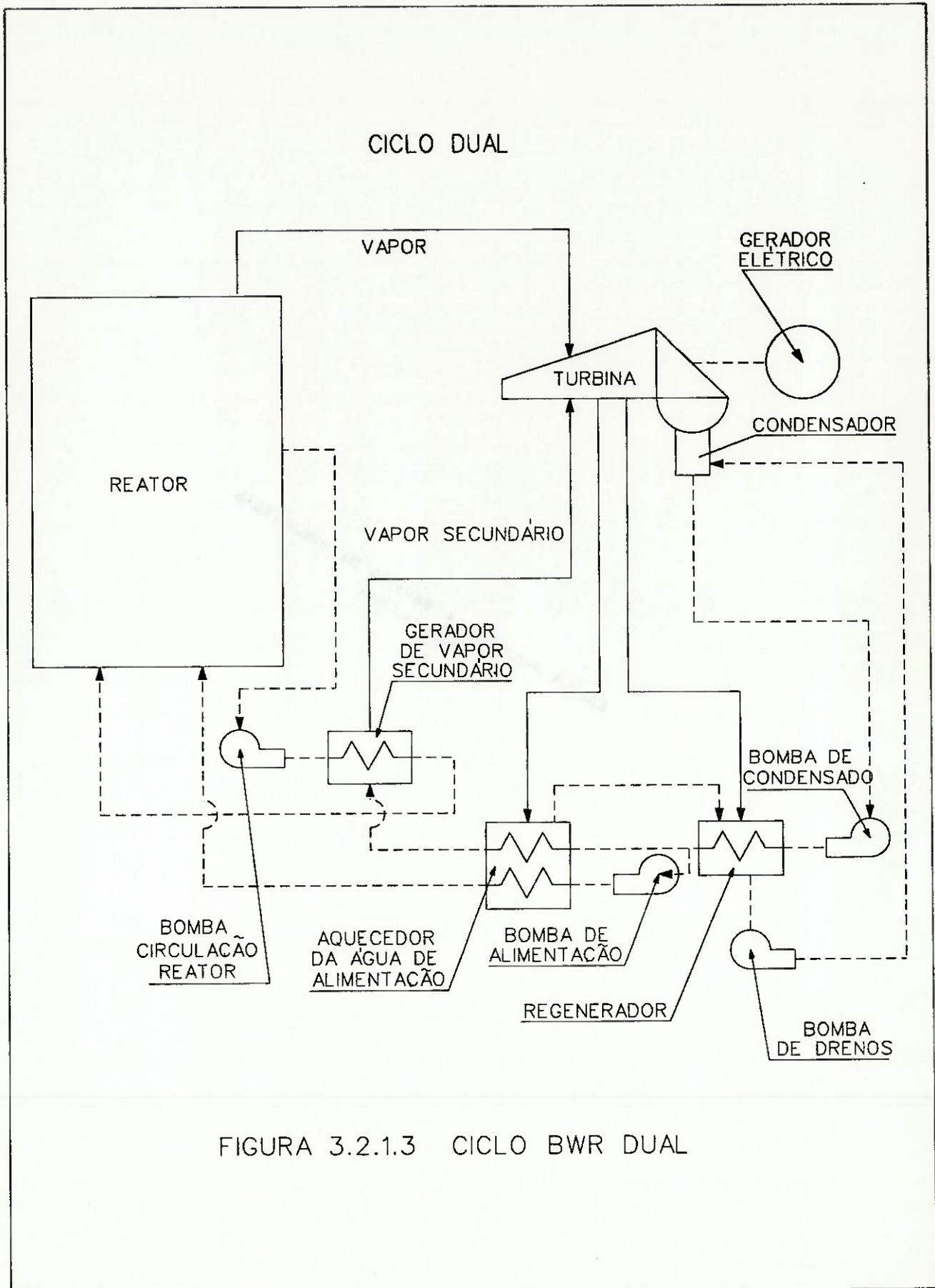


FIGURA 3.2.1.1 ARRANJO BÁSICO DE REATORES TIPO BWR



FIGURA 3.2.1.2. ELEMENTO COMBUSTÍVEL DE REATOR BWR



### 3.2.2. *Reatores moderados por líquido orgânico (OMR)*

Os reatores moderados por líquido orgânico já eram considerados no período que antecedeu o fim da segunda guerra mundial sendo entretanto viabilizados em 1961 com o reator de Piqua em Ohio-E.U.A. onde foi instalado para geração de energia elétrica na região.

Os líquidos orgânicos possuem em sua constituição básica hidrogênio e carbono, sendo ótimos moderadores. Eles também podem atingir elevadas temperaturas a baixas pressões, o que contribui mecanicamente para o projeto do vaso do reator, podendo ainda gerar vapor superaquecido, o que é desejável para o circuito de vapor.

Um exemplo de líquido orgânico é o Terfenil ( $C_{18}H_{14}$ ), que entra em ebulição a  $360^{\circ}C$  na pressão atmosférica, atingindo  $480^{\circ}C$  a 3,5bar de pressão, não podendo porém ultrapassar  $530^{\circ}C$ , quando entra em ignição espontânea, sendo inflamável a  $213^{\circ}C$  quando em contato com o ar.

O arranjo e constituição de um reator OMR é semelhante ao de um reator tipo PWR conforme mostra a figura 3.2.2.1., podendo contar com um superaquecedor e utilizando um gás inerte como controlador da pressão do circuito no próprio vaso do reator, possuindo o mecanismo de acionamento das barras de controle na parte inferior do vaso, de modo a evitar possíveis vazamentos de gás por este ponto.

A utilização de líquido orgânico, além de trazer as vantagens de trabalhar a baixas pressões e possuir um elevado poder de moderação, não é corrosivo e não reage com a água o que facilita o projeto e construção tanto do reator, suas tubulações e válvulas, como dos trocadores de calor. Os líquidos orgânicos são também pouco sucessíveis à radiação, não sendo ativáveis, o que facilita as operações de

manutenção, inspeção e reparo, contribuindo ainda na redução das espessuras de blindagem.

Os líquidos orgânicos possuem porém a desvantagem de se degradarem quando irradiados, reduzindo suas já baixas propriedades de troca térmica. Necessitam assim de grandes tanques para reposição de líquido, e sistemas auxiliares de purificação e remoção do produto degenerado.

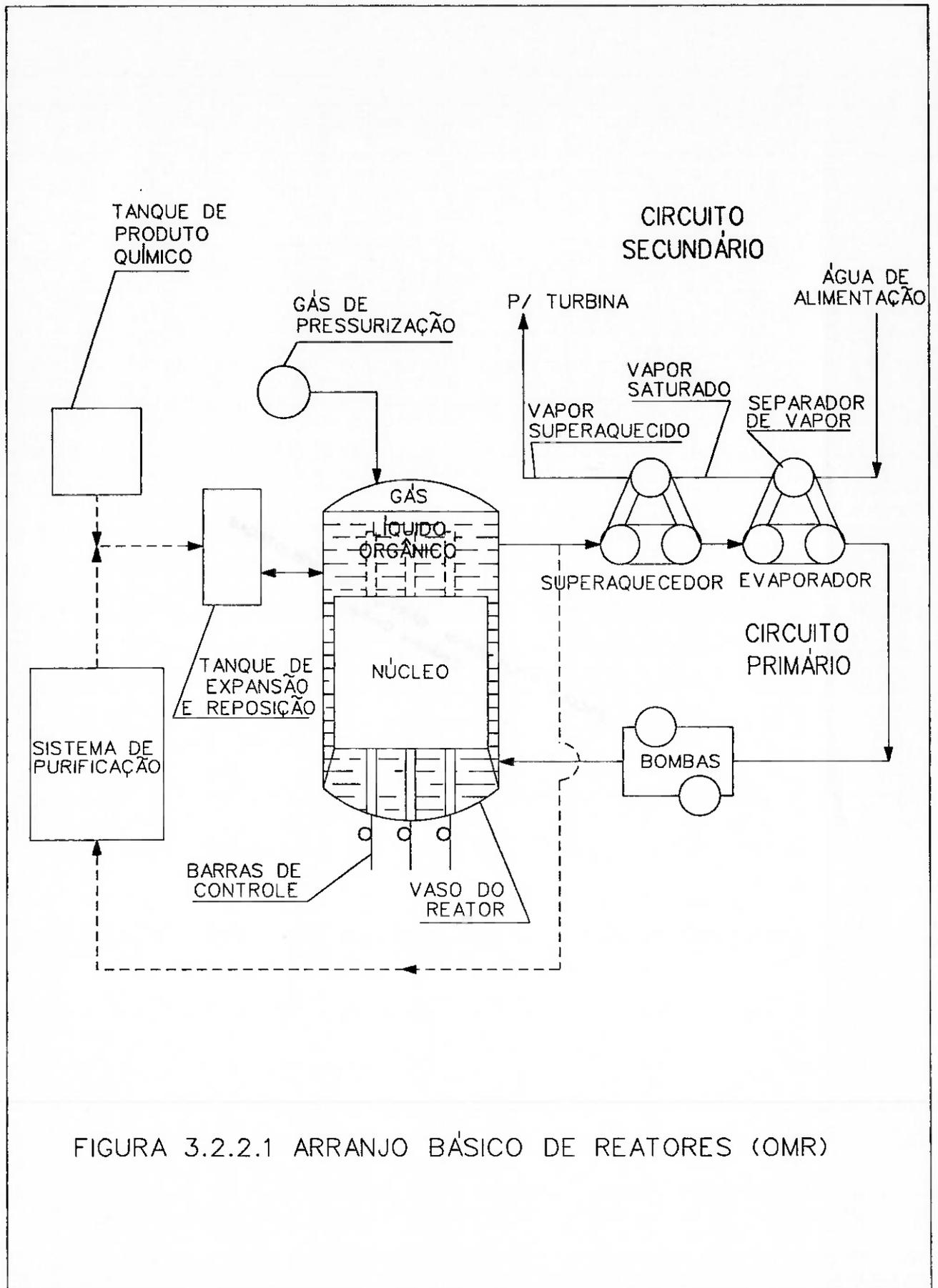


FIGURA 3.2.2.1 ARRANJO BÁSICO DE REATORES (OMR)

### 3.2.3. *Reatores resfriados por Sódio (SGR)*

Os reatores resfriados por sódio líquido tiveram seu desenvolvimento realizado quase que de forma paralela com os reatores do tipo PWR, vindo a equipar o submarino americano Sea Wolf em meados dos anos 50, sendo utilizado desde 1949 para a produção de plutônio.

O Sódio possui excelentes propriedades térmicas, sendo sólido à temperatura ambiente, e atingindo altas temperaturas ( $870^{\circ}\text{C}$ ) a baixas pressões (próximas da atmosférica), sendo assim um excelente refrigerante para a utilização em um reator e para a geração de vapor. O Sódio apresenta porém uma alta seção de choque de absorção de neutrons, cerca de 1000 vezes maior que a da água, sendo portanto um péssimo moderador. Para sanar esta deficiência do Sódio, utiliza-se como moderador grafite sólido de alta pureza, que possui boas características de moderação, podendo ainda suportar altas temperaturas no interior do vaso sem aumento da pressão neste.

Um arranjo típico do núcleo de um reator a sódio líquido é mostrado na figura 3.2.3.1. onde, no interior do vaso do reator, aproximadamente 85% do volume é ocupado pelo grafite sólido e 7% é ocupado pelo sódio, sendo por isto o reator também denominado reator sódio grafite. O grafite no núcleo é colocado em capsulas hexagonais facilitando a montagem de um núcleo de forma hexagonal e protegendo o grafite, pois devido à sua fragilidade quando irradiado e à sua porosidade necessita de um invólucro protetor, conforme mostra a figura 3.2.3.2.. Os elementos de controle possuem a seção transversal circular e não cruciforme como na maioria dos outros reatores.

Não existe uma posição predominante para o mecanismo de acionamento das barras de controle, que por estarem conectadas a um vaso de baixa pressão, proporcionam uma altura total menor que aquela encontrada nos reatores tipo PWR

de mesma potência, embora a grande quantidade de grafite induza um vaso com maiores dimensões.

Devido à alta ativação do sódio quando irradiado, gerando sódio-24, é usual ter-se um circuito intermediário utilizando também o sódio de modo a evitar uma perda de material radioativo em caso de vazamento do sódio do circuito primário para o circuito secundário, atuando como segurança da instalação, conforme mostra a figura 3.2.3.1..

O sódio reage fortemente com o oxigênio, sendo que quando em contato com o ar ou água, provoca uma forte reação química. Assim, dispositivos de proteção e de detecção de vazamento devem ser previstos para garantir uma operação segura da instalação.

O submarino Sea Wolf, segundo protótipo de submarino nuclear lançado pelos Estados Unidos, possuía um reator sódio grafite, tendo apresentado após aproximadamente um ano e meio de operação vazamentos no superaquecedor, chegando a substituir os feixes de tubo simples por feixes com encamisamento (parede dupla). Alguns submarinos da extinta U.R.S.S., principalmente os da classe ALFA, devem provavelmente utilizar reatores sódio grafite, dada a alta velocidade atingida e as pequenas dimensões do casco, característica de uma instalação propulsora com alta eficiência e pequenas dimensões.

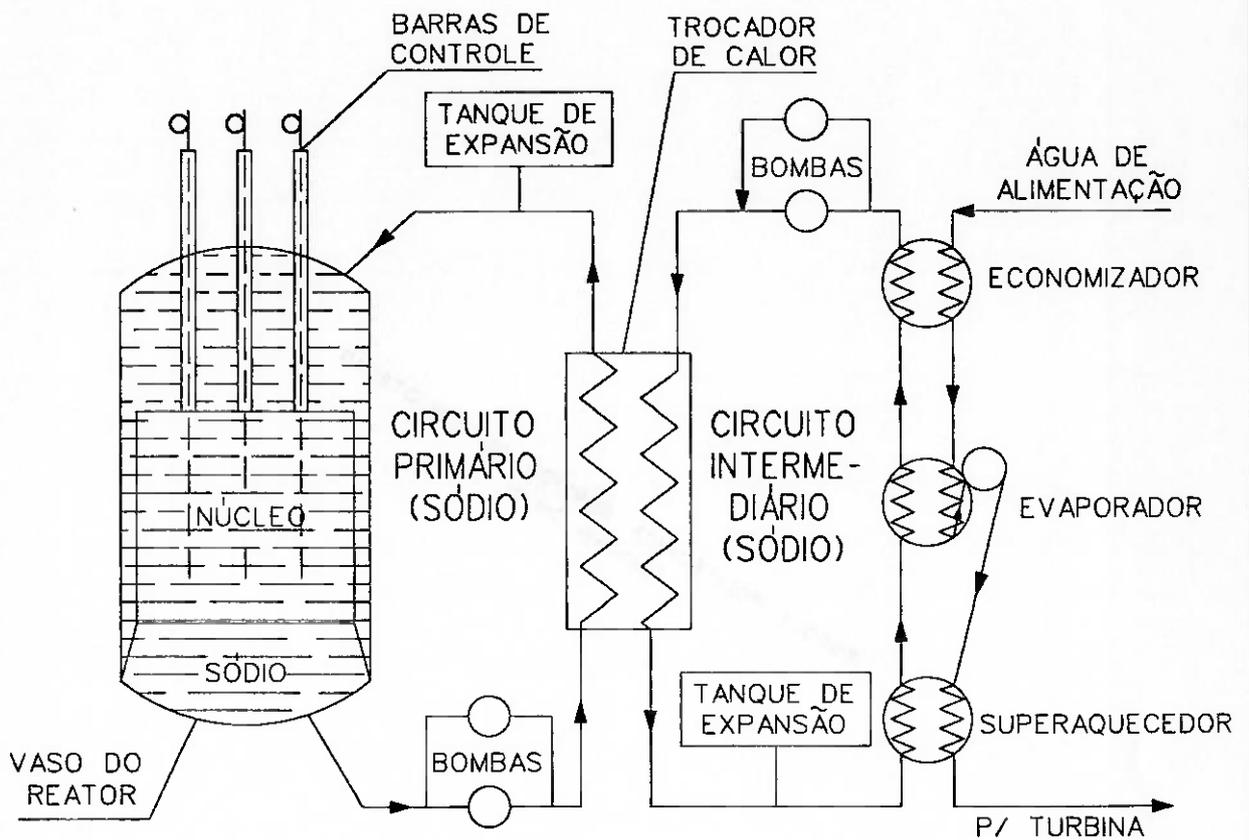
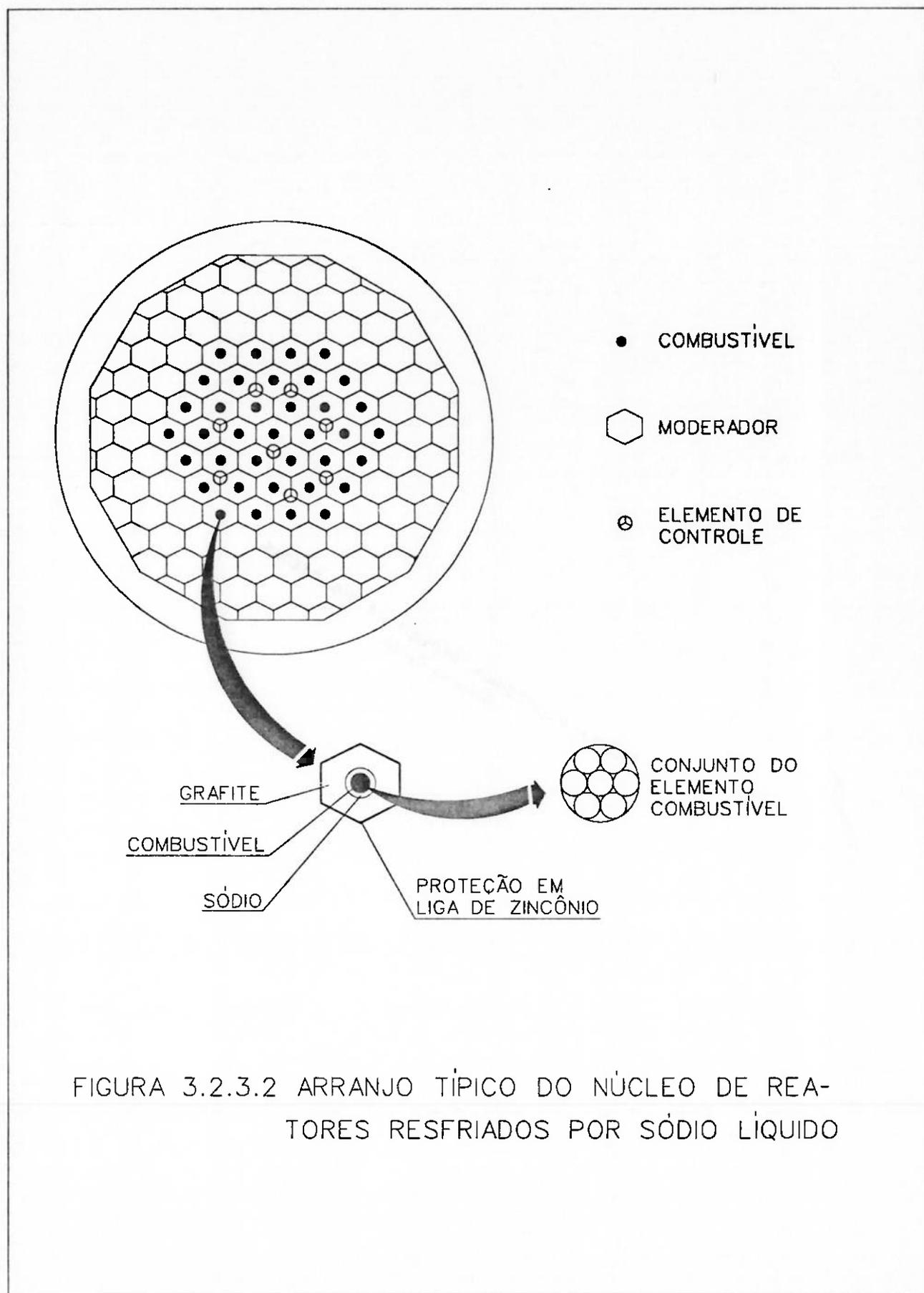


FIGURA 3.2.3.1 ARRANJO BÁSICO DE UM REATOR RESFRIADO A SÓDIO LÍQUIDO



### 3.2.4. *Reatores resfriados a gás (GCR)*

Os reatores resfriados a gás tiveram a sua utilização voltada inicialmente para a produção de plutônio no final dos anos 40, tendo um grande desenvolvimento na Inglaterra, onde possui uma utilização significativa para a produção de energia elétrica.

A utilização de gases para o resfriamento de reatores proporciona altas temperaturas para a geração de vapor, pois os gases como refrigerante podem atingir temperaturas de até 400°C, devendo porém operar a pressões altas de modo a reduzir a potência de bombeamento do gás. A figura 3.2.4.1. mostra um esquema básico de um reator tipo GCR, sendo muito semelhante ao de um reator tipo PWR.

Os gases mais freqüentemente utilizados em reatores do tipo GCR são o hélio e o dióxido de carbono, por serem os mais inertes quimicamente e nuclearmente. O dióxido de carbono é um gás de custo muito menor que o hélio, sendo utilizado em muitas instalações nucleares de terra na Inglaterra.

A moderação nestes reatores é feita com grafite sólido, devido ao baixo poder de moderação dos gases. Devido à baixa absorção de neutrons e ao espaço livre deixado pelo gás entre o moderador e o combustível, há uma maior perda de neutrons que nos outros reatores.

A maioria dos gases utilizados em reatores GCR não é ativável, sendo por isto de operação segura, pois reduzem a quantidade de radionuclídeos livres no caso de um vazamento. Este é ainda um fator importante com relação à manutenção, reparos e inspeção da planta, proporcionando menor tempo de parada para descontaminação e maior tempo permissível nas regiões próximas do reator.

O dióxido de carbono e o grafite quando em contato por um período de tempo elevado, sob o efeito da radiação e das altas temperaturas, interagem alterando

suas características de refrigeração e moderação, limitando assim as temperaturas de operação do reator.

Os reatores do tipo GCR apresentam como desvantagens a alta potência necessária para o bombeamento do gás, as grandes dimensões do núcleo, as grandes dimensões do compressor e dos dutos para os gases, além apresentar maiores dificuldades de estanqueidade dos equipamentos e tubulações. Citando como exemplo os dados do reator inglês de Cader Hall, que apresentava um vazamento diário inicial de duas toneladas de dióxido de carbono, sendo reduzido após aproximadamente cinco anos para uma taxa de meia tonelada por dia.[23]

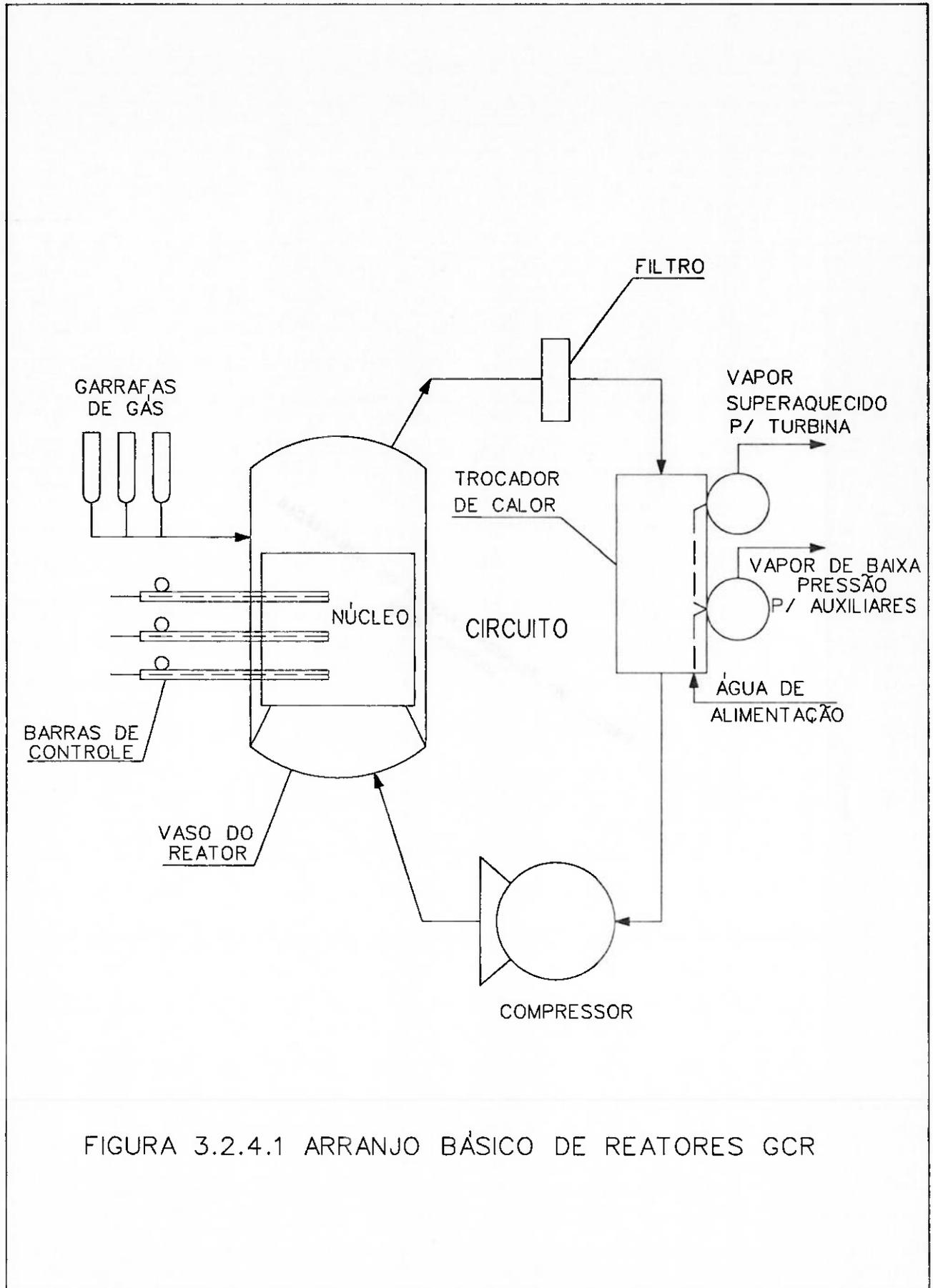


FIGURA 3.2.4.1 ARRANJO BÁSICO DE REATORES GCR

### 3.2.5. Reatores de Potência tipo PWR

Os reatores do tipo PWR tiveram seu desenvolvimento iniciado com o programa da marinha americana para construção de um submarino com propulsão nuclear, o Nautilus, sendo este o primeiro reator desenvolvido a gerar energia em escala não experimental. Os Reatores tipo PWR são os mais largamente utilizados na geração de energia, devido às boas características da água como refrigerante e como moderador, aliado à sua simplicidade, com um baixo custo, grande confiabilidade e facilidades de controle. Devido a estas características, os reatores do tipo PWR são predominantes na propulsão de embarcações.

Podemos dividir uma instalação nuclear tipo PWR em dois circuitos distintos, primário e secundário conforme mostra a figura 3.2.5.1.

No circuito primário é onde ocorre a geração de calor através da fissão nuclear, e onde fica contida a maioria dos equipamentos que trabalham diretamente com o refrigerante. A tubulação ligada à saída do reator é dita perna quente, e aquela ligada à saída do gerador de vapor, passando pelas bombas de circulação e voltando para o reator é dita perna fria. Como equipamentos principais do circuito primário temos o vaso do reator onde está contido o combustível e onde ocorre a fissão, abrigando ainda o dispositivo de controle da reação. As bombas de circulação que garantem o fluxo do refrigerante através do circuito primário. O gerador de vapor onde é feita a troca de calor entre o fluido do circuito primário e o fluido do circuito secundário. O pressurizador que tem a função de controle de pressão e nível do refrigerante no circuito primário.

De modo a ilustrar os componentes de uma instalação propulsora nuclear, são apresentadas as características dos principais equipamentos do circuito primário do navio cargueiro japonês Mutsu (10000 SHP). A figura 3.2.5.2. apresenta um reator de aplicação naval, mostrando o mecanismo de controle da fissão e a região onde o

núcleo radioativo fica abrigado. O vaso apresenta uma barreira térmica feita pelo próprio refrigerante através de um canal descendente ligado à entrada do reator. Esta barreira, além de atuar na redução de tensões térmicas devido a alta temperatura do núcleo, funciona como uma barreira para a radiação, contribuindo para a blindagem do reator. As dimensões básicas do vaso são, diâmetro de 1752 mm por 5485 mm de altura, pesando 70000 Kg em condição de operação. A quantidade de reatores em uma planta de propulsão depende da aplicação e potência da instalação, sendo usual a utilização de um reator para uma planta com potência de até 25000 SHP.

A figura 3.2.5.3. mostra a bomba de circulação do refrigerante, do tipo encapsulada resfriada por uma serpentina ao redor do motor. Estas bombas possuem um diâmetro de aproximadamente 700 mm por 2500 mm de altura e peso operacional de aproximadamente 4000 Kg. Usualmente utilizam-se de duas a três bombas por gerador de vapor da planta, sendo uma reserva.

Na figura 3.2.5.4. tem-se o gerador de vapor que nada mais é que um trocador casco/tubo vertical, possuindo um separador de umidade no topo, devido ao vapor saturado que é gerado. Devido aos movimentos do navio e à superfície livre no gerador de vapor, são colocados mais de um sensor de nível e pressão para um mesmo parâmetro de controle, sendo usual três sensores redundantes. Este tipo de redundância é comum em instalações nucleares, devido à necessidade de maior confiança nos dados obtidos de instrumentos, e as dificuldades de reparo com a instalação em operação. As dimensões do gerador de vapor são da ordem de 1364 mm de diâmetro na região mais larga por 5331 mm de altura total, o que requer mais de um ponto de suportaç o ao longo da sua altura. O gerador de vapor possui um peso operacional de aproximadamente 11000 Kg. Normalmente s o utilizados dois geradores por reator, embora a quantidade seja funç o das caracter sticas do reator.

O pressurizador mostrado na figura 3.2.5.5. controla a press o do circuito. Atrav s de resist ncias el tricas no seu corpo, aumenta-se a press o no circuito com o aquecimento da  gua no pressurizador. Atrav s de um "spray" de  gua no topo pode-se borrifar  gua vinda de um trecho de menor temperatura do circuito,

condensando assim o vapor existente no pressurizador e reduzindo a pressão no circuito. O pressurizador possui diâmetro de 1082 mm por 3260 mm de altura, sendo usual um pressurizador por reator.

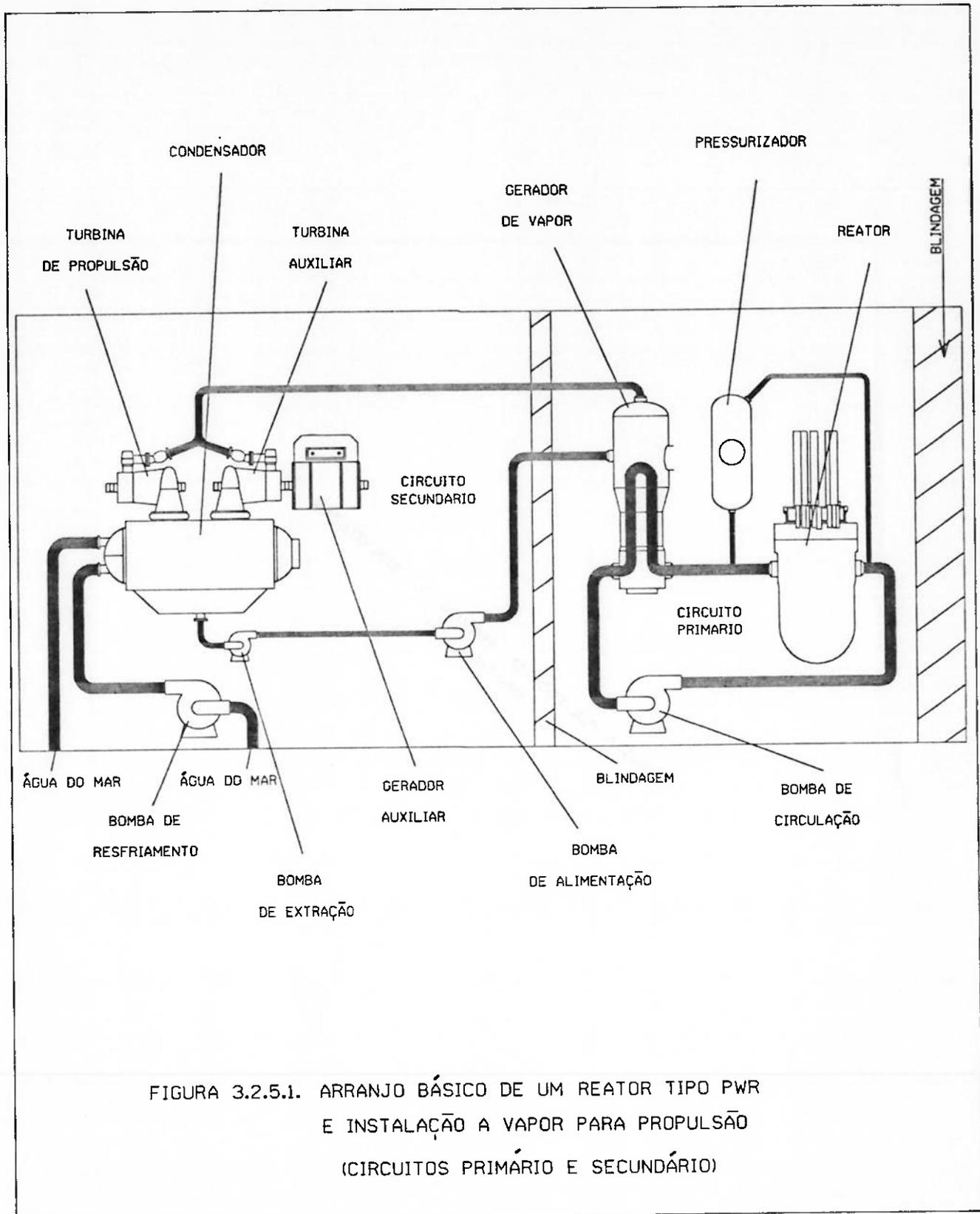
O circuito primário pode ser do tipo "loop" (figura 3.2.5.6.), onde os equipamentos se encontram separados fisicamente e interligados por tubulações, ou integrado (figura 3.2.5.7.) onde o gerador de vapor é integrado ao vaso do reator formando um único corpo, onde pode também estar adaptada a carcaça da bomba de circulação. O circuito integrado fornece um conjunto mais compacto para a instalação, podendo porém implicar em dificuldades de manutenção, uma vez que os equipamentos do circuito primário estão montados em um só corpo.

Além dos equipamentos citados, o circuito primário possui equipamentos de apoio, que atuam na purificação, controle químico e drenagem do refrigerante, bem como na segurança da instalação.

O circuito secundário opera com o mesmo princípio das plantas nucleares convencionais a vapor, sendo composto basicamente de turbina, condensador, bombas de condensado e bombas de alimentação. A caldeira é substituída pelo gerador de vapor do circuito primário, e o condensador é resfriado pela água do mar.

Os circuitos Primário e Secundário podem possuir várias configurações dependendo da aplicação da embarcação onde serão instalados, mas o princípio básico é aquele descrito anteriormente. As alterações na configuração dos circuitos são feitas de modo a otimizar uma determinada embarcação, conferindo-lhe aspectos diferenciados de arranjo, segurança, materiais, bem como características térmicas.

Os fatores que influem nesta diferenciação das instalações nucleares de propulsão serão abordados neste capítulo sob aspectos técnicos limitantes para os circuitos Primário e Secundário.



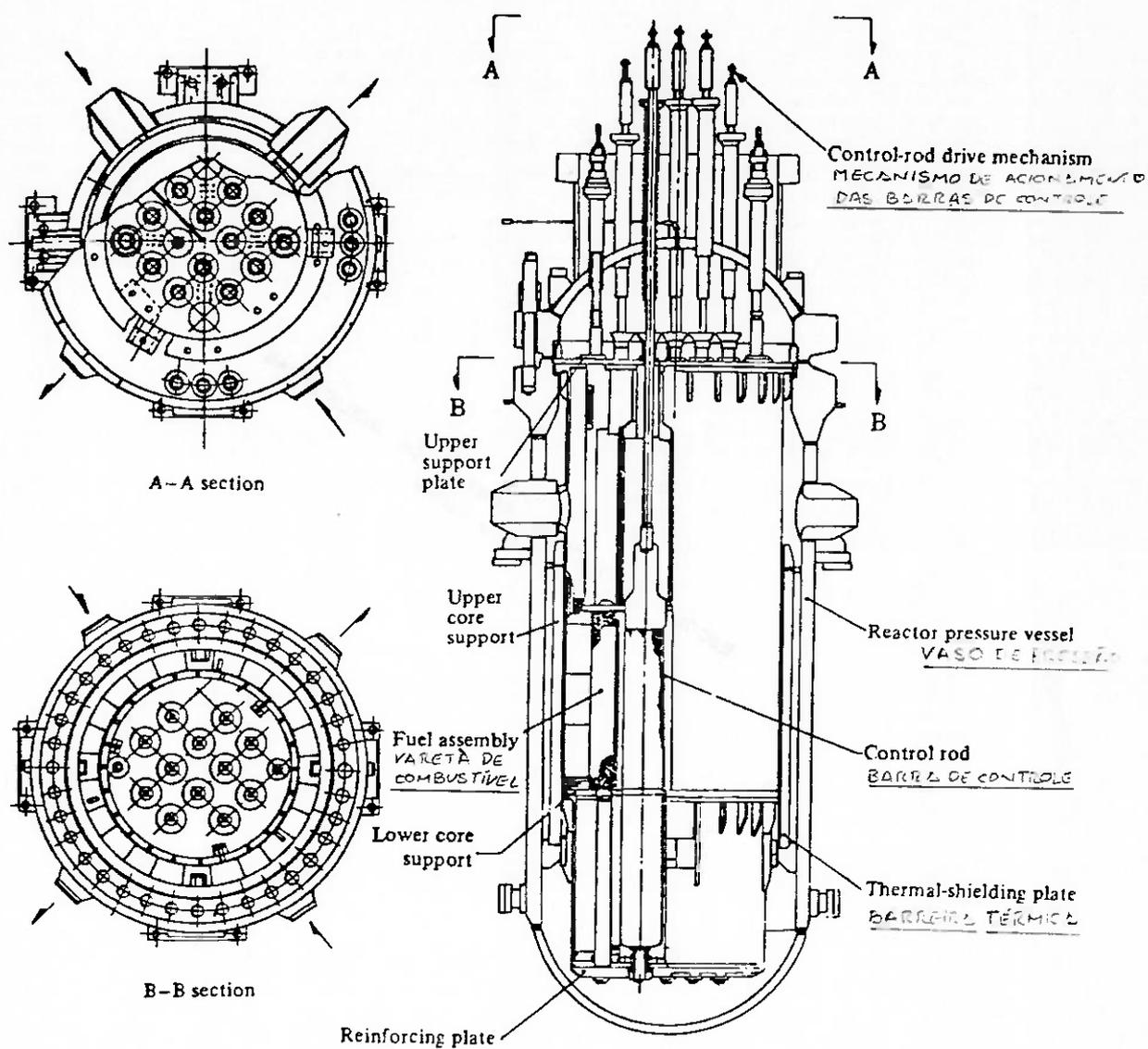


FIGURA 3.2.5.2 VASO DO REATOR DO NAVIO MUTSU

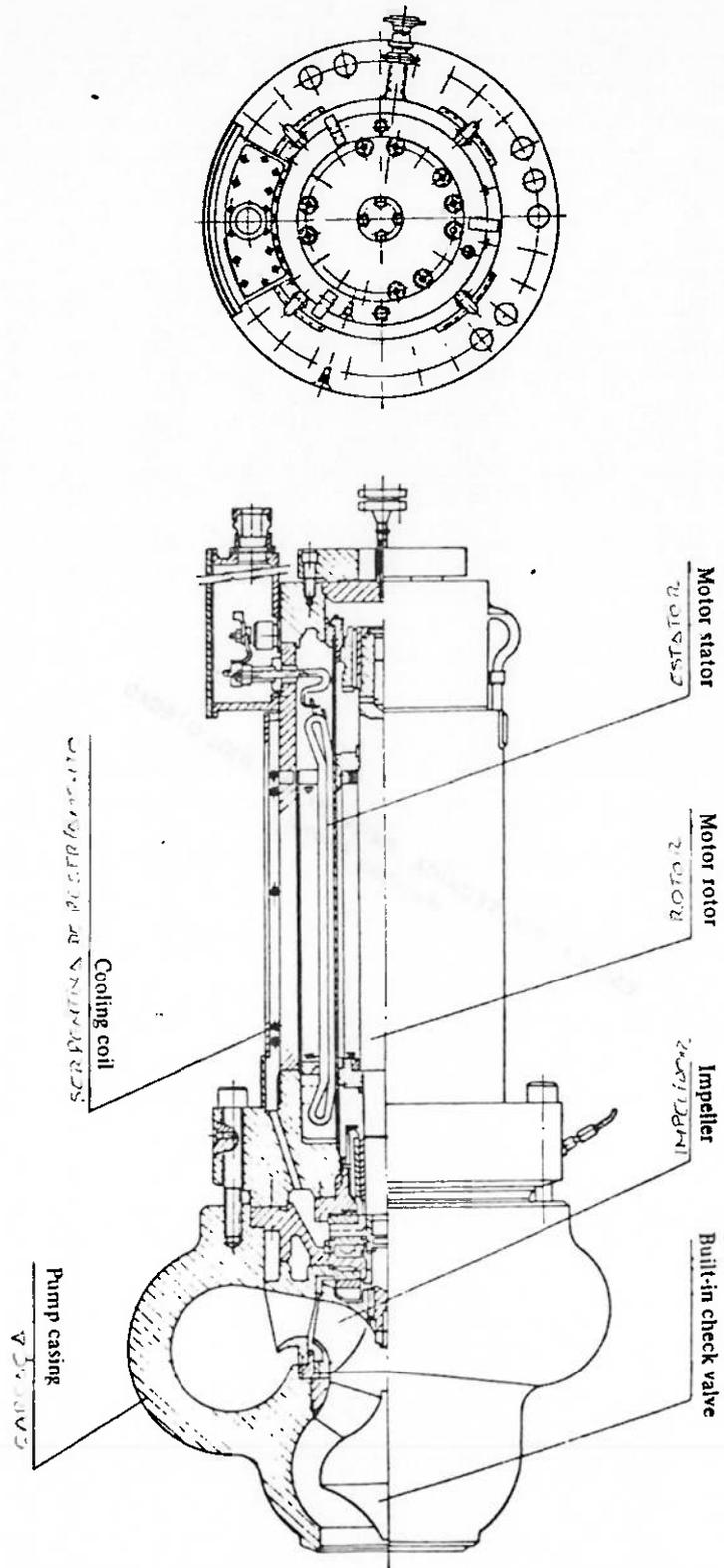


FIGURA 3.2.5.3 BOMBA DE CIRCULAÇÃO DO NAVIO MUTSU

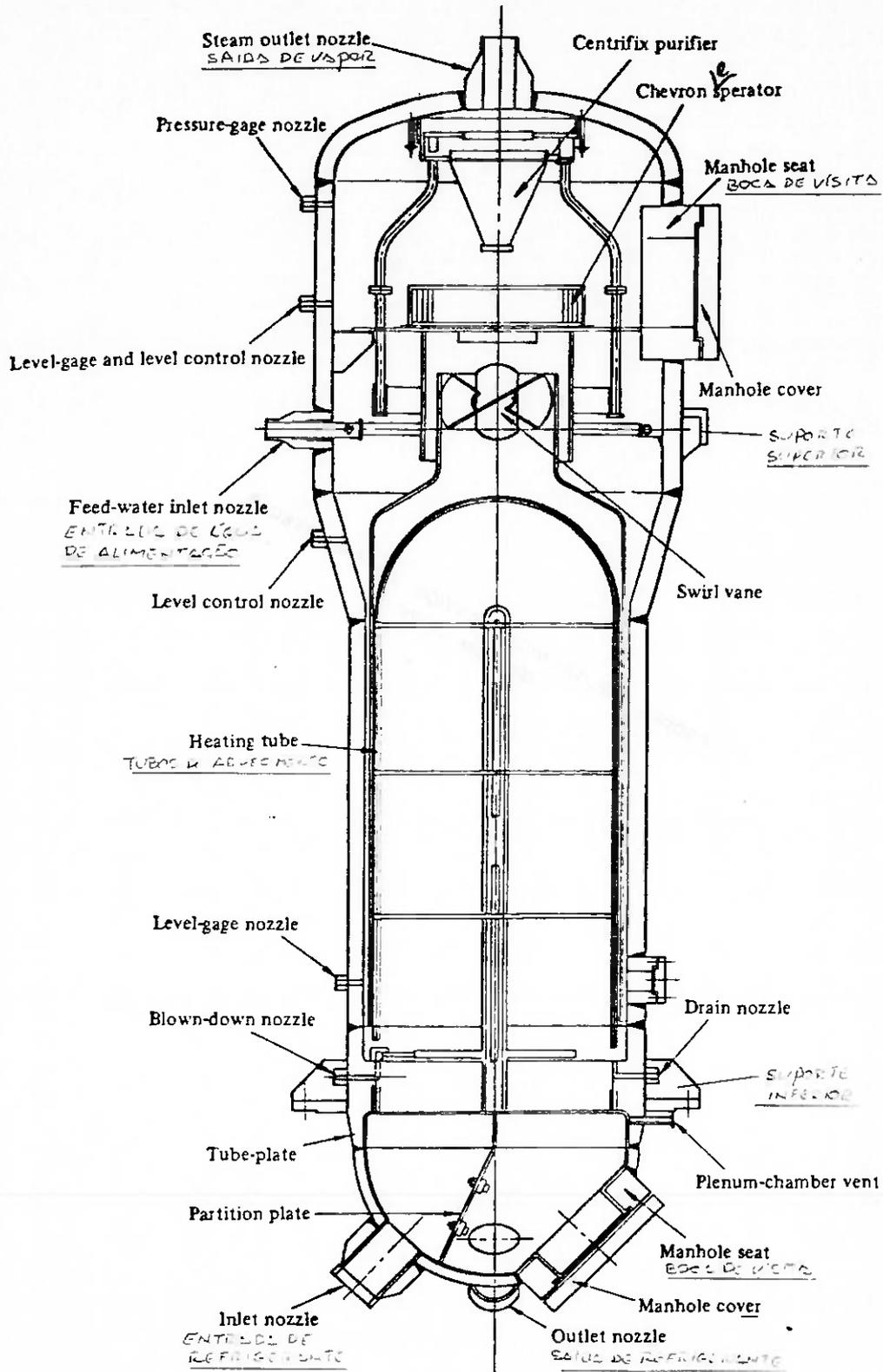


FIGURA 3.2.5.4 GERADOR DE VAPOR DO NAVIO MUTSU

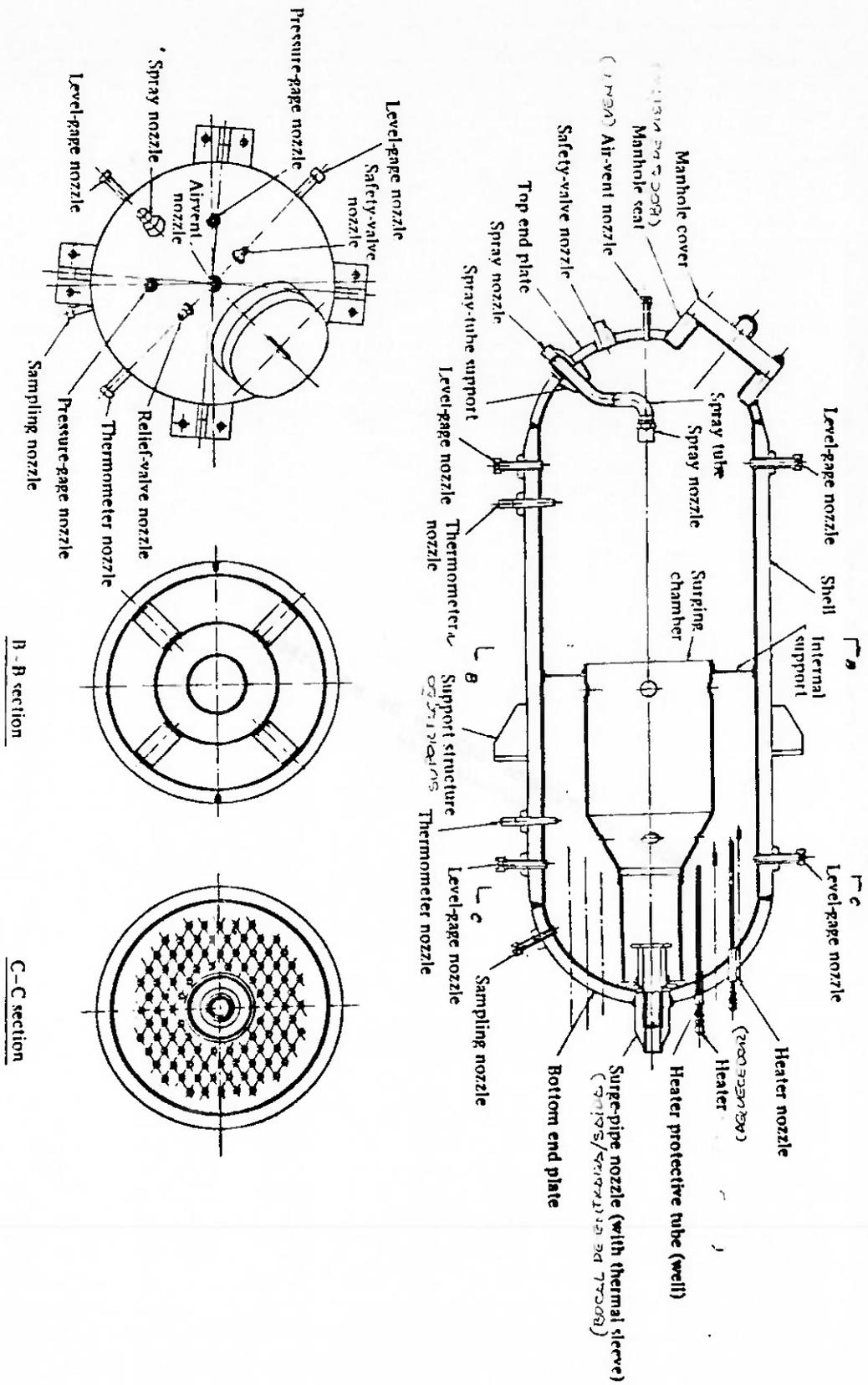


FIGURA 3.2.5.5 PRESSURIZADOR DO NAVIO MUTSU

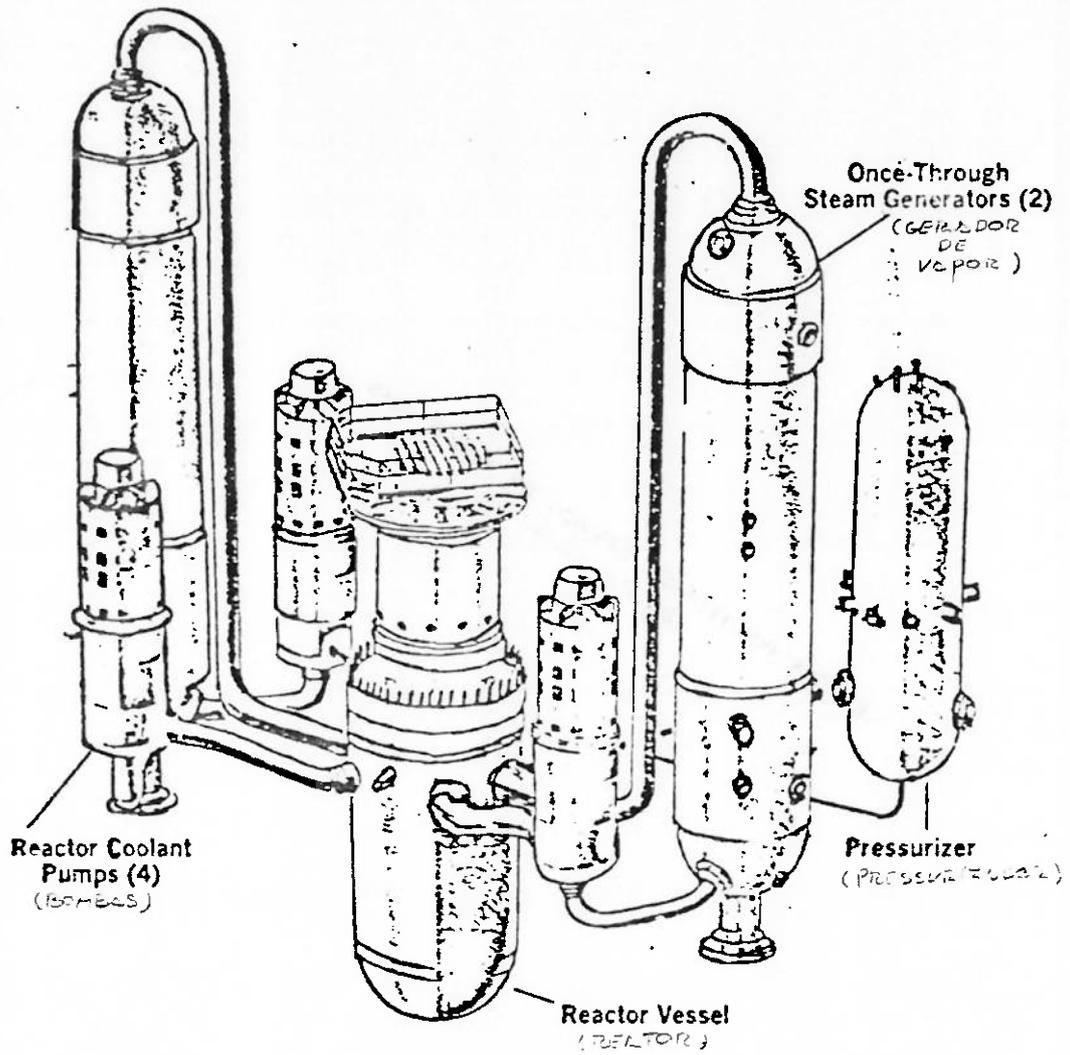


FIGURA 3.2.5.6 CIRCUITO PWR TIPO LOOP

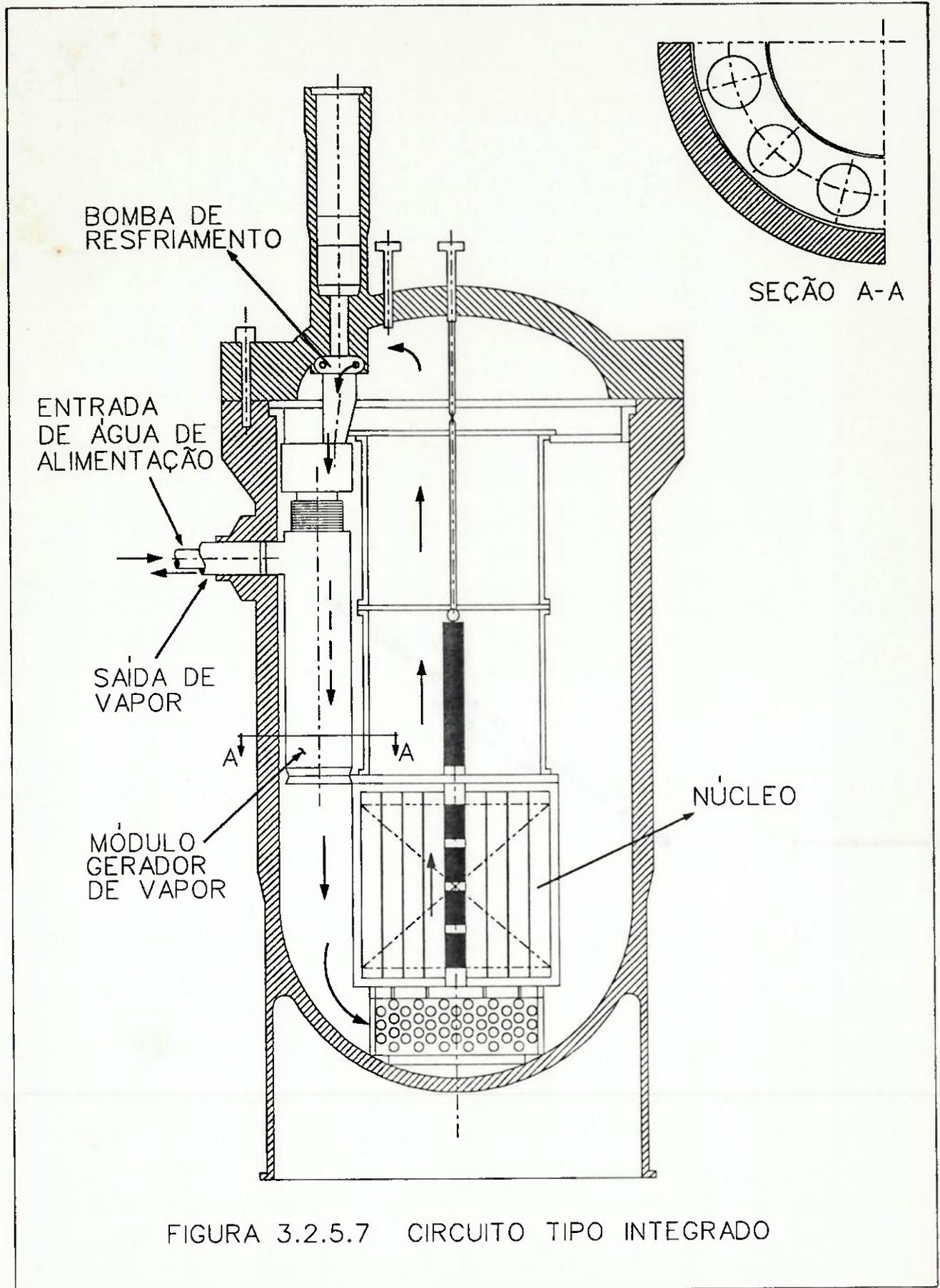


FIGURA 3.2.5.7 CIRCUITO TIPO INTEGRADO

### 3.2.5.1. Circuito Primário

O vaso de um reator tipo PWR é fabricado em aço carbono com revestimento (clad) em aço inox, de modo a suportar as altas pressão e temperatura de operação, da ordem de 150 bar a 350°C num ambiente corrosivo.

O elemento combustível é normalmente  $UO_2$ , um material cerâmico que suporta temperaturas elevadas, da ordem de 2400°C, mas que possui uma baixa condutividade térmica, da ordem de 3,7 Kcal/mh°C. O combustível é arranjado em varetas cilíndricas feitas de "zircalloy", de modo a suportar a ação dos neutrons, a corrosão da água e a elevada temperatura do núcleo. O espaço entre a vareta e o elemento combustível é preenchido por um gás inerte, sendo normalmente utilizado o Hélio

O refrigerante de um reator tipo PWR necessita trabalhar com pressões elevadas, pois se deseja que o seu estado seja líquido nas altas temperaturas necessárias para a geração de vapor no circuito secundário. Assim a pressão do refrigerante determina a temperatura máxima do vapor gerado. Devido a limitações técnicas, tais como a dificuldade de se garantir as propriedades das soldas em chapas com espessura acima de 228mm, apenas pressões da ordem de 140 bar a 175 bar podem ser praticadas.[23]

A formação de películas de vapor sobre a vareta de combustível, que ocorre quando a temperatura da superfície da vareta ultrapassa um determinado valor com relação à temperatura média do refrigerante à pressão de trabalho (DNB - Departure from Nucleate Boiling), além de formar um isolamento térmico local, aumentando a temperatura nesta região e afetando estruturalmente a vareta, atua negativamente sobre o poder de moderação da água, afetando a cadeia de reações nucleares. Assim, embora a operação do reator na faixa de ebulição nucleada contribua para aumentar o fluxo de calor, ela deve ser evitada. Contudo, na prática há

uma certa tolerância para que ela ocorra. A maior preocupação no caso de ocorrência de ebulição nucleada em um dos canais de circulação de refrigerante no núcleo do reator, é que com o seu surgimento há um aumento na perda de carga sobre aquele canal, e como os canais são alimentados por uma tomada comum (header), haverá uma tendência de aumento na formação de bolhas e conseqüente aumento na perda de carga do canal, até que ocorra sua queima com danificação de varetas e possível perda de combustível. Assim, no projeto de reatores procura-se ter a temperatura da superfície da vareta inferior à temperatura de saturação do refrigerante à pressão de operação do reator.

Aspectos relacionados à corrosão, são também limitantes num reator tipo PWR, pois a adição de produtos inibidores de corrosão pode vir a produzir radionuclídeos (elementos radioativos) devido à ativação destes produtos, aumentando o poder de contaminação do circuito primário, e necessitando de blindagem adicional. A velocidade do refrigerante no circuito é outro fator limitante, devido a problemas de erosão, estando na faixa de 7.5 a 10.5 m/s.

### 3.2.5.2. Circuito Secundário

Do ponto de vista termohidráulico, a baixa temperatura do refrigerante no circuito Primário (300 °C na saída do reator), não permite a geração de vapor de alta pressão no circuito secundário. Na maioria das instalações nucleares de propulsão o vapor é gerado a uma pressão de 38 bar, cuja temperatura de saturação é de 250°C com título da ordem de 99%. Nestas condições, há uma perda na eficiência da turbina quando em comparação com as instalações convencionais, apresentando ainda problemas de corrosão e erosão de suas palhetas devido ao estado saturado do vapor de entrada, e exigindo a utilização de materiais mais resistentes além de separadores de umidade. Normalmente se utilizam turbinas de impulso[25], onde a expansão ocorre nos difusores fixos, de onde é possível se fazer a extração da umidade, conforme mostra a figura 3.2.5.2.1.. O superaquecimento do vapor seria possível através de um passe da linha de vapor pelo vaso do reator, o que iria no entanto aumentar o espaço ocupado pela instalação, bem como criar um outro ponto de fuga de radiação além daqueles existentes devido, por exemplo, aos próprios bocais do vaso do reator. Existem propostas para o superaquecimento do vapor através de aquecedores utilizando óleo combustível. No entanto esta solução também penalizaria a instalação com um volume maior além de necessitar de área para armazenar combustível.

Em navios de superfície convencionais o vácuo no condensador é da ordem de 0,05 bar, procurando uma maior eficiência para obter um menor consumo de combustível. Os valores da pressão e temperatura do vapor saturado no condensador variam em função do tipo de embarcação. Assim, em embarcações onde espaço e peso são aspectos críticos, como em submarinos e navios rápidos, admite-se vácuo da ordem de 0,18 bar(abs). Esta pressão é um compromisso entre a perda de eficiência do ciclo e a redução de peso e volume ocupado pelo conjunto turbina-

condensador. Esta redução é ocasionada pela diminuição do volume específico do vapor nestas condições e menor área de troca de calor necessária para o condensador, uma vez que a diferença de temperatura para com a água de resfriamento (água do mar) aumenta. Porém, a utilização de maiores pressões no condensador implica em aumento nas dimensões do gerador de vapor devido a um aumento na vazão de vapor e na área de troca de calor necessária, apesar do aumento da temperatura de entrada da água de alimentação. Este aumento influi nas dimensões da blindagem secundária, que aumenta em peso e dimensão. A figura 3.2.5.2.2. mostra esta influência da pressão no condensador sobre o peso de uma instalação nuclear de propulsão, onde o fator de maior contribuição para este aumento no peso está associado com o fato de haver um aumento na área de blindagem. A figura 3.2.5.2.3. mostra a variação de peso do conjunto turbina/condensador, do volume de água do circuito e da área de troca de calor no condensador em função do vácuo neste. Verifica-se uma grande influência nas dimensões e peso do condensador com o vácuo de operação. No apêndice "A" é apresentado o memorial de cálculo de dois condensadores hipotéticos ligados a uma instalação nuclear com mesma potência de propulsão de modo a ilustrar o que ocorre na figura 3.2.5.2.2. e 3.2.5.2.3.. Vemos que a variação na pressão do condensador de 0,05bar para 0,1bar acarreta uma redução na área de troca do condensador de aproximadamente 50%, devido ao aumento no diferencial de temperatura entre a água de resfriamento (água do mar) e o vapor saturado do condensador. Por outro lado, seguido a esta redução ocorre um aumento na vazão de vapor de modo a igualar a potência das turbinas, e aumento na temperatura da água de alimentação, exigindo maior área de troca no gerador de vapor. Ocorre também um pequeno aumento no calor gerado pelo reator devido a uma redução na eficiência do ciclo, acarretando com isto num aumento das dimensões do vaso do reator. O fato de se aumentar as dimensões dos equipamentos do circuito primário reflete sobre a área necessária para blindagem, tanto a primária quanto a secundária, o que implica em aumento de peso e espaço ocupado na embarcação. Estas considerações foram tratadas de forma genérica, não considerando variações na eficiência da turbina ou demais

equipamentos do ciclo, nem se analisando possíveis modificações no núcleo do reator e nas características térmicas do refrigerante de modo a manter as dimensões do vaso do reator e equipamentos do ciclo primário sem afetar a blindagem. Em submarinos há ainda uma redução na temperatura da água do mar conforme a profundidade e região de operação, podendo variar em média de 30°C na superfície até 7°C a 300m de profundidade na região dos trópicos, permitindo em algumas situações um aumento na eficiência do ciclo.

A temperatura do vapor na saída do gerador de vapor poderia ser aumentada procurando uma maior eficiência, já que a temperatura do refrigerante é da ordem de 300°C. Isto implica porém, num aumento da área de troca de calor do gerador de vapor para esta redução na diferença de temperatura entre o refrigerante e a água de alimentação, requerendo um gerador de vapor de maiores dimensões e por conseqüência de maior área de blindagem secundária, culminando num aumento de peso e volume ocupado pela planta propulsora

Na propulsão nuclear o combustível é praticamente ilimitado comparando-se com a propulsão convencional, havendo, para os navios cargueiros testados, quatro trocas de combustível durante toda a vida útil da embarcação, sendo que em embarcações militares modernas não há troca de combustível durante toda a vida útil da embarcação. Em embarcações com propulsão convencional a vapor, a eficiência do ciclo tem grande influência no consumo de combustível, onde se procura o menor consumo possível por motivos de custos e redução do peso e espaço ocupado pelo combustível. Assim para as plantas nucleares pequenas melhorias na eficiência do ciclo secundário podem ser desconsideradas caso não ofereçam outra vantagem que não apenas uma pequena melhoria da eficiência térmica. Em embarcações de superfície com propulsão nuclear o circuito secundário é muito semelhante ao encontrado nas modernas plantas a vapor para propulsão, utilizando porém vapor saturado a baixa pressão ao invés de vapor superaquecido a alta pressão, operando por isso em faixas de eficiência inferiores (de 20% a 23%), mesmo utilizando extrações para regeneração. Em instalações onde o espaço físico é prioritário, como é o caso de

submarinos, não são feitas extrações para regeneração, pois além de aumentar o número de equipamentos e exigir maior espaço para o arranjo, estas pouco contribuem em uma instalação onde a potência varia constantemente como em embarcações militares. Em ciclos convencionais, um dos aquecedores regenerativos é do tipo mistura acoplado com um sistema de desaeração do fluido de trabalho. No caso de submarinos em que não ocorrem regenerações, a desaeração é feita por processos químicos a base de hidrazina de modo a evitar equipamentos de grande porte como desaeradores, mostrando a criticalidade do espaço para este tipo de embarcação.

A figura 3.2.5.2.4 mostra um diagrama do circuito secundário do navio cargueiro Otto Hahn, onde se percebe três pontos de saída de vapor alimentando um único ramal ligado às turbinas de propulsão e de geração. O circuito secundário do Otto Hahn possui cinco pontos de regeneração, e suas três bombas de alimentação são acionadas por turbinas. Duas caldeiras auxiliares estão ligadas ao circuito de modo a garantir a operação das turbinas em caso de parada do reator.

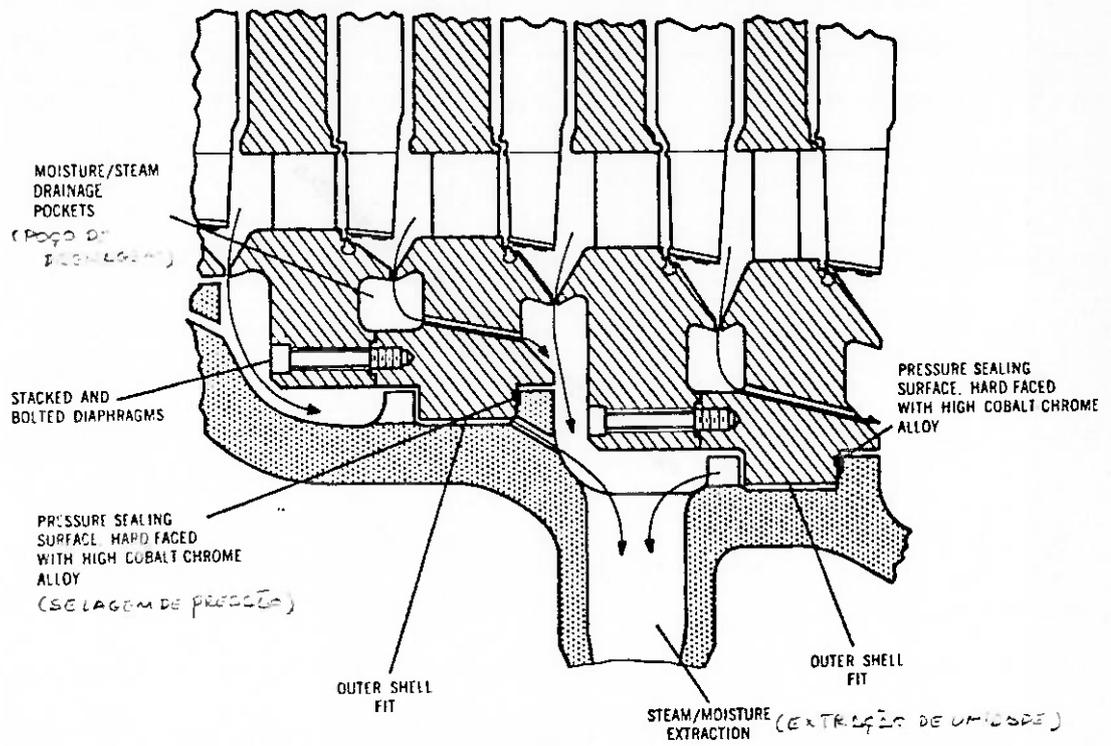


FIGURA 3.2.5.2.1 TURBINA DE IMPULSO COM EXTRAÇÃO DE UMIDADE

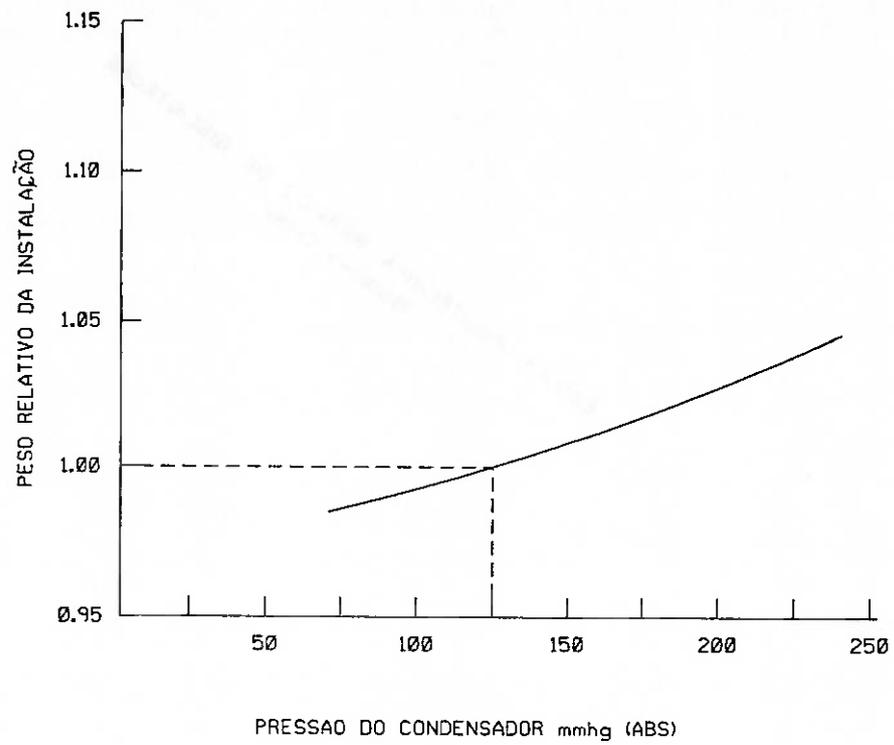


FIGURA 3.2.5.2.2 - EFEITO DA PRESSÃO NO CONDENSADOR SOBRE O PESO DA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR

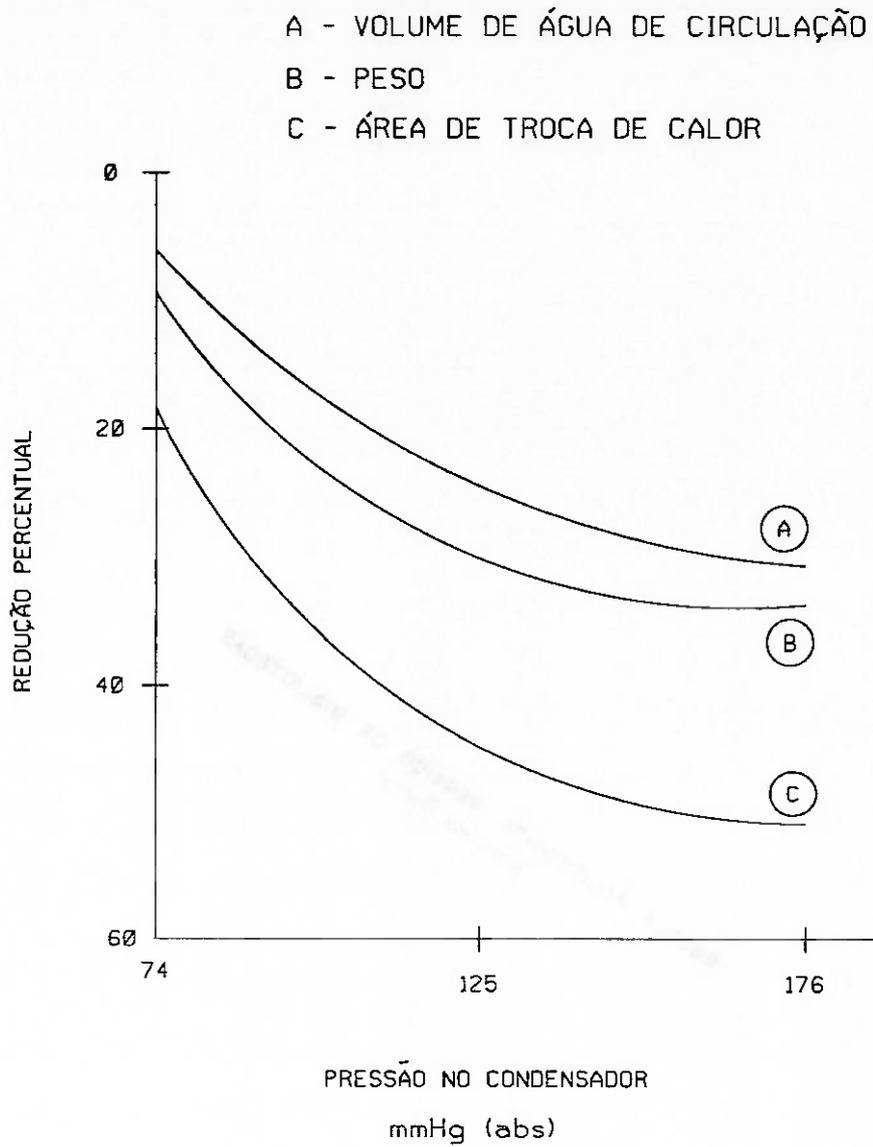
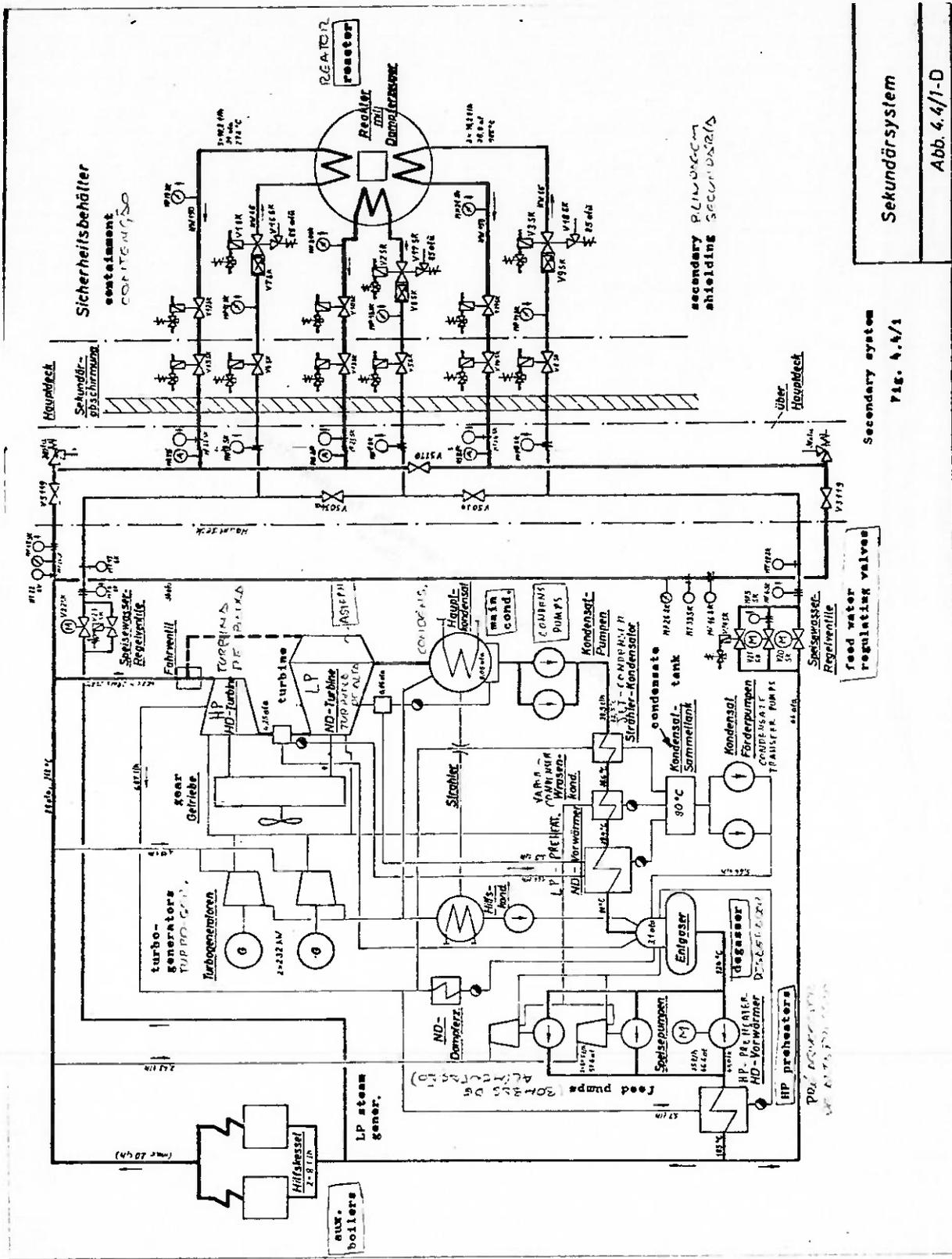


FIGURA 3.2.5.2.3. - INFLUÊNCIA DO VÁCUO NO CONDENSADOR SOBRE:  
 - VOLUME DE ÁGUA NO CIRCUITO  
 - PESO DO CONJUNTO TURBINA/COND.  
 - ÁREA DE TROCA DO CONDENSADOR



Sekundärsystem

Fig. 4.4/1

Secondary system

Fig. 4.4/1

Secondary system

Fig. 4.4/1

FIGURA 3.2.5.2.4 CICLO SECUNDÁRIO DO NAVIO OTTO HAHN

Abb. 4.4/1-D

### 3.2.5.3. Controle

O controle de potência em um reator é efetuado com a variação da reatividade do núcleo, que pode ser conseguida das seguintes formas :

- Remoção ou adição de combustível no núcleo.
- Remoção ou adição de moderador.
- Remoção ou adição de material refletor de neutrons no núcleo.
- Remoção ou adição de material absorvedor de neutrons no núcleo.

A remoção ou adição de combustível implica em variação na massa de combustível no interior do núcleo do reator, podendo este atingir ou não a massa crítica para início da reação e influenciando na criticalidade do núcleo.

A remoção ou adição de moderador influi na obtenção de neutrons térmicos necessários para continuidade da reação em cadeia. Assim a retirada de moderador implica numa redução de neutrons térmicos e por conseguinte uma redução na reatividade do núcleo, ocorrendo o inverso com o acréscimo de moderador.

A remoção ou adição de refletor de neutrons também atua na quantidade de neutrons térmicos livres no núcleo para dar continuidade à reação.

A remoção ou adição de material absorvedor de neutrons influi na quantidade de neutrons disponíveis para manutenção da reação em cadeia.

O tipo de controle utilizado varia de reator para reator, dependendo das características do combustível e do moderador. Assim por exemplo em um reator com combustível líquido se varia a vazão deste no núcleo para controlar a reatividade, e um reator tipo BWR pode ser controlado em uma determinada faixa com a variação de vazão da água da bomba de circulação (moderador) no núcleo.

Em reatores estacionários do tipo PWR, o controle é feito através de barras com material absorvedor de neutrons, que são inseridas no núcleo do reator, controlando sua reatividade conforme o comprimento das barras que é inserida, ou

através da adição de uma solução com material absorvedor de neutrons (boro) no refrigerante, sendo normalmente utilizados os dois métodos para controle, o primeiro para as variações de carga em curto intervalo de tempo e o segundo para os processos de partida e parada da planta.

Na aplicação naval, a utilização de uma solução absorvedora de neutrons ao refrigerante de reatores tipo PWR não é conveniente pois o tempo de resposta à esta diluição é longo. E se houver naufrágio da embarcação onde haja inclusão de água do mar no circuito primário, haveria uma diluição da solução, aumentando a reatividade do núcleo, o que poderia acarretar na sua fusão. Uma solução de boro pode ser bem utilizada para ajuste fino da reatividade em caso de instabilidade em torno de alguma faixa de operação do reator, implicando porém em um sistema auxiliar que controle a concentração de boro no refrigerante, bem como de um sistema de separação e tratamento deste.

As variações de carga em uma instalação nuclear de propulsão naval requerem uma resposta 50 vezes mais rápida que aquela possibilitada por uma instalação de terra para uma variação de carga[11]. Nas instalações nucleares de terra a operação se faz em patamares de potência bem definidos, não sendo necessária uma resposta imediata quando da variação de carga. Na aplicação naval, a potência necessária pode variar muito rapidamente dependendo da condição de mar ou de batalha, como nas embarcações militares.

As instalações de terra utilizam como sinal de controle a temperatura média do refrigerante, que cai com o aumento na demanda de vapor ou sobe com a redução nesta demanda, sendo determinada pela carga na turbina. O aumento na demanda de vapor aumenta a velocidade de troca térmica, reduzindo a temperatura do refrigerante e aumentando seu poder de moderação, o que promove um aumento espontâneo da reatividade do núcleo, sendo para baixas variações de carga um controle natural do reator. Para uma redução na demanda de vapor ocorre o contrário, há um aumento na temperatura do refrigerante, com redução do seu poder de moderação, atuando de forma natural na redução de sua reatividade.

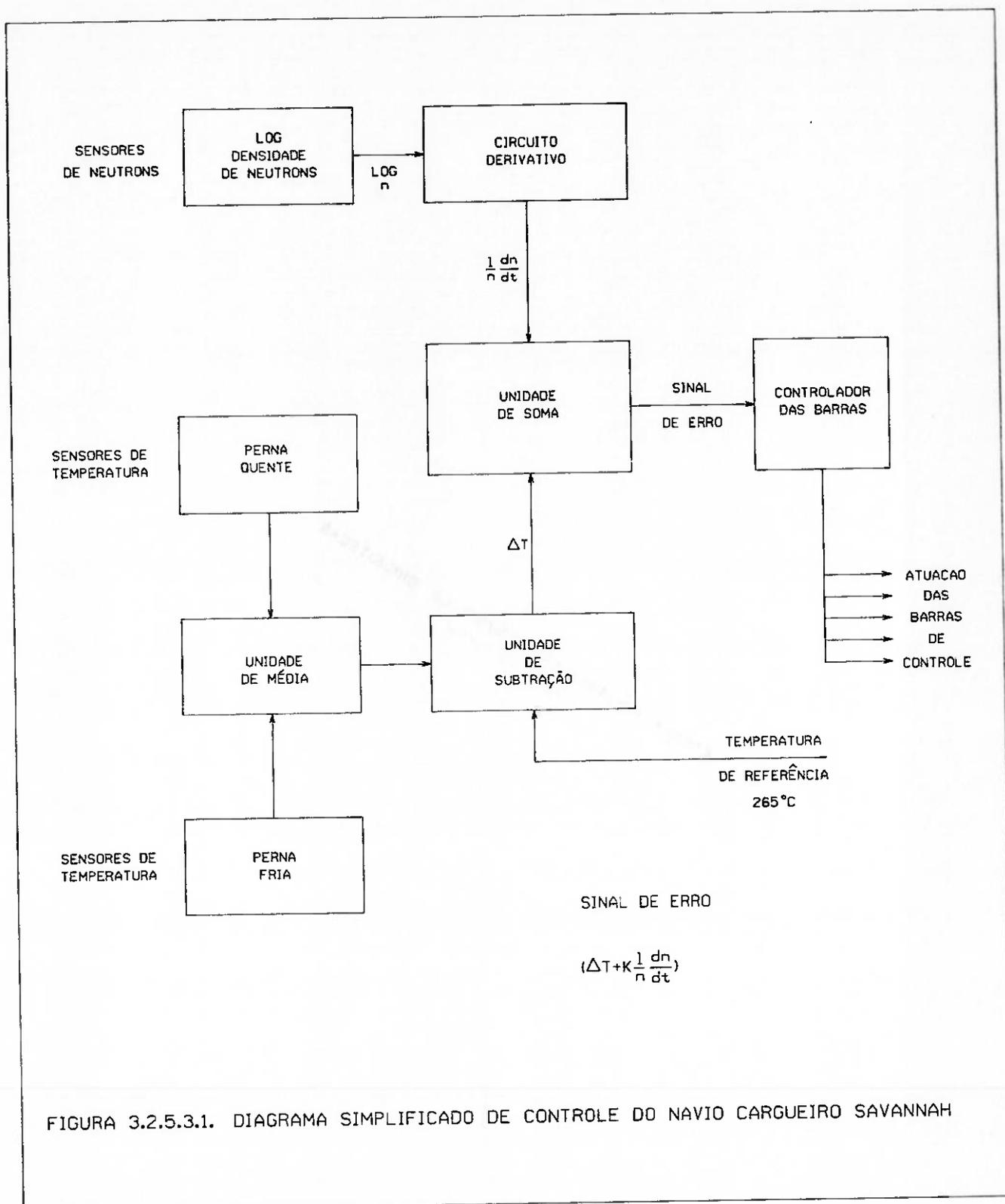
O controle da temperatura média é importante também para evitar grandes variações de volume de água, acomodadas no pressurizador. De zero a aproximadamente 20% de potência o controle do reator é feito manualmente através do controle do fluxo de neutrons, devido à variações na reatividade do núcleo a baixas potências até se atingir um valor de temperatura próximo da temperatura média de controle.

Na aplicação naval o controle deve obedecer um ajuste fino em um intervalo de tempo curto, sendo para isto utilizados o sinal de temperatura média do refrigerante, a vazão de vapor na saída dos geradores de vapor e o fluxo de neutrons no núcleo[17]. A figura 3.2.5.3.1. mostra um diagrama de controle simplificado do navio Savannah, e as figuras 3.2.5.3.2. e 3.2.5.3.3 mostram o comportamento do reator do navio Otto Hahn em alguns transientes de carga. O fluxo de neutrons está diretamente relacionado com a potência do reator, ditando sua condição de criticalidade. Assim o sinal de fluxo de neutrons é importante para se evitar que o reator fique supercrítico, atingindo altos valores de potência em curto espaço de tempo durante as variações de carga na turbina.

As barras de controle do navio Savannah iniciam movimento para uma variação na temperatura média do refrigerante (264°C) de aproximadamente 10°C. Para pequenas variações de temperatura, o controle é inerente ao mecanismo de controle de barras, sendo ajustado pela variação no poder de moderação do refrigerante.

O mecanismo de acionamento das barras de controle é composto por um motor, que acoplado por engrenagem ao eixo da barra de controle possibilita seu içamento ou abaixamento dentro do núcleo do reator, conforme mostra a figura 3.2.5.3.4.. O elemento de controle está geralmente alojado em uma estrutura cruciforme presa ao eixo do mecanismo de acionamento conforme mostra a figura 3.2.5.3.5.. Uma mola é adaptada ao mecanismo de modo a empurrar o elemento de controle no núcleo, a favor da gravidade, no caso de falha do mecanismo de acionamento, atuando como um dispositivo de segurança.

Existem vários bancos de barras de controle, divididos em dois grupos básicos, o de controle da reatividade do núcleo e o de segurança, que é inserido totalmente no núcleo em qualquer condição em que se encontre o navio, inclusive emborcado, quando ocorrer uma situação em que um acidente com o reator se faça presente.



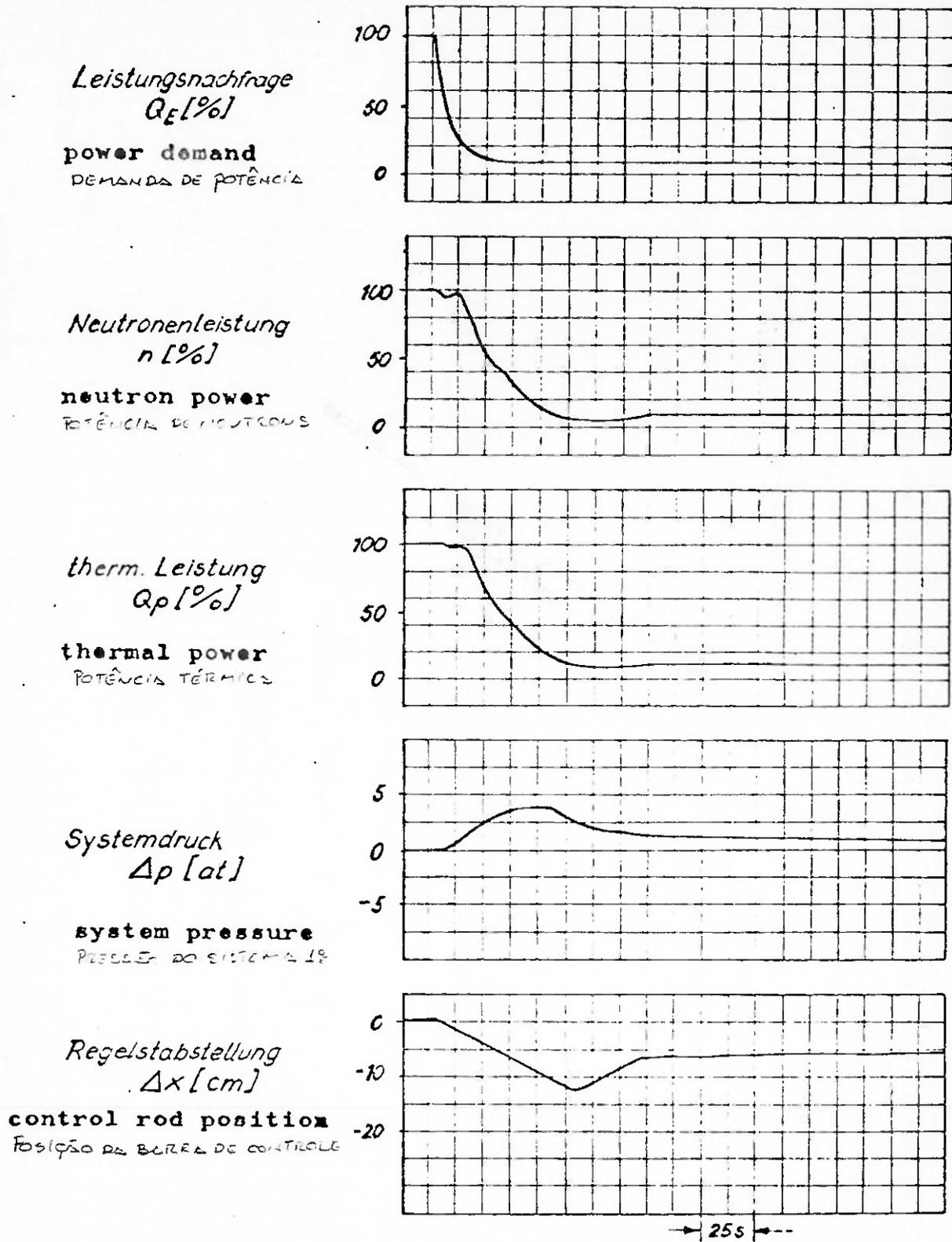


FIGURA 3.2.5.3.2 COMPORTAMENTO DA INSTALAÇÃO PROPULSORA DO NAVIO OTTO HAHN COM TRIP DA TURBINA

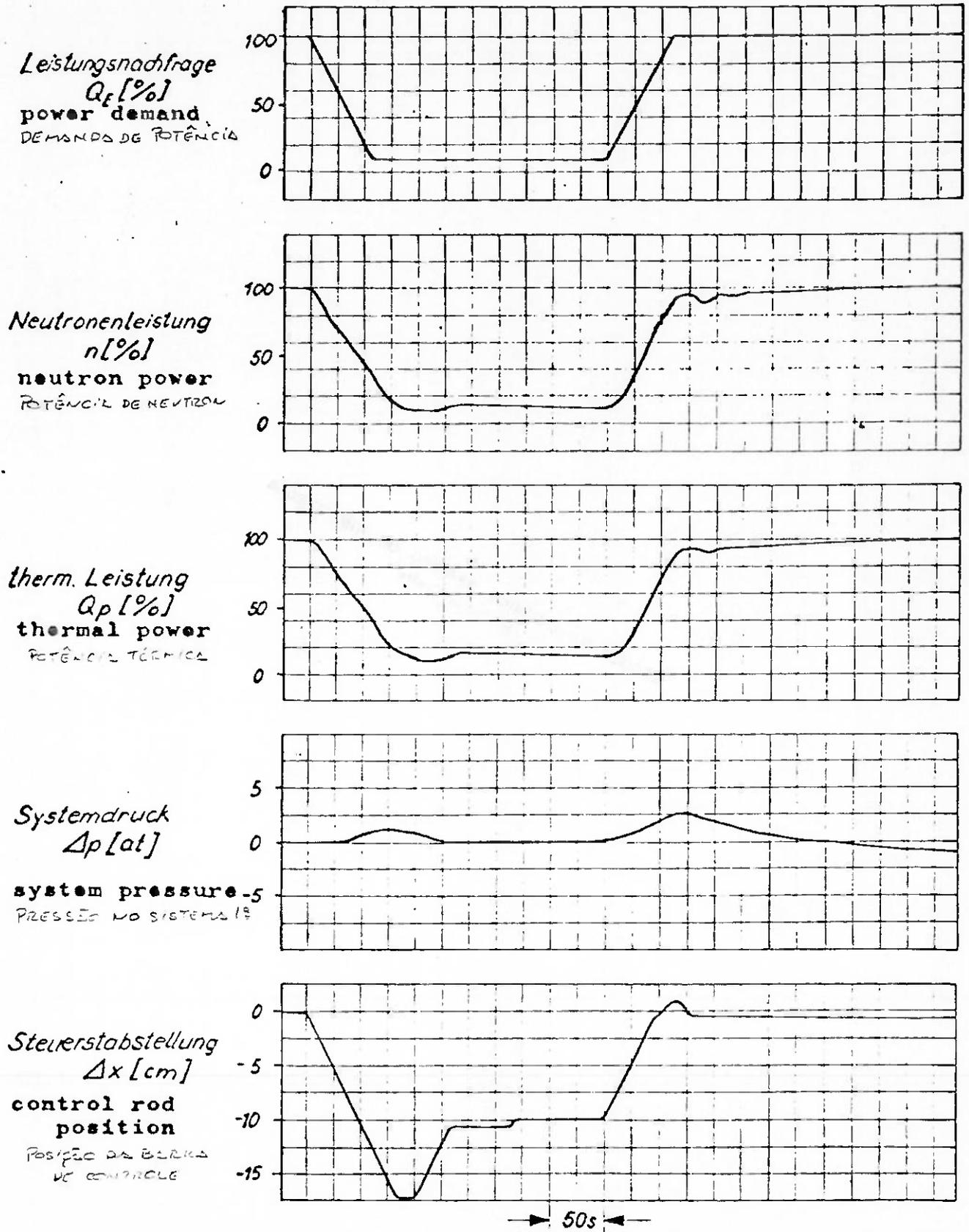


FIGURA 3.2.5.3.3 COMPORTAMENTO DA INSTALAÇÃO PROPULSORA DO NAVIO OTTO HAHN EM RAMPAS DE 100%-10%-100% A 1.5%/seg

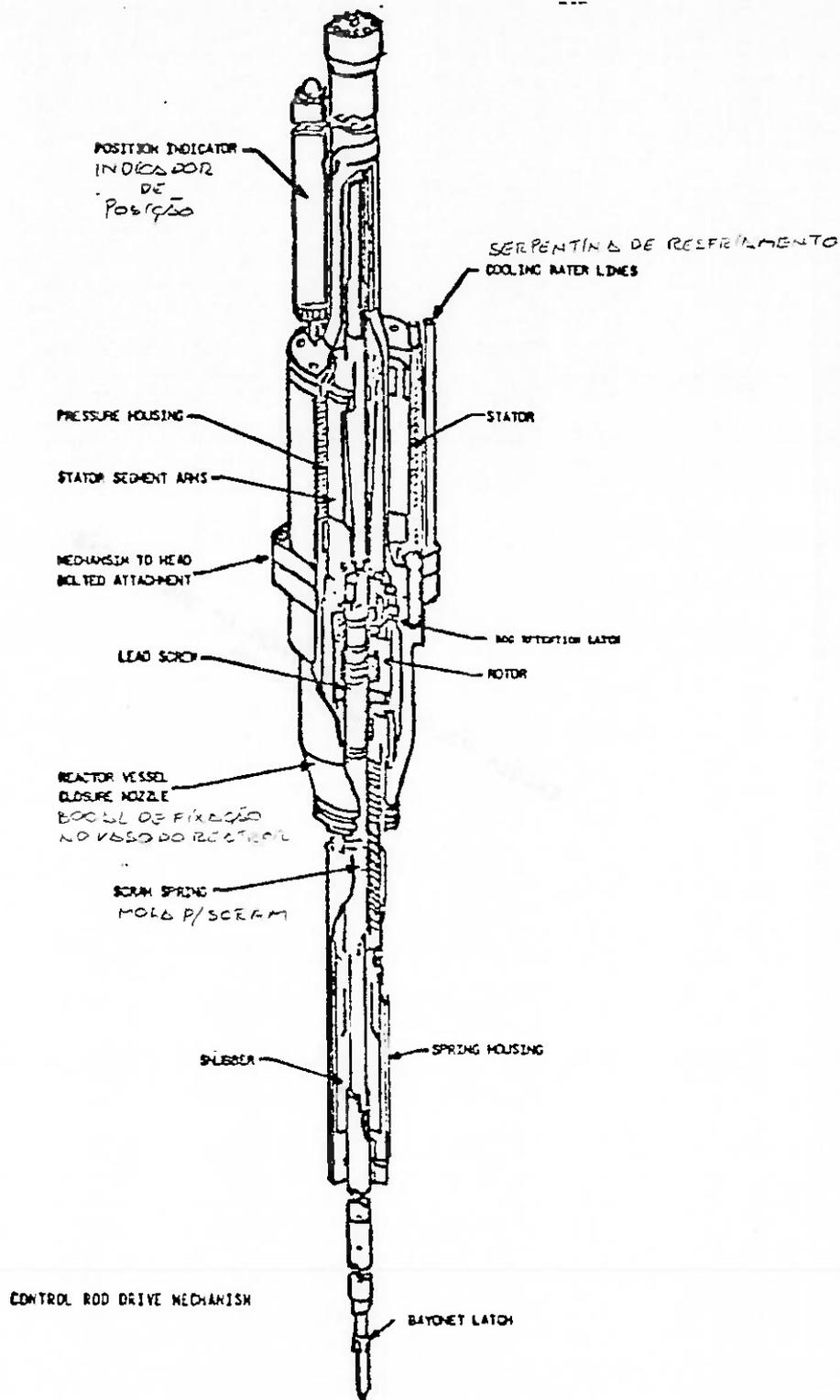


FIGURA 3.2.5.3.4 MECANISMO DE ACIONAMENTO DAS BARRAS DE CONTROLE

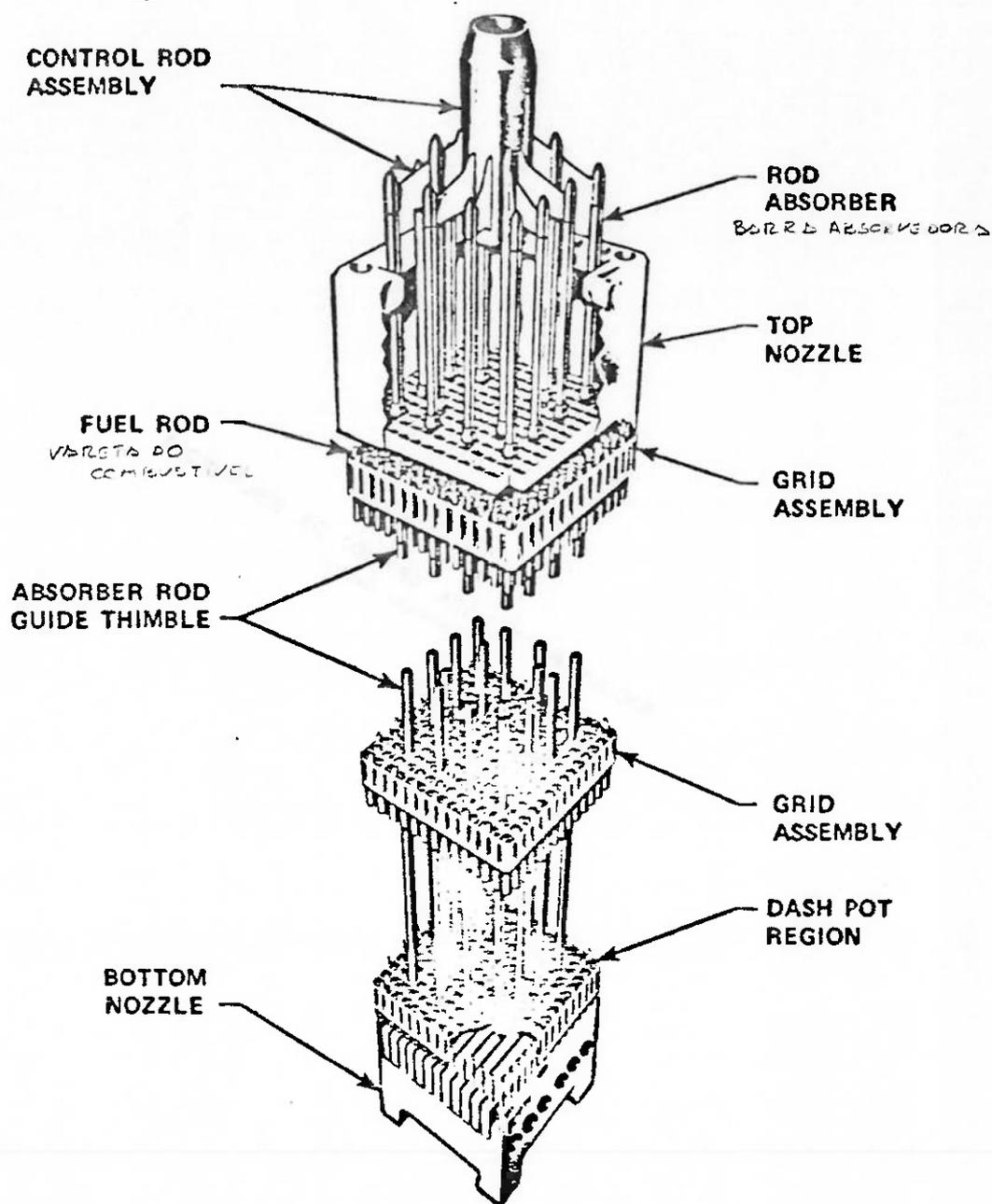


FIGURA 3.2.5.3.5 ESTRUTURA DAS BARRAS DE CONTROLE DE REATORES TIPO PWR

#### *4. Fatores que influenciam o projeto de um navio nuclear.*

A grande autonomia e a presença de radiação nas embarcações com propulsão nuclear resultam em características e requisitos específicos para o projeto do navio e seus equipamentos. Também o fato de ser de aplicação naval exige dos reatores nucleares algumas características diversas daquelas encontradas em reatores de instalações terrestres.

Sendo a instalação propulsora independente do ar e com autonomia de combustível para operar por muitos anos, a limitação de operação fica condicionada a fatores relacionados com a tripulação, confiabilidade da instalação e com a necessidade de manutenção. A presença de radiação é um fator que requer da instalação condições de segurança e habitabilidade para a operação.

No projeto de uma embarcação com propulsão nuclear uma vez definidos os requisitos (tipo de embarcação ou carga, áreas ou rotas de operação e velocidade), o projeto se encaminha da mesma forma que o de um navio convencional, com a dificuldade de praticamente não existirem navios semelhantes ou os dados referentes a eles serem sigilosos como é o caso de embarcações militares. O tipo de reator a ser utilizado deve estar estabelecido nos requisitos de projeto, pois para o desenvolvimento e construção de uma nova concepção de reator para propulsão são necessários vários anos (10 anos no caso do submarino inglês Valiant), envolvendo uma série de testes de modo a garantir uma aplicação segura da instalação. Assim deve ser dada preferência por aquele tipo de reator viável de ter aplicação na propulsão naval do qual se possua algum grau de desenvolvimento. No caso de uma instalação propulsora convencional do tipo diesel, por exemplo, encontram-se facilmente dados do fabricante sobre dimensões e peso do motor para uma determinada faixa de potência. No entanto no caso da propulsão nuclear, estes dados básicos são inexistentes. Assim, caso não seja possível a obtenção de dados de outros

navios com propulsão nuclear, um projeto preliminar do reator deve ser realizado, de modo a estimar pesos (incluindo a blindagem) e dimensões, podendo assim iniciar estudos de arranjo. Os dados referentes a dimensões principais, potência e deslocamento para embarcações nucleares são conhecidos, podendo ser utilizados como parâmetros de projeto. Porém dados de compartimentação, pesos e arranjo são raros, indicando que no projeto de um navio com instalação propulsora nuclear ter-se-á um número maior de voltas na espiral de projeto até convergir para a embarcação desejada.

Durante a fase de projeto básico e de contrato algumas características exclusivas da instalação propulsora nuclear devem ser analisadas com maior rigor, de modo a se evitar modificações bruscas durante a fase de projeto de detalhamento. Assim, por exemplo se não for feito um estudo profundo do arranjo das tubulações do circuito primário, pode-se estar sacrificando a embarcação em peso ou nas suas dimensões. Durante a fase de projeto de detalhamento podemos nos deparar com alguns requisitos específicos do navio com propulsão nuclear, tais como materiais compatíveis com a radiação ou testes de qualidade para a construção. Por outro lado o projeto do reator deve vislumbrar sua aplicação naval e estar integrado no projeto do navio como um todo, procurando por exemplo evitar a fuga de radiação, que tem grande influência sobre o projeto da blindagem, que por sua vez tem grande influência sobre a distribuição de peso e estabilidade do navio.

Alguns requisitos de construção e operação também devem ser analisados durante a fase de projeto básico, de modo a viabilizar ou mesmo facilitar algumas operações necessárias à embarcação, como por exemplo a troca de combustível e a montagem dos equipamentos da contenção em um ambiente limpo, de modo a reduzir a quantidade de fragmentos soltos no compartimento do reator que podem ser ativados ou mesmo lançados devido aos movimentos do navio contra algum equipamento ou instrumento.

Neste capítulo serão abordados os principais aspectos relacionados com o projeto de instalações propulsoras navais, tais como aqueles relativos a blindagem,

segurança, arranjo, movimentos do navio, descontaminação e descomissionamento, troca de combustível, confiabilidade e manutenção, de modo a dar uma visão geral dos problemas encontrados nas várias fases de projeto de uma embarcação com propulsão nuclear, incluindo o projeto da própria instalação e de facilidades que auxiliem na troca de combustível ou manutenção por exemplo.

Algumas sociedades tais como a ABS, o Germanifsher Lloyd e o Bureau Veritas, possuem normas para a classificação de navios com propulsão nuclear. As normas da ABS e do Germanifsher Lloyd são as mais completas, e delas foram extraídos alguns dados para ilustração.

#### 4.1. Blindagem

Na superfície do reator os níveis de radiação gama são  $10^{10}$  vezes maior que o nível biologicamente aceitável, sendo este valor para neutrons de  $10^{12}$  vezes maior[23]. Para diminuir os níveis da radiação proveniente da instalação propulsora nuclear são colocadas blindagens ao redor do vaso do reator e dos equipamentos a ele ligados, promovendo assim níveis de radiação aceitáveis nas áreas habitáveis próximas ao compartimento do reator. Além disto as radiações podem degenerar equipamentos ou instrumentos eletrônicos, podendo interferir na leitura de alguns instrumentos, sobretudo aqueles ligados ao controle do reator e à monitoração de radiação.

A blindagem colocada ao redor do vaso do reator é dita primária pois representa a primeira barreira à radiação, e aquela colocada sobre ou ao redor dos demais equipamentos do circuito primário é dita secundária, por ser a barreira de radiação para as fontes representadas pelos equipamentos e fluidos ligados ao reator. A blindagem secundária é normalmente arranjada nas anteparas e conveses que limitam o compartimento do reator ou ao redor do vaso de contenção, possuindo por isto uma grande área.

As principais fontes de radiação de uma instalação de propulsão nuclear são :

- O núcleo do reator, onde ocorre a fissão, o refrigerante e os equipamentos que operam com ele, devido ao fenômeno da ativação ou da presença de material radioativo desprendido do interior do vaso do reator.
- Estruturas metálicas ou materiais que na sua composição possuam matérias ativáveis e que estejam sofrendo a ação da radiação, que por poderem ser ativadas podem se tornar uma nova fonte de radiação.

Em um reator nuclear os neutrons são de grande importância para a continuidade da reação em cadeia. Por isto a sua perda é minimizada ao máximo

através de um arranjo adequado do combustível no núcleo e da colocação de materiais refletores de neutrons ao seu redor, de modo a evitar que o neutron saia desta região. Para os raios gama esta preocupação não existe, pois os raios gama não têm ação sobre o processo de fissão. Assim em um reator tipo PWR há uma maior fuga de raios gama do que de neutrons, representando respectivamente em energia uma relação de 5 para 1.

Se considerarmos a fonte de radiação como pontual e localizada no centro do reator, o fluxo de radiação em um ponto "O" será dado por:

$$I_0 = 3 \cdot 10^{16} \cdot P \cdot E / (4 \cdot \pi \cdot r^2) \quad (\text{equação 4.1.1.})$$

onde:

$I_0$  é o fluxo de radiação incidente no ponto "O" (Mev/cm<sup>2</sup>seg).

P é a potência do reator (MW).

E é a energia da radiação analisada (Mev).

r é a distância do ponto "O" até a fonte.

O fator  $3 \cdot 10^{16}$  corresponde ao número de fissões necessárias para a produção de 1MW de potência. O denominador  $4 \cdot \pi \cdot r^2$  indica uma fonte isotrópica, onde a propagação é uniforme em todas as direções. Vemos da equação (4.1.1.) que o fluxo de radiação é função da distância da fonte ao ponto estudado, sendo proporcional ao inverso do quadrado da distância. O fluxo de radiação é ainda diretamente proporcional à potência do reator, bem como à energia da radiação envolvida.

O princípio da blindagem é a atenuação da radiação devido ao "choque" entre as partículas ou ondas eletromagnéticas com o material de blindagem. Assim materiais leves (a base de hidrogênio) como a água, hidrocarbonetos e plásticos são ideais para frear neutrons, pois no choque entre partículas de massas próximas há uma maior redução de velocidade daquela que incide sobre a outra parada. Para os raios gama são os materiais pesados como o chumbo, concreto ou aço que atenuam melhor

seus efeitos, devido a alta densidade de elétrons existente na órbita dos átomos pesados que interage com o raio gama que tem origem eletromagnética.

Como visto no capítulo 2.2., a interação do neutrons com o átomos pode dar origem a raios gama. Assim um neutron que incida sobre a parede do vaso do reator ou sobre outro material pode dar origem a raios gama (figura 4.1.1), que são ditos de captura ou de espalhamento, conforme o tipo de interação do neutron que os originou. Por isto no projeto da blindagem devem ser considerados também os raios gama que não tiveram origem no núcleo do reator. Devido à sua baixa energia, os raios gama de espalhamento têm menor influência no projeto da blindagem que os raios gama de captura.

A atenuação da radiação é ditada pela seção de choque de absorção do material de blindagem e pelo tipo de radiação incidente. O fluxo atenuado de radiação é dado por:

$$I_x = I_0 * G * B * e^{-\Sigma x} \quad (\text{equação 4.1.2})$$

onde:

$I_x$  é o fluxo atenuado de radiação (Mev/cm<sup>2</sup>seg).

G é o fator de correção para a geometria da fonte (adimensional).

B é o fator de correção para radiações geradas fora do núcleo do reator (adimensional).

$\Sigma$  é o coeficiente de atenuação do material de blindagem (cm<sup>-1</sup>).

x é a espessura do material de blindagem (cm).

O fator G considera a forma geométrica da fonte, podendo ser obtida analiticamente para fontes compostas de elementos com formas simples (ex. cilindros, esferas, planos e outras) ou experimentalmente para fontes com formas mais complexas. O fator B é determinado experimentalmente para vários materiais e para uma faixa variável de energia da radiação incidente (neutron ou gama). O coeficiente de atenuação ( $\Sigma$ ) varia com a energia e o tipo de radiação incidente, sendo ainda chamado de seção de choque macroscópica de absorção. A tabela 4.1.1 apresenta

valores do coeficiente de atenuação para alguns materiais utilizados como blindagem, mostrando a forte atuação do aço sobre neutrons rápido, a alta eficiência do chumbo e materiais de alta densidade sobre raios gama, bem como a baixa eficiência da água e materiais de baixa densidade sobre este tipo de radiação. Percebe-se também que com uma mesma espessura de concreto é possível atenuar com a mesma intensidade tanto raios gama quanto neutrons.

Os materiais mais comumente utilizados para blindagem são a água, o aço e o chumbo, que apresentam as seguintes características:

- Água - Efetiva para neutrons térmicos, mas com baixa eficiência sobre neutrons rápidos, emitindo raios gama com energia de 2,2Mev quando da captura de neutrons térmicos.

- Aço - Efetivo para neutrons rápidos, emitindo raios gama com energia de 10Mev quando da captura de neutrons térmicos.

- Chumbo - Efetivo para raios gama, mas com baixa eficiência sobre neutrons, emitindo raios gama com energia de 7Mev quando da captura de neutrons térmicos.

Como visto, existem materiais que são eficientes para a blindagem de neutrons, mas pouco eficientes para a blindagem de raios gama. De modo a otimizar o peso e as dimensões da blindagem são utilizados normalmente mais de um tipo de material, cada um para blindar um tipo distinto de radiação. Assim a equação 4.1.2 pode ser escrita da seguinte forma :

$$I_x = I_0 * G_0 * B_0 * e^{-\sum_0 x_0} + I_1 * G_1 * B_1 * e^{-\sum_1 x_1} + \dots + I_n * G_n * B_n * e^{-\sum_n x_n}$$

Esta equação permite assim, considerar vários tipos de materiais, diferentes tipos de radiação e energia, e diferentes ângulos de incidência devido às formas da fonte de radiação.

Misturas homogêneas de materiais também são pesquisadas para utilização na blindagem, procurando atender dificuldades de fixação, conformação ou solicitação mecânica exigidos da blindagem.

A blindagem representa cerca de 30% do peso da planta propulsora, devendo o seu dimensionamento ser feito com muito critério e precisão de modo a não penalizar a embarcação como um todo. O dimensionamento da blindagem é ditado por quatro fatores principais:

- Nível de radiação admissível nos arredores da blindagem.
- Material de blindagem.
- Fluido de resfriamento do núcleo.
- Arranjo da instalação propulsora e das regiões habitáveis.

O nível de radiação admissível num compartimento é determinado em função da habitabilidade desejada neste compartimento. No cálculo deve-se considerar a distância do compartimento com relação à fonte de radiação, bem como o nível de ativação permissível para os equipamentos desta área. Como condição de projeto, deve-se considerar que o nível de radiação não seja superior a 5 rem por ano para qualquer membro da tripulação. Um aumento de três vezes nos níveis admissíveis de radiação representa uma redução de apenas 10% no peso total da blindagem, o que aliado às incertezas de comportamento da blindagem levou a marinha americana a adotar os mesmos valores estipulados pelos padrões civis para doses de radiação em trabalhadores da área.[20].

Na escolha do material de blindagem devem ser considerados o seu custo, peso e espaço ocupado, devendo ser definidos dentro das características da embarcação aqueles que menos interfiram no projeto do navio, fornecendo condições técnicas de aplicação, tais como fixação na estrutura do navio ou compatibilidade com demais matérias.

O fluido de resfriamento do reator pode contribuir na redução da blindagem dependendo do seu grau de ativação. Assim bismuto, chumbo e hélio

seriam caracterizados como refrigerantes não radioativos no estado puro, apresentando porém problemas técnicos tais como corrosão, contaminação e necessidade de aquecimento constante de modo a evitar sua solidificação, representando porém em uma redução de até 20% no peso total da blindagem se considerarmos a instalação de mesma potência.[20]

O arranjo de equipamentos no interior do compartimento do reator tem grande influência no dimensionamento da blindagem uma vez que define a posição das fontes de radiação, o que será discutido posteriormente no capítulo 4.3.

As tubulações e cabos que penetram a contenção, e itens estruturais da própria contenção retiram material da blindagem secundária. Esta redução na blindagem provoca a fuga de um feixe de radiação, tal efeito é chamado "streaming". Este problema pode ser minimizado com a localização das penetrações em áreas com baixa frequência de ocupação, onde os níveis de radiação podem ser mais elevados. Pode ainda ser utilizada uma blindagem adicional na penetração, como mostram as figuras 4.1.2. e 4.1.3.. As penetrações devem estar localizadas o mais afastado possível das fontes de radiação, e arranjadas de modo que a radiação atinja obliquamente a penetração.

No dimensionamento da blindagem de um reator naval, deve-se considerar que durante a operação da embarcação o reator não trabalha continuamente a plena potência. Neste caso deve ser adotado um fator de potência que considere tal característica. Assim, navios cargueiros que operam durante a maior parte de sua vida útil a potência praticamente constante deve considerar para o projeto da blindagem o valor de potência de cruzeiro. Já embarcações militares onde a potência varia enormemente em função do tipo de operação (trânsito, patrulha, batalha,...), devem utilizar um valor de potência para o projeto da blindagem que pondere suas várias formas e de operação, bem como o tempo de duração de cada uma delas, respeitando as doses máximas permissíveis à tripulação.

No projeto do reator e outros equipamentos que possuam uma fonte interna de radiação, deve-se procurar dispor os bocais de entrada e saída na região do

corpo que esteja o mais afastado possível da fonte de radiação, de modo a evitar os efeitos da radiação direta, como mostra a figura 4.1.4.

Os aspectos relacionados com a fixação da blindagem à estrutura do casco do navio devem prever as possíveis deformações que este pode sofrer, bem como considerar possíveis reparos e inspeções da blindagem, devendo por esta razão possuir fácil acesso com a máxima segurança para o pessoal envolvido.

A energia dos vários tipos de radiação é parcialmente dissipada nos materiais de blindagem, induzindo o aquecimento destes, sobretudo aqueles da blindagem primária devido à sua proximidade com o núcleo do reator. Por esta razão deve ser prevista uma forma de dissipar este calor, e caso ocorra a ativação de componentes da blindagem, deve-se prever uma forma de purificação do material. Isto ocorre normalmente com a água existente na maioria das blindagens primárias encontradas em navios. A tabela 4.1.2. mostra a quantidade de energia que é dissipada no núcleo do reator e no material de blindagem. Podemos ver que aproximadamente 9% da energia gerada atua no aquecimento da blindagem com o reator em operação, e 3% com o reator desligado na fase de decaimento radioativo.

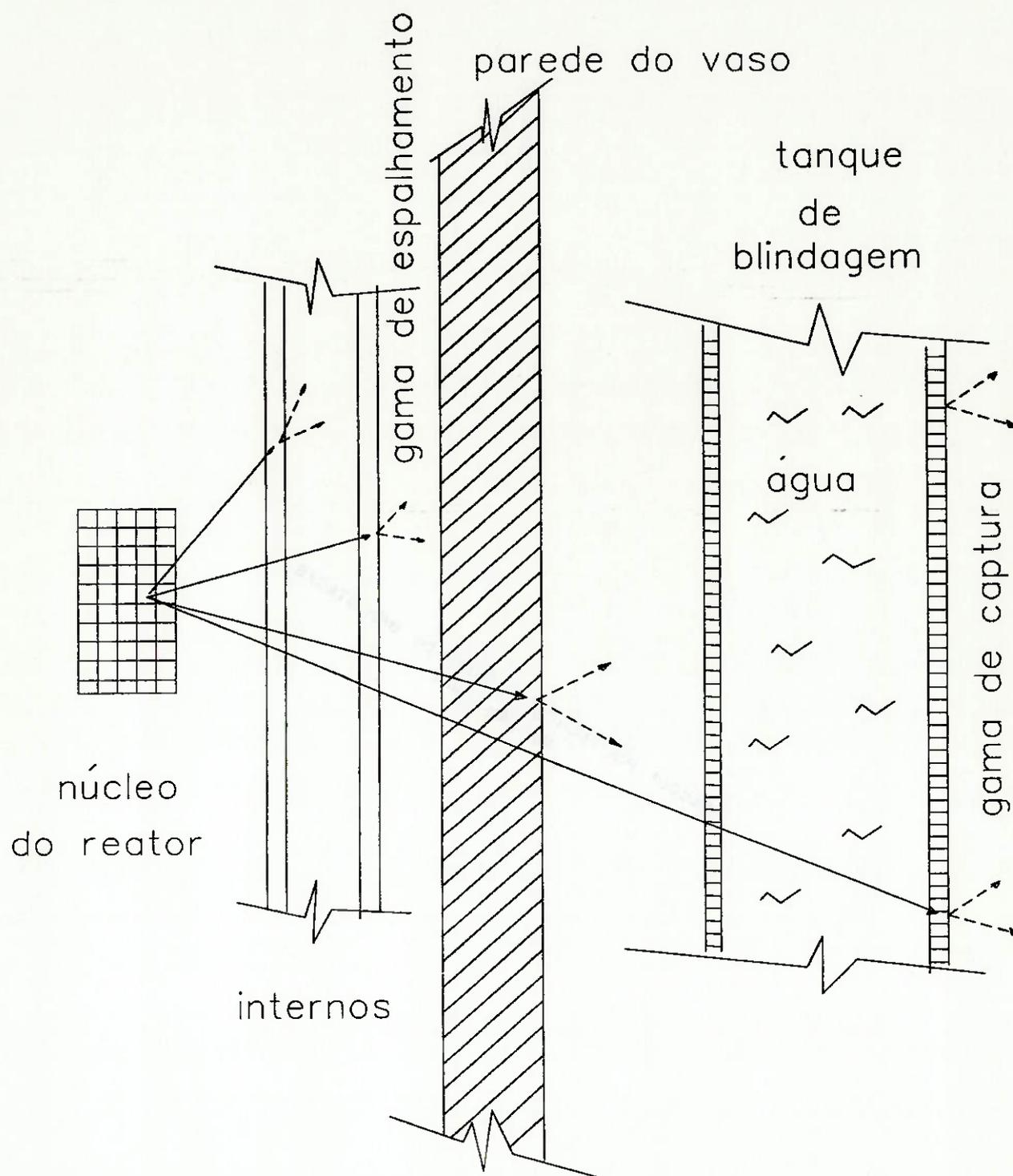


Figura 4.1.1. Origem de raios gama de captura ou espalhamento

MATERIAL	DENSIDADE g/cm <sup>3</sup>	$\Sigma$ (COEFICIENTE DE ATENUAÇÃO) (cm <sup>-1</sup> )		
		NEUTRONS RÁPIDOS	GAMA (4 Mev)	GAMA (8 Mev)
ÁGUA	1.0	0.100	0.033	0.025
GRAFITE	1.62	0.111	0.053	0.040
BERÍLIO	1.85	0.111	0.050	0.033
ÓXIDO DE BERÍLIO	2.3	0.111	0.056	0.040
CONCRETO	2.3	0.083	0.071	0.056
ALUMÍNIO	2.7	0.100	0.77	0.059
CONCRETO/AÇO	4.3	0.159	0.125	0.1
AÇO	7.8	0.167	0.270	0.227
CHUMBO	11.3	0.111	0.417	0.526

TABELA 4.1.1. COEFICIENTES DE ATENUAÇÃO DE RADIAÇÃO

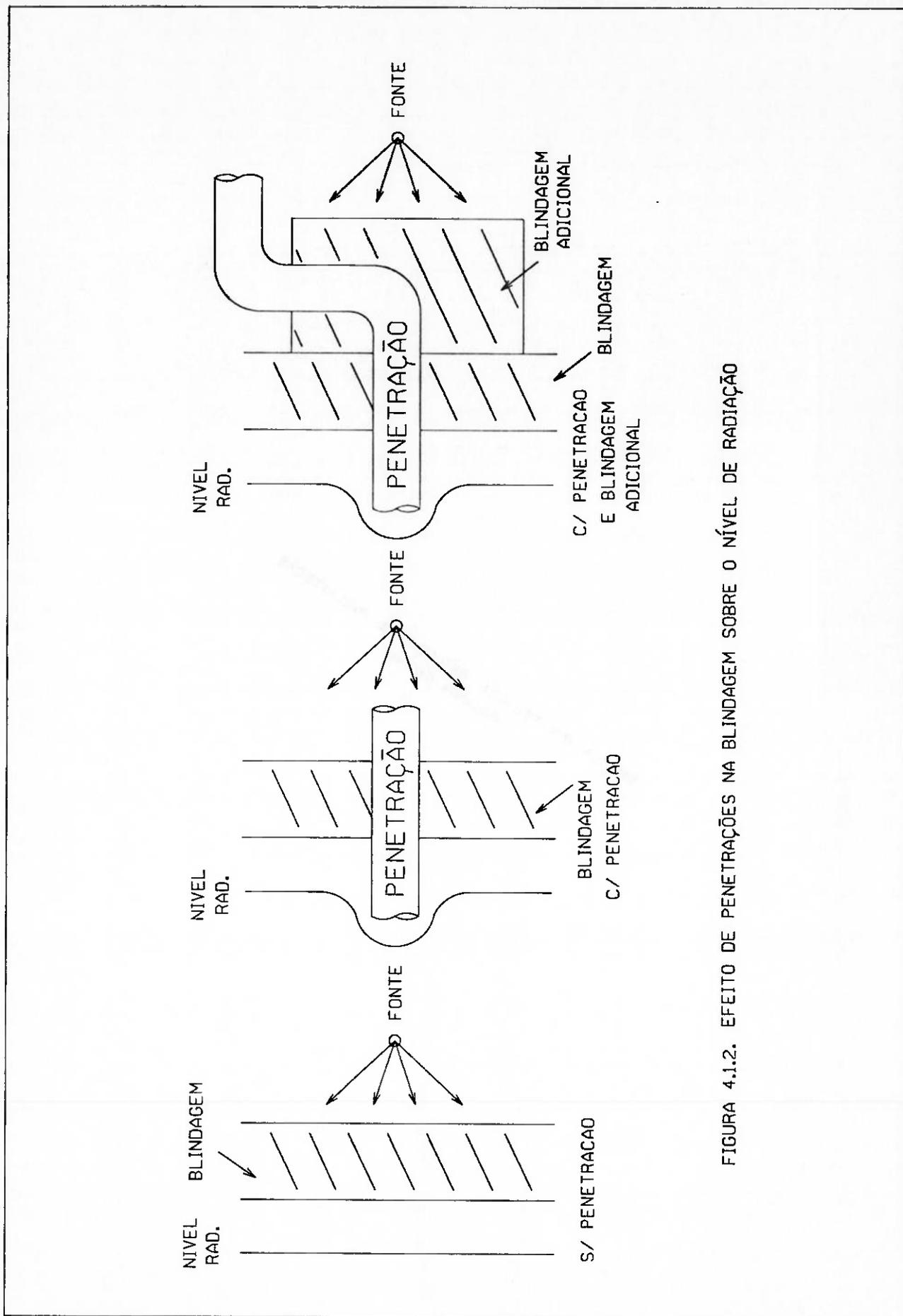


FIGURA 4.1.2. EFEITO DE PENETRAÇÕES NA BLINDAGEM SOBRE O NÍVEL DE RADIAÇÃO

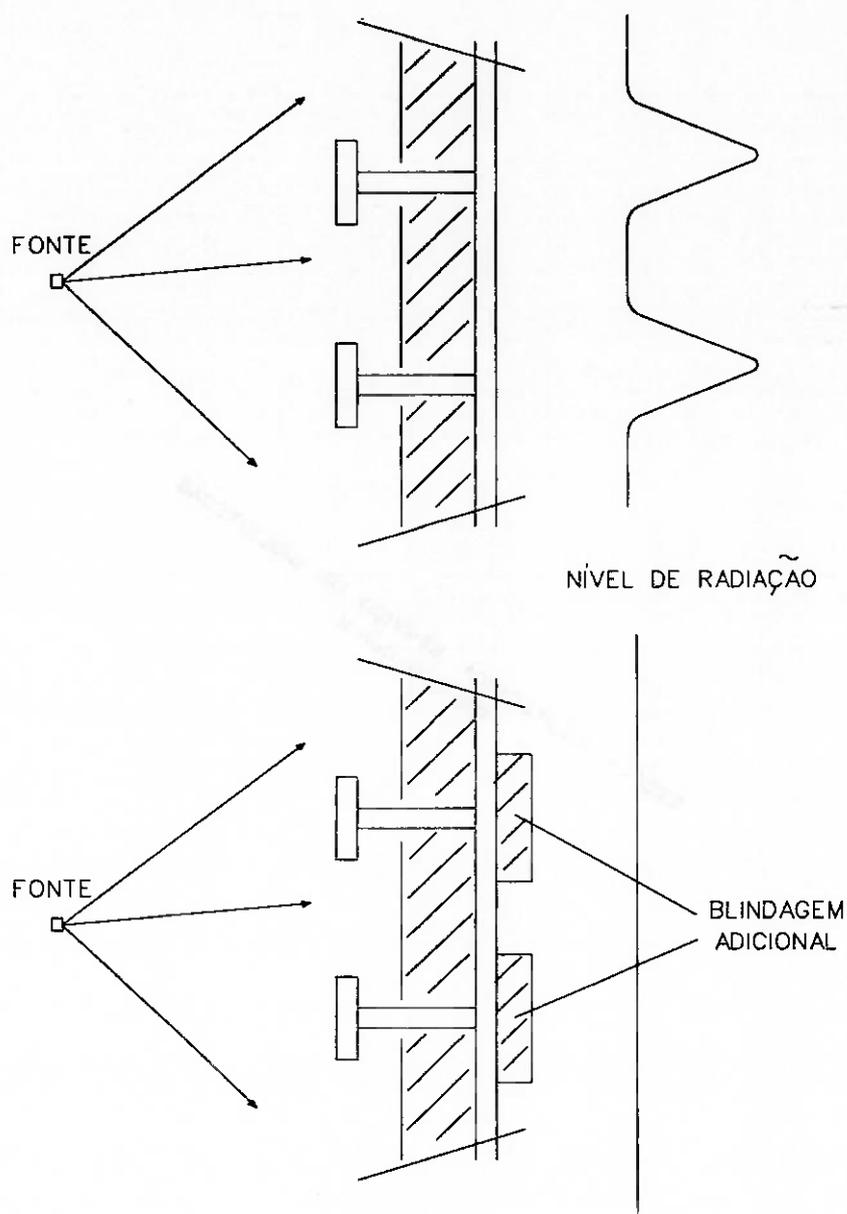


Figura 4.1.3 - STREAMING DE RADIAÇÃO EM ESTRUTURAS

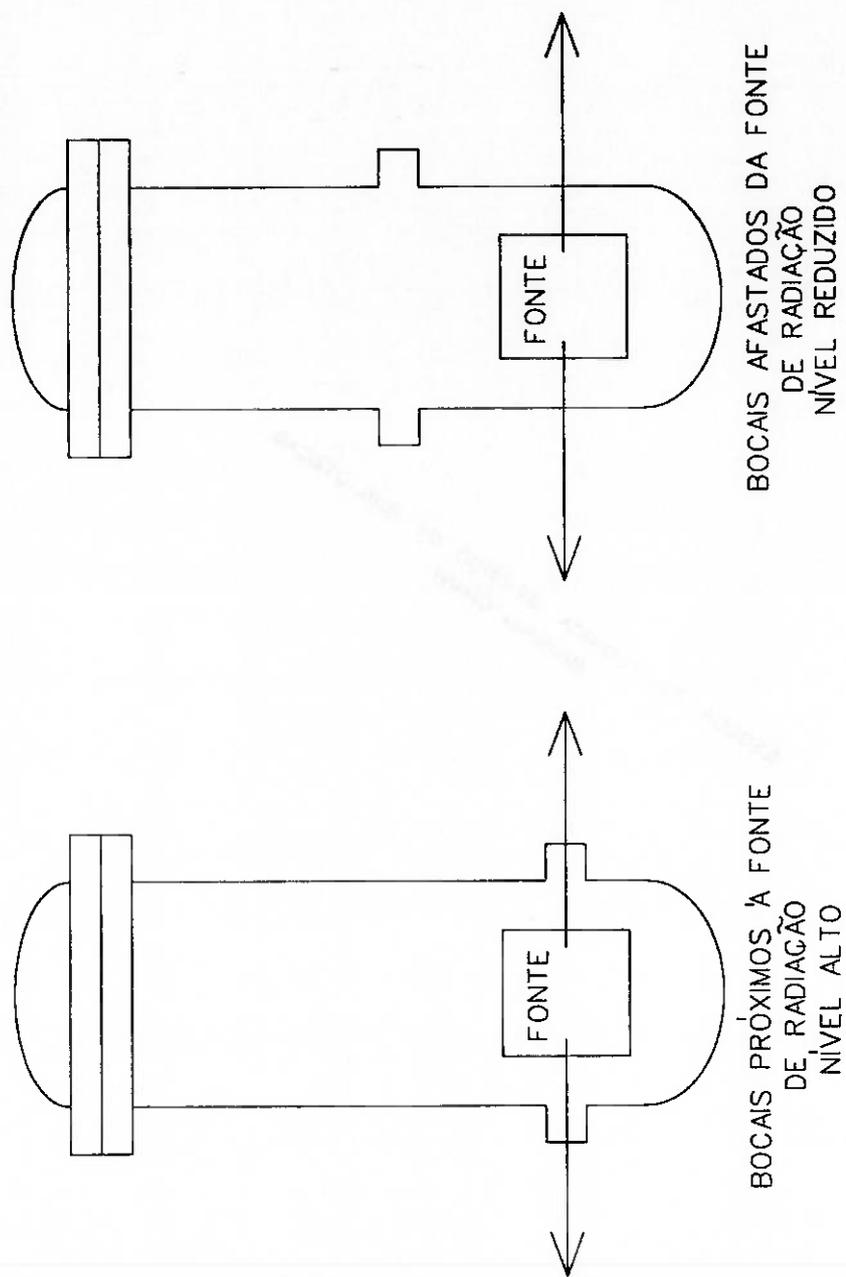


FIGURA 4.1.4 INFLUÊNCIA DA POSIÇÃO DE BOCAIS SOBRE OS NÍVEIS DE RADIÇÃO

TIPO DE PARTÍCULA	Mev*	NÚCLEO	BLINDAGEM (OPERAÇÃO)	BLINDAGEM (DESLIGAMENTO)
FRAGMENTOS DE FISSÃO	168	168	--	--
NEUTRONS DE FISSÃO	5	3	2	--
GAMAS DE FISSÃO	5	1	4	--
GAMAS DE CAPTURA	7	1	6	--
GAMAS DE DECAIMENTO	7	3	4	4
BETAS DE DECAIMENTO	6	6	--	--
DECAIMENTO DE CAPTURA	2	--	2	2
	200 Mev	182	18	6
% DO TOTAL		91%	9%	3%

TABELA 4.1.2 DISTRIBUIÇÃO DO CALOR TOTAL GERADO NA FISSÃO

#### 4.2. Segurança

O circuito primário trabalha com uma grande quantidade de energia cujo controle é feito por mais de um dispositivo, sendo que uma falha em qualquer destes dispositivos ou em acessórios do circuito pode provocar danos irreparáveis à embarcação e/ou ao meio ambiente.

A segurança de uma instalação de propulsão nuclear é responsável de forma direta e indireta por 20% a 65% do custo total da planta[8], sendo que o investimento na segurança deve ser encarado não somente como um acréscimo no custo de operação, mas como uma forma de evitar acidentes e os custos a eles relacionados.

Os possíveis acidentes em uma planta de propulsão nuclear são postulados de acordo com a sua probabilidade de ocorrência, sendo os principais:

- a) Perda de refrigerante do circuito primário (LOCA - Lost of Coolant Accident).
- b) Perda do sistema de controle do reator.
- c) Perda de alimentação do gerador de vapor.
- d) Colisão com perfuração do casco.
- e) Perda de alimentação elétrica.

Todos estes acidentes podem levar, de forma direta ou indireta, a uma perda incontrolável de radionuclídeos para o meio ambiente, que é chamada de máximo acidente crível (MCA - Maximum Credible Accident). Como primeira medida nestes acidentes, deve-se cessar a reação nuclear através da inserção automática das barras de controle e segurança no núcleo do reator. Este procedimento é chamado SCRAM do reator.

a) LOCA.

A perda de refrigerante do circuito primário pode levar à fusão do núcleo do reator, pois mesmo com todas as barras de controle inseridas e tendo cessada a fissão em cadeia, o núcleo continua gerando calor, dito residual ou de decaimento. O calor residual é função do tipo de combustível, do tempo de operação e da potência em que se encontrava o reator antes do desligamento, atingindo 5% da potência de operação após um segundo e 1% da potência de operação após uma hora do desligamento. A perda de refrigerante é considerada como uma falha de tubulação do circuito primário, onde ocorre uma ruptura tipo guilhotina de um ponto da rede principal do circuito primário. É usual a colocação de válvulas de isolamento com acionamento rápido nos bocais do reator, de modo a evitar perda do refrigerante no interior do vaso do reator. Adicionalmente é previsto um sistema de injeção de refrigerante no vaso do reator de modo a garantir que o núcleo não fique descoberto. De modo a garantir o resfriamento do núcleo em caso de LOCA, é previsto um sistema para resfriamento de emergência, onde o refrigerante é desviado entre o bocal do reator e a válvula de isolamento para um trocador de calor, retornando ao vaso do reator e resfriando assim o núcleo.

b) Perda do sistema de controle.

Como a perda do controle do reator pode comprometer seu resfriamento, existe na maioria das instalações de terra a possibilidade de injeção de água borada, que devido à sua alta seção de choque de absorção de neutrons pode cessar ou reduzir a reatividade do núcleo. Além disto, é previsto no mecanismo de controle um sistema de molas que empurra as barras de segurança para o interior do núcleo, cessando com a reação em cadeia.

c) Perda de alimentação do gerador de vapor.

A falha na alimentação de água no gerador de vapor corta de imediato a principal fonte de resfriamento do circuito primário. No caso de ocorrer esta falha,

deve-se garantir a remoção do calor residual existente no núcleo, o que é em grande parte feito através do gerador de vapor, sendo então realizado pelo sistema de resfriamento de emergência ou outro sistema específico. Portanto, neste tipo de falha deve ser prevista uma alimentação de emergência para o gerador de vapor.

d) Colisão com perfuração do casco.

A colisão com outra embarcação, rocha ou outro elemento pode romper o casco e atingir linhas ou equipamentos do circuito primário ou a ele ligados. Como isto pode provocar o vazamento de radionuclídeos, são colocadas estruturas no costado e anteparas da região do compartimento do reator para a proteção no caso de colisão. Além disto, deve se prever um meio de propulsão em emergência de modo a evitar que o navio fique a deriva e possa sofrer uma colisão. Outros meios que possam vir a aumentar a segurança durante o trânsito da embarcação, como por exemplo um bom sistemas de navegação, devem ser avaliados no projeto, assim como deve ser considerada uma boa visibilidade para os casos de navegação próxima de portos ou com profundidade restrita.

e) Perda de alimentação elétrica.

A perda de alimentação elétrica interrompe a circulação de refrigerante do reator e de alimentação do gerador de vapor, sendo prevista uma fonte de energia elétrica de emergência, e sistemas de emergência passivos que sejam capazes de atuar independentemente da energia elétrica, utilizando para isto de recursos como a pressurização de tanques e a circulação natural.

Os equipamentos do circuito primário estão arrançados no interior de uma estrutura, dita contenção, capaz de suportar a pressão e temperatura que podem vir a ocorrer no caso de uma ruptura de tubulação do circuito primário, evitando assim uma perda incontrolável de radionuclídeo. A figura 4.2.1. mostra a contenção do navio japonês MUTSU, mostrando ainda as estruturas de proteção contra colisão e a blindagem secundária. Em submarinos a colocação de uma estrutura independente que

envolva todos os equipamentos do circuito primário é praticamente inviável devido ao espaço reduzido neste tipo de embarcação, estando estes arranjados em um compartimento estanque limitado pelo casco resistente e por anteparas estruturais, com um corredor blindado de interligação entre as regiões a vante e a ré do compartimento.

Durante a operação da embarcação, o ar no interior da contenção pode ser ativado ou contaminado por vazamentos em válvulas ou em selagens por solda, gerando gases radioativos. Os gases radioativos mais usualmente detectados estão apresentados na tabela 4.2.1., podendo possuir uma meia vida de vários anos, como é o caso do  $\text{Sr}^{90}$  e  $\text{Cs}^{137}$ . Para evitar o vazamento de radionuclídeos a contenção deve estar submetida a uma pressão inferior à atmosférica. Além disto deve ser previsto um sistemas de ventilação da contenção para promover a circulação do ar no seu interior, evitando concentração de gases e particulados. Para reduzir a pressão no interior da contenção utilizam-se exaustores acoplados a filtros para conter partículas radioativas em suspensão, evitando assim a contaminação de regiões habitadas da embarcação ou ao seu redor. O mastro de exaustão deve ser o mais alto possível e arranjado de modo a evitar que o ar da exaustão caia sobre a embarcação, sendo ainda importante a monitoração e diluição do ar exaurido de modo a evitar uma alta concentração de radionuclídeos emitidos na atmosfera.

Uma monitoração das áreas ao redor do compartimento do reator e dos tripulantes também é imprescindível para garantir o rápido controle de um possível vazamento de radionuclídeos e garantir a proteção do pessoal de bordo. Para esta monitoração são utilizados medidores tipo GEIGER - MULLER e dosímetros portáteis para os tripulantes. É ainda importante um acompanhamento médico dos tripulantes, com exames periódicos para detecção de possível contaminação, sendo usual verificar a dosagem de iodo radioativo na glândula tireóide.

O treinamento do pessoal de bordo e de manutenção é um aspecto de relevante importância na segurança da embarcação, o mesmo ocorrendo com a qualidade na construção, de modo a aumentar a confiabilidade do navio.

O Germanischer Lloyd recomenda a instalação de um sistema de "Sprinklers" de modo a resfriar as paredes da contenção em caso de acidente com perda de refrigerante, atuando também contra incêndios. Prevê ainda a possibilidade de alagamento de quaisquer dois compartimentos estanques adjacentes sem perda de estabilidade, devendo ainda suportar uma avaria no fundo com extensão de 0,2 vezes o comprimento entre perpendiculares, considerando não ter ocorrido danos na parte interna do duplo-fundo.

De modo a prevenir acidentes e garantir uma operação segura da instalação de propulsão nuclear, devem ser previstos sistemas e dispositivos de segurança. Isto irá implicar obrigatoriamente em um aumento de peso, espaço ocupado e custo da embarcação. Por isto, uma análise de segurança da instalação deve ser feita com muito critério, de modo a conferir um alto grau de segurança à instalação, sem contudo afetar seu desempenho e elevar em demasia seu custo.

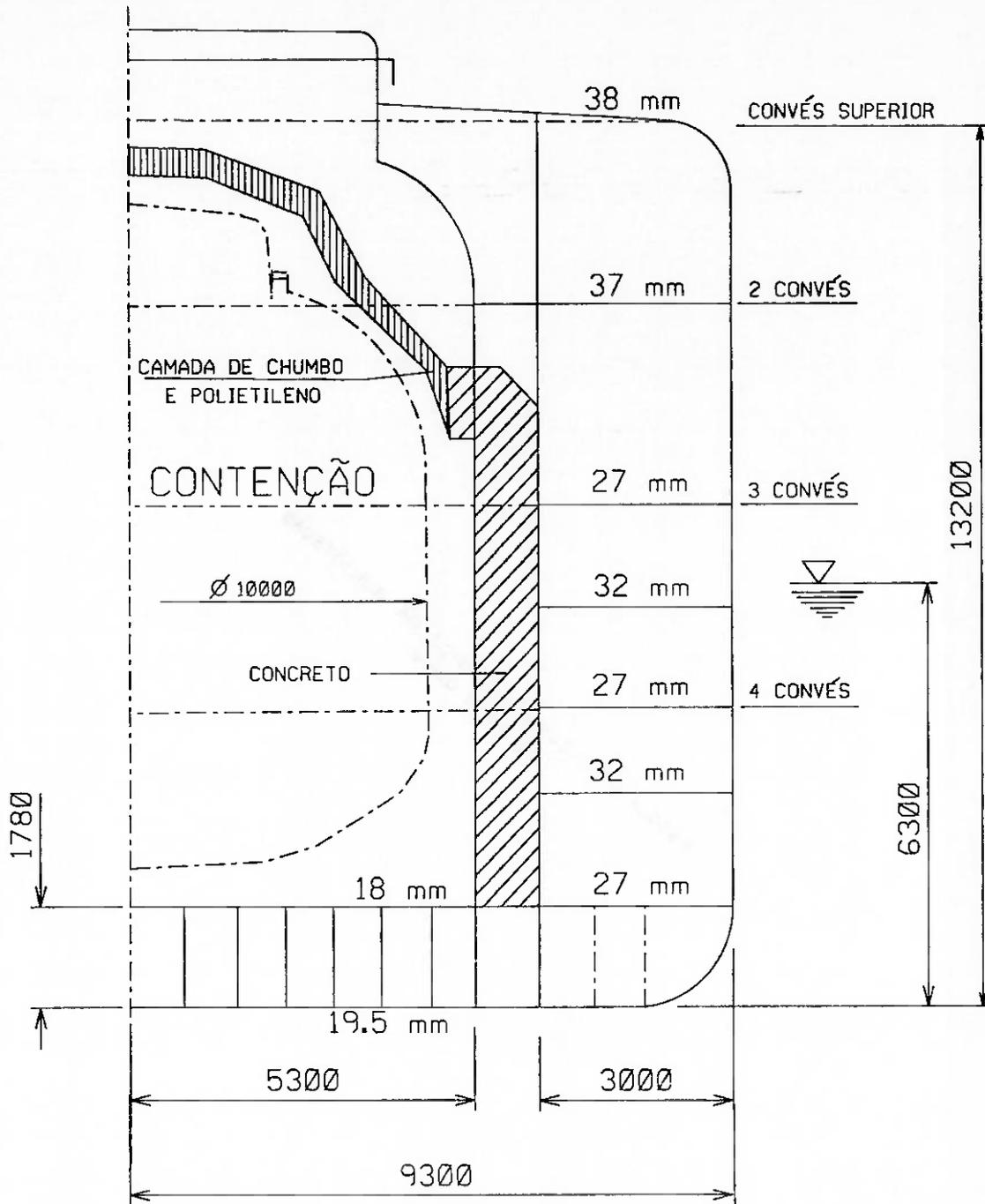


FIGURA 4.2.1. CONTENÇÃO E ESTRUTURA PARA COLISÃO DO NAVIO "MUTSU"

ISÓTOPO	MEIA VIDA	% DA FISSÃO
Kr <sup>85</sup>	9.4 anos	1.3
Kr <sup>87</sup>	75 min	2.8
Kr <sup>88</sup>	3 hr	3.47
I <sup>131</sup>	8 dias	3.3
I <sup>132</sup>	2.4 hr	3.76
I <sup>133</sup>	22 hr	4.9
I <sup>135</sup>	6.7 hr	5.9
Xe <sup>199</sup>	5.3 dias	4.9
Xe <sup>198</sup>	9.2 hr	5.9
Sr <sup>90</sup>	20 anos	5.1
Gs <sup>137</sup>	37 anos	6.2

TABELA 4.2.1 - CARACTERÍSTICAS DE ALGUNS GASES PRODUZIDOS NA FISSÃO

### 4.3. Arranjo

O arranjo de uma instalação nuclear de propulsão é de fundamental importância no projeto da embarcação, pois possui um forte impacto sobre o dimensionamento da blindagem radiológica secundária, que envolve a contenção, uma vez que define a posição das principais fontes de radiação internas ao compartimento do reator. Além disto, o arranjo define a posição das principais áreas habitáveis da embarcação, ditando assim as doses de radiação admissíveis nos arredores do compartimento do reator, influenciando também por isto no dimensionamento da blindagem. O posicionamento dos equipamentos auxiliares e de segurança influi no dimensionamento destes sistemas, ditando ainda as cargas dinâmicas a que equipamentos e estruturas estarão sujeitos devido aos movimentos do navio ou a cargas de choque oriundas de explosões, como no caso de embarcações militares.

As principais fontes de radiação no interior da contenção são o núcleo do reator e os equipamentos e tubulações que trabalham diretamente com o refrigerante. Os equipamentos que são fontes de radiação devem estar o mais agrupados possível de modo a reduzir a área necessária para blindagem, devendo ainda estar arranjados nos níveis mais baixos da embarcação de modo a afastar as fontes de radiação das regiões habitáveis, que se encontram normalmente nos níveis mais elevados da embarcação. Equipamentos que são fontes de radiação com direção preferencial de fuga de radiação, devem ser arranjados de modo a otimizar a blindagem, assim bocais que são normalmente pontos de maior fuga de radiação em equipamentos que possuam material radioativo no seu interior, devem ser direcionados para regiões não habitadas ou para estruturas e equipamentos que possam atenuar este efeito, como por exemplo tanques ou outros equipamentos. Áreas não habitadas ou de baixa frequência de ocupação devem ser arranjadas próximas ao compartimento do reator, admitindo assim níveis mais elevados nestas áreas, reduzindo as espessuras de blindagem

necessárias no local. A distância de regiões habitáveis às fontes de radiação tem grande impacto do ponto de vista de blindagem, como mostra a curva da figura 4.3.1.. Esta curva representa os níveis de radiação para as áreas próximas da antepara do compartimento do reator no protótipo do submarino Nautilus. Esta redução ocorre devido à variação do fluxo de radiação com o inverso do quadrado da distância (vide equação 4.1.1), devendo áreas habitáveis ser arranjadas o mais afastado possível das fontes de radiação. Algumas estruturas como tanques ou equipamentos com pouca necessidade de acesso ou manutenção podem ter a função de blindagem, sendo preferível que não contenham espaços vazios no seu interior, podendo assim proporcionar uma blindagem efetiva, como ocorre com o tanque de compensação e óleo combustível na maioria dos submarinos nucleares, como mostra a figura 4.3.2.. Este arranjo do tanque permite o cumprimento de uma dupla função, armazenamento e blindagem.

Um arranjo simétrico dos equipamentos e tubulações proporciona uma redução nas espessuras da blindagem, pois torna a distribuição das fontes mais uniforme, não penalizando em demasia uma determinada região da blindagem. Em instalações com mais de um reator, estes devem estar arranjados próximos um do outro de modo a permitir uma blindagem única para os dois, reduzindo assim o seu peso.

Áreas do compartimento do reator que façam fronteira com o mar, em geral o costado, podem ter a blindagem reduzida ou eliminada desde que não afete os compartimentos adjacentes e propiciem doses seguras para o pessoal de porto próximo ao cais.

Uma vez que, mesmo com o reator desligado, há a presença de fontes de radiação, a manutenção deve ser realizada no menor espaço de tempo possível, para evitar doses de radiação acima do admissível para o pessoal de manutenção. Assim o arranjo deve contemplar facilidades de manutenção e acesso para inspeção de equipamentos internos à contenção.

Como exemplo do impacto do arranjo no dimensionamento da blindagem, podemos citar o projeto do submarino Nautilus, onde mais de vinte e cinco propostas de arranjo foram estudadas. Com o rearranjo de um trecho de tubulação do circuito primário conseguiu-se reduzir em 10% o peso da blindagem secundária. A mudança no arranjo da tubulação do circuito primário em um trecho com grandes "loops" de expansão térmica para outro sem a presença de "loops" resultou em uma redução de 15% no peso da blindagem secundária[20].

O compartimento do reator deve estar localizado em uma região com menor probabilidade de colisão, e onde o seu peso não afete o equilíbrio da embarcação, devendo ainda estar proporcionar a acomodação da praça de máquinas na região de ré, onde estão as turbinas, condensadores e os auxiliares. À meia nau os equipamentos do compartimento do reator sofrem a menor ação das forças oriundas dos movimentos da embarcação, reduzindo assim os esforços sobre as tubulações e estruturas de suportaçã, que tendo menores escantilhões facilitam o arranjo interno da contenção. O Germanifsher Lloyd (GL) recomenda o posicionamento do compartimento do reator no máximo a 0,3 do comprimento entre perpendiculares com relação à perpendicular de vante, de modo a diminuir os riscos devido a um choque de proa. O GL recomenda ainda um duplo fundo mínimo de 1,8 metros com o ponto mais baixo da contenção localizado a no mínimo 2,5 metros da linha de base do navio, e afastada de pelo menos 0,5 metros da estrutura do casco. Estas medidas também procuram evitar danos na região do compartimento do reator devido a encalhe, abalroamento ou choque. Tubulações e componentes com material radioativo devem estar arranjados a 0,2 vezes a boca do navio afastados da estrutura do casco.

O arranjo tem importante papel na segurança da planta devido à possibilidade de se ter circulação natural no circuito primário, tornando o resfriamento do núcleo do reator independente de bombas em baixa potência. Assim o elemento de dissipação de calor, no caso o gerador de vapor, deve estar localizado acima da fonte de calor, no caso o reator, de modo a incrementar a energia do fluido

frio e promover a ascensão do fluido quente, devendo ainda procurar reduzir as perdas de carga no circuito primário.

Os sistemas auxiliares do circuito primário que operam com fluido radioativo devem preferencialmente estar arranjados no interior da contenção, devendo por isto possuir um alto grau de automação.

Os sistemas ligados direta ou indiretamente ao circuito primário e que estão locados externamente à contenção devem estar agrupados e arranjados o mais próximo possível do compartimento do reator, de modo a reduzir o comprimento de tubulações com produtos radioativos ou com possibilidade de serem contaminadas, no caso de um vazamento do circuito primário para o sistema. Tendo assim o efeito de reduzir a possibilidade de propagação e contaminação de uma grande área do navio. Assim, no caso de um vazamento, este ficara confinado em uma área controlada de possível contaminação dentro da embarcação.

As penetrações de tubulações e cabos na contenção devem estar arranjadas de forma a não afetar estruturalmente a contenção, e também a não acentuar as doses de radiação nas regiões próximas a estas penetrações. Com isto dispensa-se uma blindagem adicional para as penetrações. Tubulações com fluidos quentes devem ainda considerar elementos ou arranjos que absorvam esforços térmicos. As peças de penetração na contenção devem garantir a estanqueidade no caso de acidente de perda de refrigerante ou de alagamento.

Em navios de superfície o compartimento do reator é arranjado a meia nau com o compartimento de máquinas na região adjacente de ré, abrigando ai os sistemas auxiliares e mais a ré a caldeira auxiliar e o motor diesel de emergência. A figura 4.3.3. mostra a compartimentação dos navios Mutsu e Otto Hahn, apresentando as características citadas acima. No Otto Hahn destaca-se o compartimento de armazenamento de combustível gasto que será discutido no capítulo 5.

Em submarinos o arranjo é um fator crucial no projeto, independente de se ter uma propulsão nuclear ou convencional. No caso da propulsão nuclear existem porém algumas restrições que não são encontradas na propulsão convencional. Como

normalmente esta localizado o centro de flutuação da embarcação, por implicar na ativação ou contaminação da água de compensação (água do mar), que possui inúmeros sais e metais em sua constituição. Esta contaminação pode vir a se espalhar pelo navio no caso do sistema estar interligado ao sistema de trim, implicando ainda na contaminação do próprio tanque de compensação, o que dificulta os processos de inspeção e manutenção. Este fato exige uma concepção do sistema diferenciada daquela existente para submarinos convencionais, implicando em uma manobra mais complexa para a compensação. Outro fator importante ligado ao projeto de submarinos está relacionado com o projeto do reator e da blindagem, tanto a primária quanto a secundária, pois a fuga de radiação do vaso do reator deve ser minimizada ao máximo através de barreiras adequadamente colocadas no seu interior, de modo a reduzir as espessuras de blindagem necessárias, principalmente a primária que tem um grande impacto sobre o arranjo do compartimento do reator e por conseguinte nas dimensões da blindagem secundária. A figura 4.3.2. mostra também a compartimentação típica dos submarinos americanos, com as áreas habitadas localizadas na região de vante do navio e o compartimento do reator localizado a meio navio, com um compartimento de auxiliares e de controle da propulsão entre ele e o compartimento de máquinas (propulsão direta). Nos submarinos com propulsão turbo elétrica, o compartimento dos turbo geradores está arranjado adjacente ao compartimento do reator, abrigando alguns auxiliares do circuito primário, ficando a região de ré com o compartimento do motor elétrico e com o controle da propulsão. A figura 4.3.4. mostra o arranjo básico do compartimento do reator e turbinas de uma instalação nuclear de propulsão para submarinos ingleses. Nela observa-se que o tanque de blindagem primária e os geradores de vapor são arranjados na região de vante do compartimento, ficando as bombas de circulação e o pressurizador na região de ré, procurando assim, possivelmente ajustar a posição do centro de gravidade do submarino. As tubulações do circuito primário são encaminhadas pela região do fundo do compartimento, e a de vapor passa na região superior pelos bordos, evitando doses de radiação elevadas nas áreas habitadas. A ré do compartimento do reator esta

do compartimento, e a de vapor passa na região superior pelos bordos, evitando doses de radiação elevadas nas áreas habitadas. A ré do compartimento do reator esta localizado o compartimento dos motores diesel de emergência e equipamentos auxiliares do circuito primário, bem como a sala de controle da propulsão. A ré deste compartimento estão alojadas as turbinas de propulsão e a caixa redutora de rotação do eixo, além de alguns sistemas auxiliares de bordo, tais como ar condicionado e circulação de água do mar. Mais a ré tem-se um motor elétrico de emergência e o mancal de escora, em uma região onde o casco possui menor diâmetro, o que decorre de necessidades de ajuste na posição do centro de flutuação.

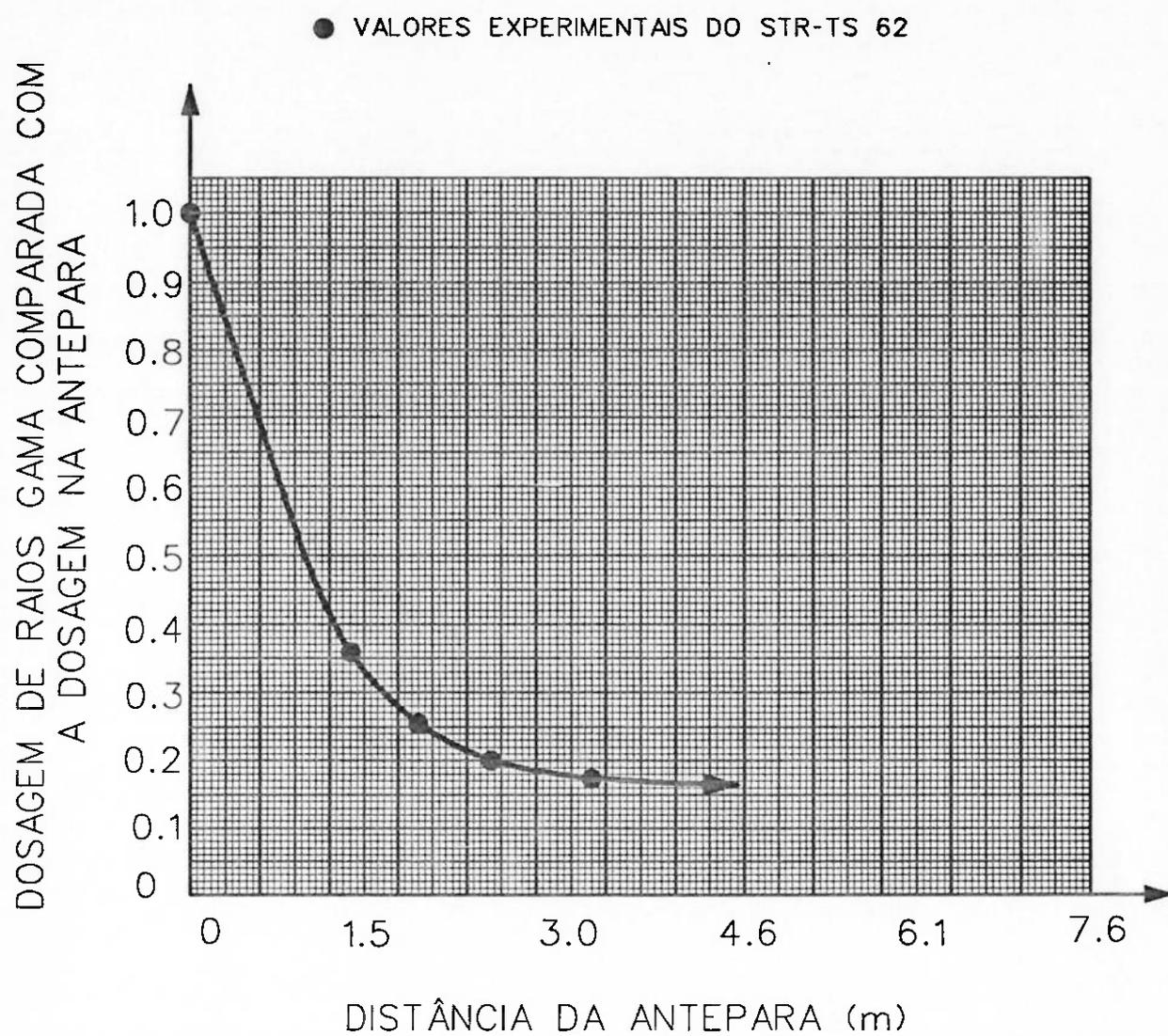
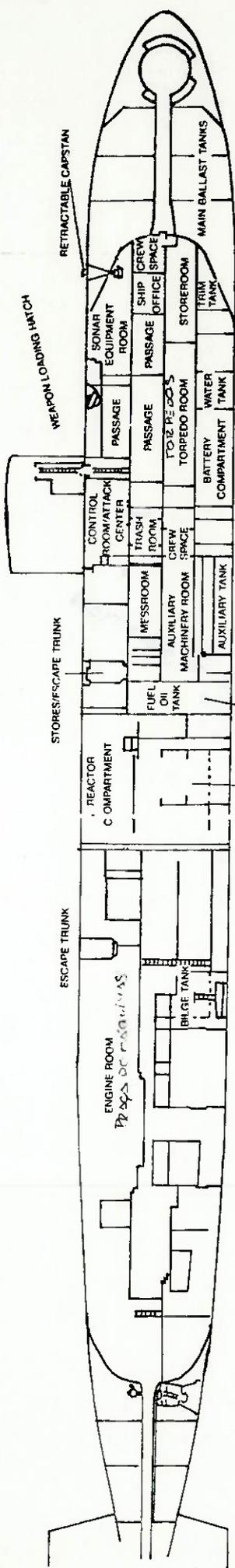


FIGURA 4.3.1 EFEITO DO NÍVEL DE RADIAÇÃO COM A DISTÂNCIA À FONTE

1 (SCN 198) elevation (USS - LOS ANGELES)



1 (SCN 197) elevation (USS - SURBON)

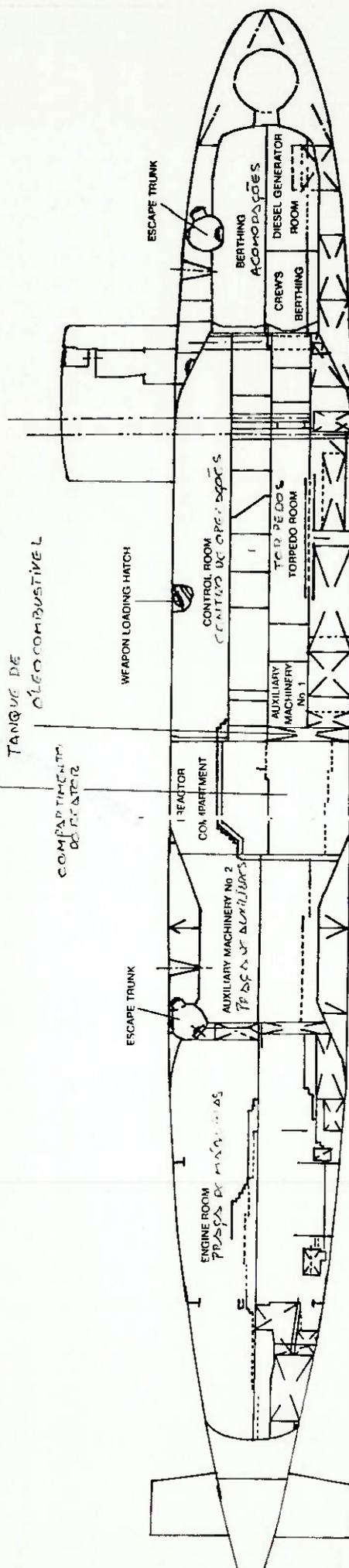
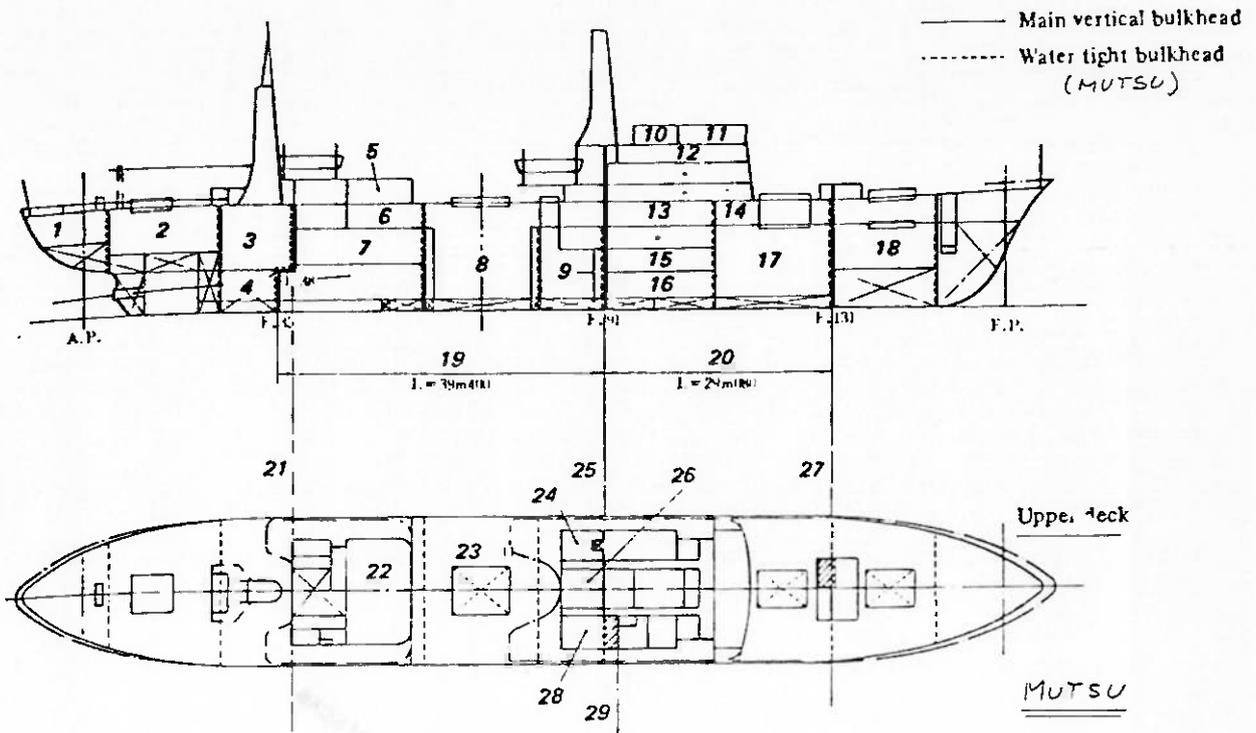


FIGURA 4.3.2 COMPARTIMENTAÇÃO E ARRANJO DE TANQUE COM A FINALIDADE DE BLINDAGEM E ARMAZENAMENTO, TÍPICO DE SUBMARINOS AMERICANOS



- |                                          |                                                |
|------------------------------------------|------------------------------------------------|
| 1 Steering gear room                     | 16 Pump room (PARÇA DE BOMBEUS)                |
| 2 No. 3 cargo hold                       | 17 No. 2 cargo hold                            |
| 3 Auxiliary boiler room (CALDEIRA AUX)   | 18 No. 1 cargo hold                            |
| 4 Shaft tunnel (TUNEL DO EIXO PROP)      | 19 Main vertical zone                          |
| 5 Control room                           | 20 Main vertical zone                          |
| 6 Switchboard space                      | 21 Main vertical bulkhead                      |
| 7 Engine room (PARÇA DE MÁQUINAS)        | 22 Control room                                |
| 8 Reactor room (COMPTE REATOR)           | 23 Hatch for reactor room                      |
| 9 Reactor auxiliary room (AUX DO REATOR) | 24 H <sub>2</sub> , N <sub>2</sub> bottle room |
| 10 Wireless room                         | 25 Main vertical bulkhead                      |
| 11 Wheel house                           | 26 Instrumentation battery room                |
| 12 Accommodation space                   | 27 Main vertical bulkhead                      |
| 13 Accommodation space                   | 28 Emergency generator room                    |
| 14 Accommodation space                   | 29 Main vertical bulkhead                      |
| 15 Provision store                       |                                                |

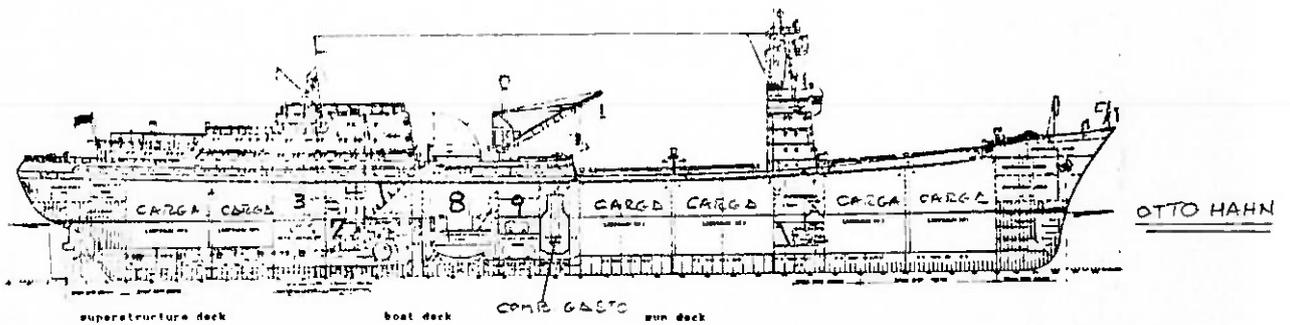


FIGURA 4.3.3 COMPARTIMENTAÇÃO DOS NAVIOS MUTSU E OTTO HAHN



#### 4.4. *Movimentos do Navio*

No projeto de uma instalação nuclear de propulsão naval os movimentos da embarcação têm influência relevante sobre o dimensionamento de suportações e sobre componentes de equipamentos. Assim o jogo, a arfagem, a guinada, o avanço, a deriva e o caturro irão induzir forças nas estruturas e equipamentos do navio devido às acelerações associadas a estes movimentos. Uma análise do espectro das ondas dos oceanos indica que ciclos regulares dos movimentos do navio não induzem acelerações que venham a afetar o funcionamento e a estabilidade do reator, mas condições ruins de mar resultam em forças significativas que devem ser consideradas no projeto da instalação nuclear de propulsão. A figura 4.4.1. mostra as acelerações atuantes sobre o navio devido a movimentos em onda, considerando as acelerações dinâmicas associado-as à ação da gravidade.

Nos movimentos de rotação do navio, as maiores velocidades são encontradas nos pontos extremos do movimento, sendo zero no centro deste. As maiores acelerações ocorrem quando a velocidade é nula e o movimento muda de sentido. Para as embarcações de porte, como no caso do Savannah, as forças devido ao avanço, a guinada e a deriva não chegam a ter uma influência significativa para o projeto.

A arfagem, o jogo e o caturro têm a amplitude e frequência ditados pela distribuição de massa do navio e pelo plano de linha d'água. Devido ao movimento do navio e à existência de ondas, é difícil se determinar o plano de linha d'água e o centro dos movimentos do navio.

Investigações realizadas quanto a influência dos movimentos do navio mostraram que as acelerações sobre os componentes depende basicamente de três fatores :

- Posição do equipamento na embarcação.

- Velocidade da embarcação.

- Tamanho da embarcação.

O mecanismo de acionamento das barras de controle do reator e a suportação do elemento combustível são os itens mais sensíveis aos movimentos do navio.

A tabela 4.4.1. mostra as maiores acelerações levantadas pela G.G.Sharp Company para a B&W para navios de porte compatível com os nucleares projetados. Vemos que na combinação dos movimentos ocorrem as mais elevadas acelerações.

A figura 4.4.2 mostra os dados de aceleração levantadas para o navio Otto Hahn em condições adversas, com ondas de 8 a 9 metros e vento de proa de 10 beaufort, resultando em acelerações de 0,6g à vante e 0,4g à ré , tendo no compartimento do reator 0,2g. Valores estes inferiores àquele de projeto (1g).

A definição dos valores de aceleração devido ao movimento do navio deve garantir a segurança da planta sem implicar em peso e custo excessivo devido a considerações muito conservadoras.

As sociedades classificadoras definiram valores de acelerações a serem consideradas no projeto de navios com propulsão nuclear, assim o Germanifsher Lloyd requer que as estruturas de suporte de equipamentos ligados ao reator e à segurança da instalação ou próximos a estes sistemas sejam dimensionadas com uma aceleração adicional conforme indicado abaixo :

Aceleração (a) em qualquer direção :

Para  $0,3 < x/L < 0,7$

$$a = 1$$

para  $0 < x/L < 0,3$

$$a = 1 + 40 \cdot (0,3 - x/L) / (L)^{1/2}$$

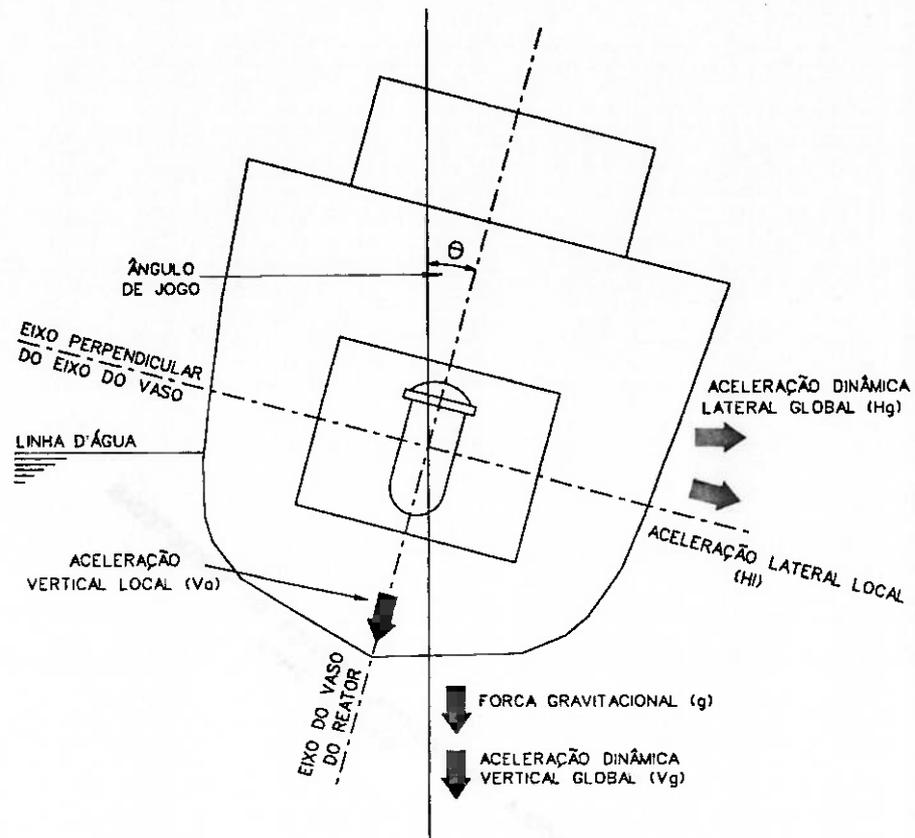
e estipula uma banda máxima de  $45^\circ$  e trim máximo equivalente a 250

H/L, onde:

x = distância em metros do ponto analisado à perpendicular de ré

L = comprimento entre perpendiculares

H = calado médio do navio



$$V_a = V_g \cos\theta + 9.8 \cos\theta + H_g \sin\theta$$

$$H_l = V_g \sin\theta + 9.8 \sin\theta + H_g \cos\theta$$

figura 4.4.1. ACELERAÇÕES ATUANTES NO NAVIO

CONDIÇÃO	ACELERAÇÃO (g)	CICLOS/25 ANOS	PERÍODO ESTIMADO (seg.)	PERÍODO A.B.S. (seg.)
45 JOGO	0.70 LAT.	125	14	10
30 JOGO	0.50 LAT.	3125	14	10
15 JOGO	0.26 LAT.	75000	14	10
10 JOGO	0.17 LAT.	3125000	14	10
5 JOGO	0.1 LAT.	6250000	14	10
6 CATURRO	0.23 VERT.	312500	7	7
3.5m ARFAGEM	0.22 VERT.	312500	8	8
COMBINAÇÃO DE MOVIMENTOS	1.53 VERT. P/ CIMA	625		
COMBINAÇÃO DE MOVIMENTOS	-0.43 VERT. P/ BAIXO	625		

TABELA 4.4.1. ACELERAÇÕES ESTIMADAS DEVIDO AO MOVIMENTO DO NAVIO

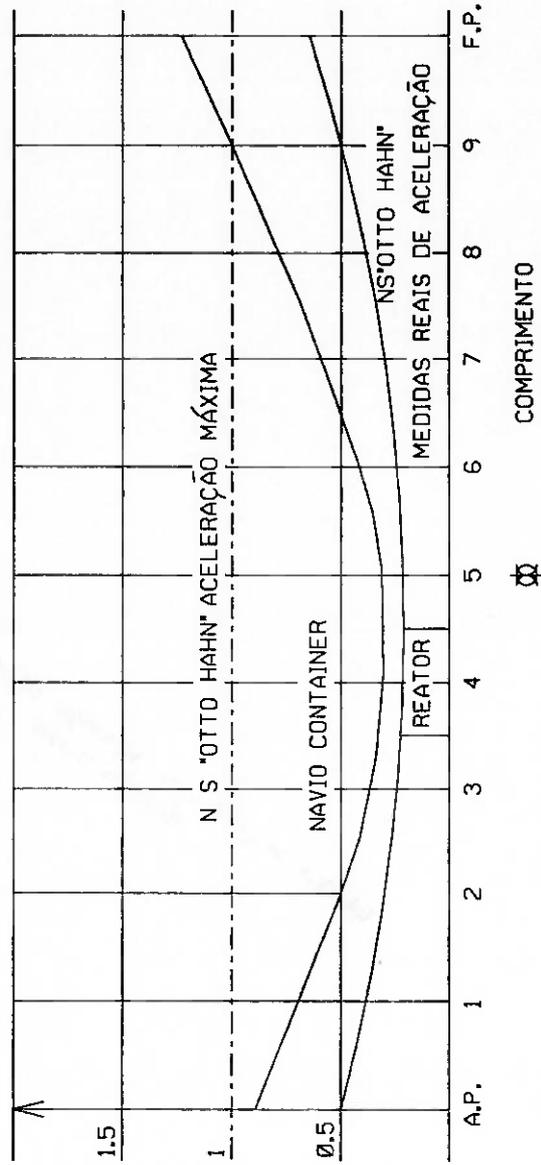


FIGURA 4.4.2 ACELERAÇÃO VERTICAL EM FUNÇÃO DO COMPRIMENTO DO NAVIO (VALORES PARA O NAVIO OTTO HAHN)

#### 4.5. Descontaminação e descomissionamento

Os equipamentos que operam com material radioativo podem ficar contaminados com uma parte deste material, que pode se fixar no equipamento ou disseminar esta contaminação em uma área próxima a ele no caso de vazamento. Mesmo as pessoas podem vir a se contaminar com material radioativo no caso de manuseio ou contato acidental com este tipo de material. A contaminação neste caso pode ser interna ou externa, quando o produto penetra ou não no organismo da pessoa. Além disto a contaminação pode influir na leitura de níveis de radiação do local contaminado ou das proximidades.

Na parada para manutenção ou reparo de uma instalação nuclear de propulsão, faz-se muitas vezes necessária a remoção de equipamentos ou de partes dele. No caso do equipamento operar com material radioativo, torna-se um risco o seu manuseio pelo pessoal de manutenção e reparo. Para executar estes trabalhos é necessário todo um aparato de segurança e constante monitoração de modo a não ultrapassarem os níveis admissíveis de dose de radiação. Para garantir um nível de dose adequado, é feito um revezamento constante do pessoal envolvido comü interrupção dos trabalhos. Devido a estes problemas é interessante descontaminar algumas áreas e equipamentos, de modo a facilitar o acesso e os trabalhos de manutenção e inspeção, evitando interrupções.

A descontaminação tem por objetivo remover o material radioativo de um meio ou superfície, podendo para isto utilizar meios mecânicos (abrasão, sucção ou outras) ou químicos (com solventes ou soluções que retenham o material radioativo). Devendo para isto prever o melhor método para o tipo de contaminação existente, procurando atender aos seguintes critérios :

- Evitar a propagação da contaminação para outras regiões e para o ar, utilizando para isto preferencialmente os métodos de remoção úmidos aos secos.

- Utilizar preferencialmente os métodos suaves que evitem uma maior penetração do material radioativo na superfície contaminada.

- Contaminação por radionuclídeo de meia vida curta deve preferencialmente ser isolada de modo a permitir seu decaimento natural.

A contaminação pode ser fixa, onde o material radioativo está impregnado na superfície, ou solta onde o material radioativo não está impregnado na superfície. Na contaminação fixa, geralmente se utilizam métodos úmidos onde inicialmente é feita uma limpeza com produto detergente para remoção de gorduras, e posteriormente com soluções descontaminantes apropriadas. Processos utilizando pastas ou cremes abrasivos podem também ser utilizados na remoção de contaminação fixa, que pode exigir até métodos mais vigorosos, como a retirada de camadas da superfície onde a contaminação está impregnada. Quando estes métodos de remoção não garantem a descontaminação da superfície, pode ser feita uma selagem com a aplicação de tinta, concreto ou outro material compatível com a superfície, devendo neste caso ser registrado o procedimento de selagem para que haja um controle da área contaminada. A tabela 4.5.1. mostra alguns destes métodos de descontaminação em função do tipo de superfície contaminada, sendo de maior interesse no campo naval aqueles ligados à descontaminação do aço inox e superfícies pintadas, que são encontrados em grande quantidade em navios com propulsão nuclear.

Na contaminação solta utiliza-se aspiradores com filtros especiais, não sendo recomendados métodos que possam vir a suspender o material no ar. Métodos úmidos também são empregados utilizando solventes ou soluções específicas para o tipo de contaminação existente. Em alguns casos utiliza-se uma resina decapável, que é aplicada sobre a superfície e posteriormente retirada na forma de película juntamente com o material radioativo.

Para o projeto de uma instalação propulsora nuclear devem então ser previstas facilidades de acesso para a descontaminação, bem como evitar superfícies porosas onde possa haver acúmulo de radionuclídeos.

No descomissionamento da embarcação deve-se ter grande atenção para com os materiais que ainda se encontram radioativos após a descontaminação, e com aqueles que não foram descontaminados, como ocorre geralmente com o vaso do reator. Estes materiais devem ser estocados em uma área controlada de modo a evitar a contaminação e a proximidade com a população, sendo este material considerado lixo atômico. Na ex-U.R.S.S., nos E.U.A. e França entre outros, alguns materiais são acondicionados em containers resistentes e lançados ao mar em regiões de grande profundidade, e outros colocados em depósitos subterrâneos em regiões isoladas.

TIPO DE SUPERFÍCIE	DESCONTAMINAÇÃO
MADEIRA	RASPAGEM, UTILIZANDO ASPIRADOR PARA COLETAR PARTÍCULAS
CONCRETO	ÁCIDO CLORÍDRICO OU REMOÇÃO MECÂNICA
LINÓLEO	TETRACLORETO DE CARBONO, QUEROSENE, SOLUÇÃO DE CITRATO DE AMÔNIO, ÁCIDO DILUÍDO
P.V.C.	SOLVENTE ORGÂNICO, DETERGENTE OU SUBSTITUIÇÃO
AÇO INOX	ÁCIDO FOSFÓRICO E ÁCIDO NÍTRICO DILUÍDO
LADRILHOS	ÁCIDO MINERAL, CITRATO DE AMÔNIO FOSFATO TRISÓDIO OU SUBSTITUIÇÃO
TINTAS	TETRACLORETO DE CARBONO, ÁCIDO CLORÍDRICO (10%) OU REMOÇÃO DA TINTA E NOVA APLICAÇÃO

TABELA 4.5.1. MÉTODOS DE DESCONTAMINAÇÃO DE SUPERFÍCIES

#### 4.6. Troca de combustível

Após um longo período de operação, quando o combustível houver se exaurido, deverá ser procedida a troca do núcleo "queimado" por um novo combustível. O material acumulado no núcleo do reator durante sua operação é de alto nível de radiação, implicando por isto em equipamentos e procedimentos especiais, bem como pessoal treinado, que garantam a segurança na troca do combustível.

Devido à complexidade na operação de troca do combustível, e devido à sua baixa frequência, esta deve ser programada de modo a coincidir com as paradas normais da embarcação para reparos e manutenção, tais como docagens e inspeções anuais. Assim pode-se aliar dois processos de longa duração em atividades paralelas.

O tempo de duração de um combustível é de difícil definição, uma vez que no processo de fissão há o surgimento de materiais absorvedores de nêutrons e de materiais físeis provenientes de materiais férteis existentes no núcleo, como o  $U^{238}$ . Assim a vida útil de um determinado combustível é função da quantidade de material físsil e fértil existente no núcleo. O Savannah possui um núcleo com 7,06 toneladas de urânio com um grau de enriquecimento de 4,7%, tendo um período de troca de aproximadamente três anos. A tabela 4.6.1. mostra um inventário do consumo de combustível do navio Savannah, mostrando os isótopos formados após a sua vida útil, e a pequena variação na quantidade do  $U^{235}$ .

O processo de troca de combustível deve ser realizado com a máxima segurança devido ao grande risco de contaminação envolvido e devido ao alto custo do combustível. A figura 4.6.1 mostra de forma esquemática as características do combustível antes de ser colocado no reator e após a sua retirada do núcleo para recarga, o que pode ser visto também na tabela 4.6.1.. Nota-se a existência de uma grande quantidade de material físsil no núcleo após a operação. Este material pode ser reaproveitado, já que o custo do material físsil é muito elevado.

Para a troca de combustível deve ser previsto um acesso direto por meio de um escotilha ao topo do reator, de modo a evitar movimentação horizontal do elemento combustível dentro da embarcação e diminuir o tempo de exposição à radiação do pessoal envolvido na operação. Deve sempre haver pessoal treinado de reserva de modo a substituir aqueles que por ventura tenham recebido doses de radiação dentro do limite do admissível. Sendo assim uma monitoração constante e precisa deve ser efetuada das regiões próximas da área de troca, onde o pessoal esteja trabalhando e nas áreas mais afastadas, de modo a garantir a segurança da população da região onde a troca esta sendo efetuada.

Após o desligamento do reator seu núcleo continua gerando calor devido ao decaimento dos produtos de fissão existentes no núcleo gasto, dito calor de decaimento. Este calor é função do tempo de operação da planta antes da troca, e pode ser expresso por :

$$H = 0,07 * P_0 t^{-0,2} ,$$

onde :

$H$  = Taxa do calor de decaimento após  $t$  segundos de desligamento do reator (Watt/seg.)

$P_0$  = Potência de operação do reator (Watt).

$t$  = tempo após o desligamento (seg.).

A taxa do calor de decaimento vai se reduzindo com o tempo, mas este processo pode levar semanas ou mesmo meses, sendo importante por isto um sistema para resfriamento do núcleo após a retirada deste da embarcação, de modo a evitar uma possível fusão do núcleo retirado, podendo causar a liberação de radionuclídeos. A figura 4.6.2. mostra o comportamento do calor de decaimento, como fração da potência total do reator, com o tempo. Mostrando ainda a influência do tempo de operação do reator sobre o calor de decaimento.

As figuras 4.6.3.a, 4.6.3.b e 4.6.3.c ilustram de forma simplificada as várias etapas da troca de combustível descritas a seguir. O processo de retirada do combustível gasto começa com a remoção da blindagem superior do vaso do reator, a retirada dos elementos de conexão com as barras de controle e o desligamento de elementos fixados ao tampo do vaso do reator. Através de maquinário especial com controle remoto, são retirados os prisioneiros de fixação do tampo do vaso e este é removido, sendo adaptada uma extensão ao corpo do vaso de modo a aumentar a altura da lamina d'agua deste, garantindo uma blindagem adicional e água para o resfriamento do núcleo. Uma vez retirado o tampo e colocada a extensão, uma câmera operada remotamente é introduzida no vaso para inspeção do combustível. E com ferramentas especiais comandadas a distância, são desconectados os eixos de atuação dos elementos de controle, que ficam assim livres dentro do núcleo. É introduzida então uma máquina para a troca de combustível, que tem acesso a todos os elementos combustíveis, retirando-os um a um com movimentação exclusivamente na vertical. O combustível gasto é então colocado em recipientes fechados e blindados, possuindo ainda um sistema de resfriamento para o elemento. Podem ser armazenados um ou mais elementos em cada recipiente, sendo este valor função da máquina de troca e da massa total do combustível. Este recipiente é então transferido para uma planta de reprocessamento, onde serão reaproveitados os materiais físseis e férteis do combustível. Devido ao grande peso dos itens envolvidos, tais como máquina de troca, recipiente blindado e combustível, equipamentos de movimentação de carga precisos e com possibilidade de movimento nas três direções devem ser utilizados, procurando evitar movimentos bruscos que poderiam levar à liberação de gases radioativos contidos no núcleo. O local onde for ocorrer a troca de combustível, deve ainda possuir uma área para armazenar com segurança o combustível gasto, até que seu calor de decaimento atinja valores aceitáveis para o seu transporte até a usina de reprocessamento. No navio Otto Hahn, o combustível gasto é armazenado em um tanque próprio, reduzindo assim as facilidades exigidas do porto base onde é realizada

a troca de combustível. Este tanque pode ainda servir como um aparato para transportar o combustível gasto até a unidade de reprocessamento

O carregamento com combustível novo é um processo mais simples, devendo ser precedido de uma inspeção do vaso do reator e descontaminação dos equipamentos e área onde a troca foi realizada. Neste processo há a inspeção e troca dos elementos de controle e de partes dos internos do reator. Após a troca por combustível novo, são feitos todos os testes necessários para início de operação da instalação, tais como estanqueidade e de operação dos sistemas de segurança.

Aqui percebemos novamente a importância de um estudo profundo do arranjo do navio de modo a facilitar as operações envolvidas na troca de combustível, e reduzir o tempo e o custo para o "reabastecimento" do navio.

ENRIQUECIMENTO INICIAL	4.7%
CARGA DE U235 INICIAL	332 kg
CARGA DE U238 INICIAL	6734 kg
CARGA BURNUP MÉDIO	7360 MWD/T
ENRIQUECIMENTO FINAL	3.9%
CARGA DE U239 FINAL	273 kg
CARGA DE PU239 FINAL	17.5 kg
CARGA DE PU TOTAL FINAL	19.5 kg
U235 REDIMENTO CONSUMIDO	59 kg

TABELA 4.6.1 INVENTÁRIO DO COMBUSTÍVEL DO NAVIO SAVANNAH

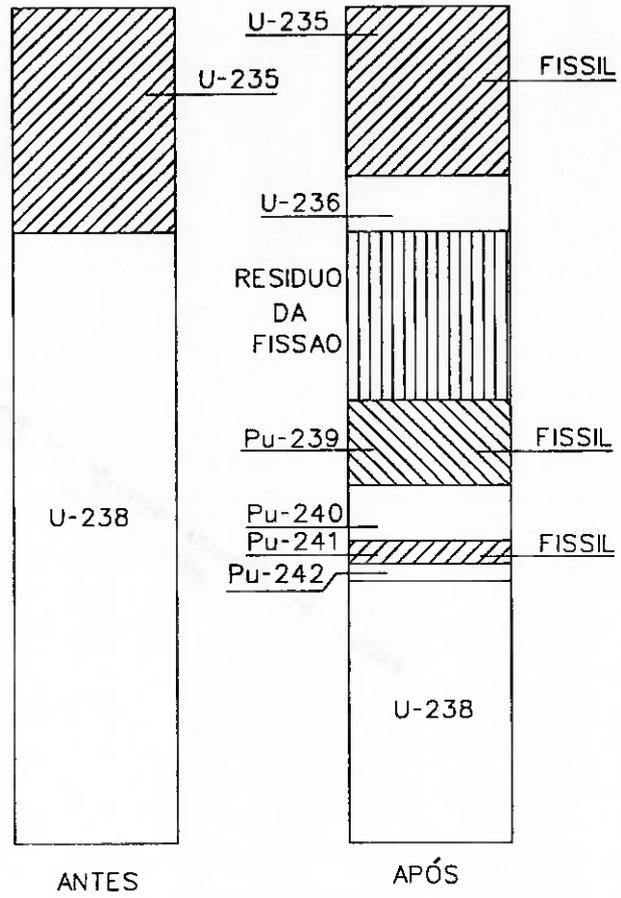


figura 4.6.1.COMPOSIÇÃO TÍPICA DO COMBUSTÍVEL ANTES E APÓS O USO

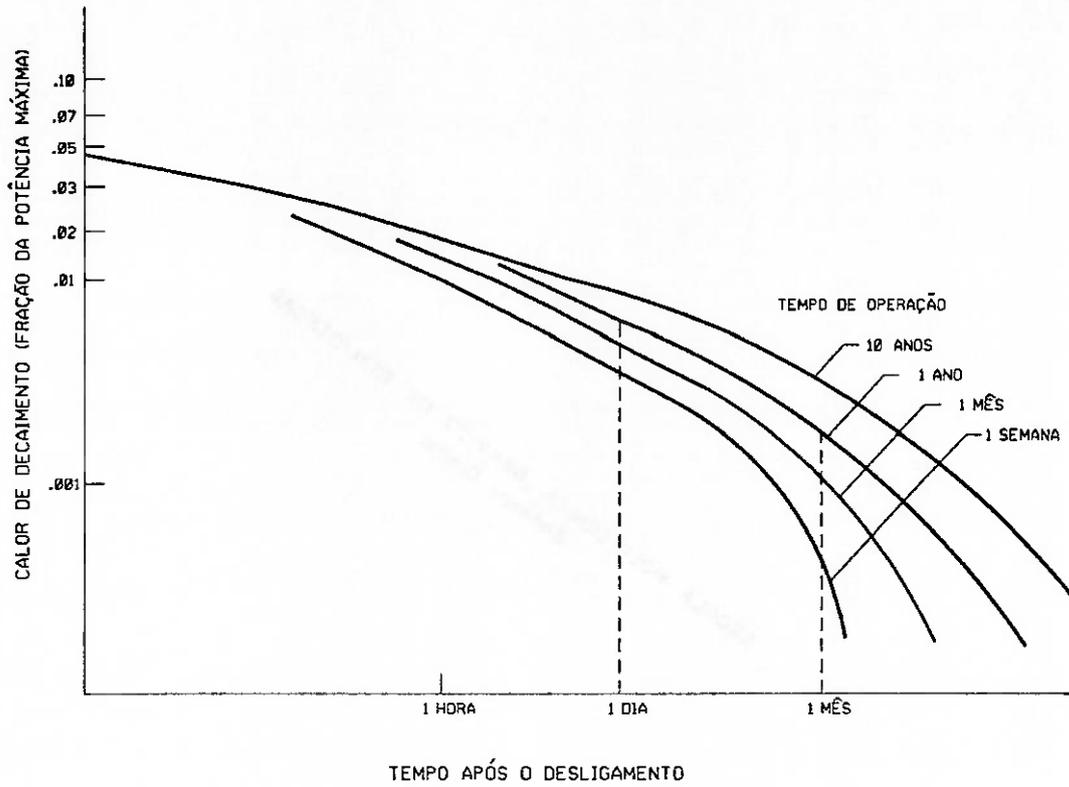
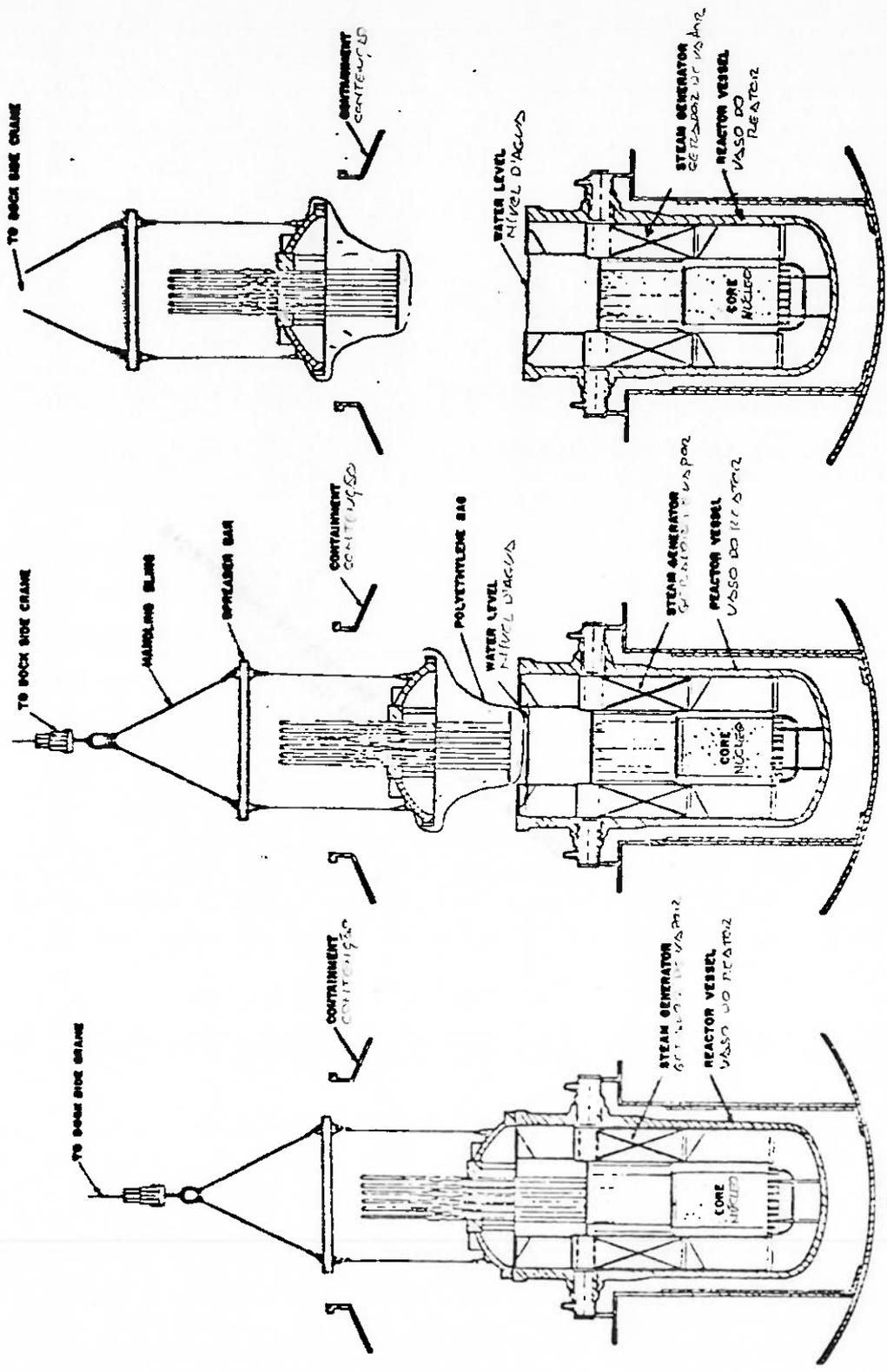


FIGURA 4.6.2 TAXA DE DECAIMENTO DO COMBUSTÍVEL GASTO APÓS A PARADA DO REATOR



(1) FRAME IN POSITION TO REMOVE HEAD ASSEMBLY  
 PREPARAÇÃO

(2) HEAD ASSEMBLY RAISED WITH POLY BAG INSTALLED  
 INSTALADO DO TAMPO

(3) HEAD ASSEMBLY REMOVED FROM CONTAINMENT TO STORAGE  
 REMOVIDO DO TAMPO

FIGURA 4.6.3.a PROCESSO DE TROCA DE COMBUSTÍVEL (RETRADA DO TAMPO DO VASO)

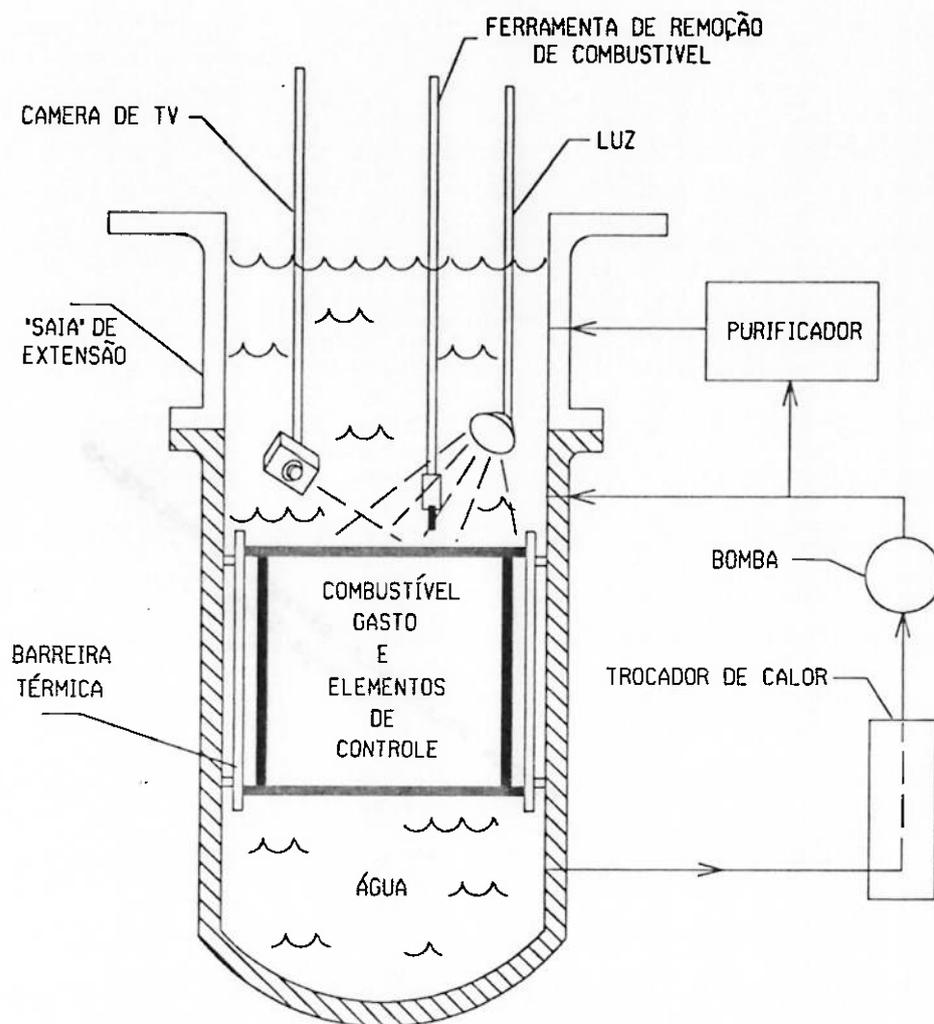
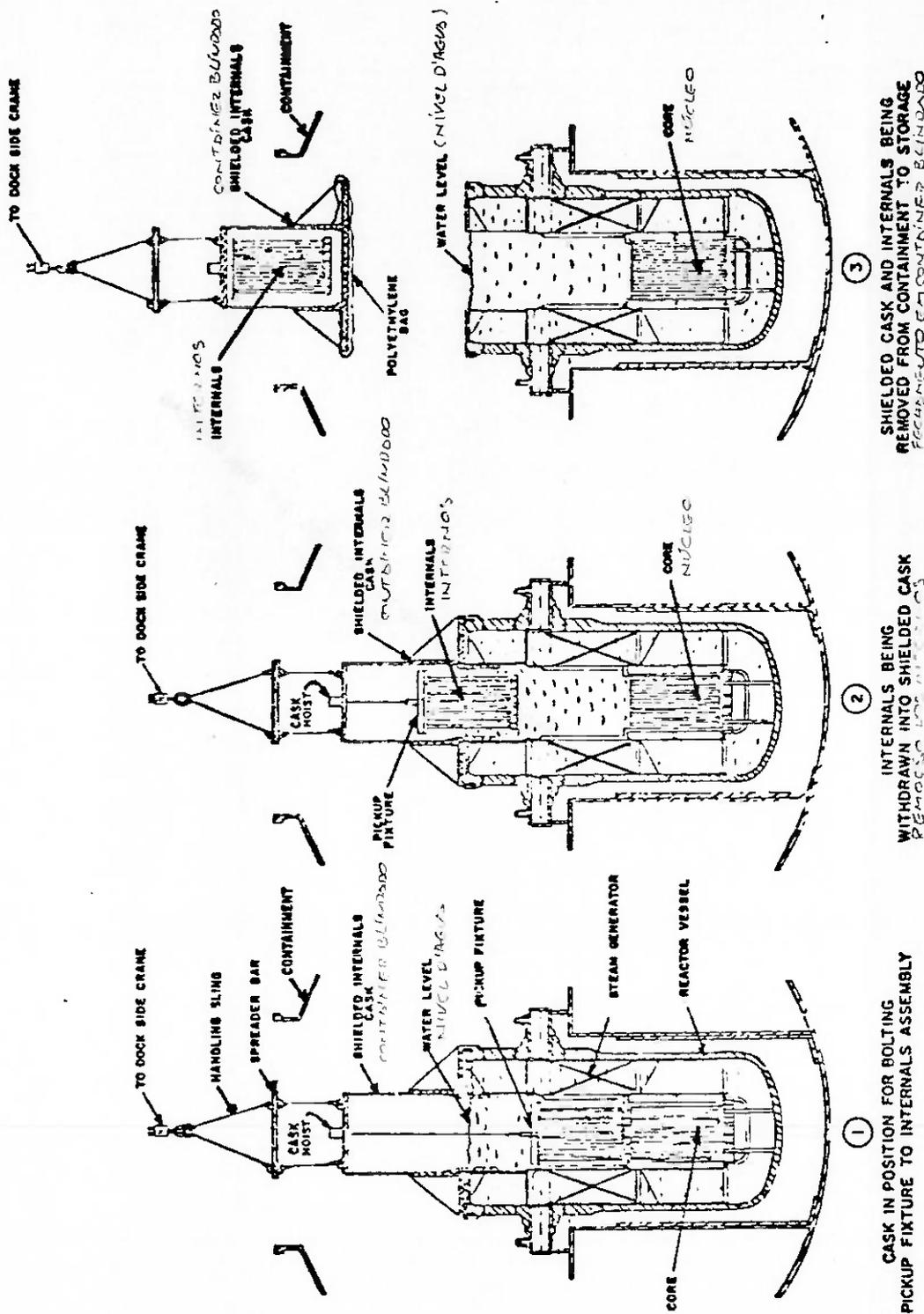


FIGURA 4.6.3.b. PROCESSO DE TROCA DE COMBUSTÍVEL  
INSPEÇÃO DO VASO



SHIELDED CASK AND INTERNALS BEING REMOVED FROM CONTAINMENT TO STORAGE  
 RECALHEIÇÃO EM CONTÊINER BLENDO

INTERNALS BEING WITHDRAWN INTO SHIELDED CASK  
 RECALHEIÇÃO DOS INTERNOS

CASK IN POSITION FOR BOLTING  
 PICKUP FIXTURE TO INTERNALS ASSEMBLY

FIGURA 4.6.3.c PROCESSO DE TROCA DE COMBUSTÍVEL (REMOÇÃO DO NÚCLEO GASTO)

#### *4.7. Confiabilidade e manutenção*

O tempo de troca de combustível em um navio cargueiro com propulsão nuclear é variável, sendo em média de três anos. Este fato, aliado à presença de radiação, exige equipamentos com características de resistência e confiabilidade superiores aos encontrados nas plantas convencionais. Para isto são exigidos também procedimentos de manutenção, inspeção e testes mais rigorosos e complexos.

Um arranjo mais compacto diminui o volume da contenção, reduzindo a área e o peso de blindagem, contribuindo para um aumento na capacidade de carga da embarcação, Mas por outro lado um arranjo compacto reduz áreas para manutenção e inspeção, aumentando assim o tempo necessário de parada para estas atividades. Assim as características do navio devem ser bem definidas no tocante a períodos de manutenção e reparo, bem como da troca de combustível, de modo a contribuir para uma melhor definição das diretrizes que irão nortear o arranjo. O projeto deve então prever acessos aos equipamentos, compatíveis com o grau de importância destes na instalação e com a sua frequência de inspeção e reparos, devendo ainda prever redundância em equipamentos, tubulações e válvulas que desempenham funções vitais para uma operação segura da instalação.

Uma constante monitoração das condições de operação da instalação deve ser executada pelo pessoal de bordo de modo a identificar possíveis falhas em sistemas vitais. O número de variáveis controladas remotamente deve ser criteriosamente analisado de modo a não comprometer a confiabilidade da instalação, assim os sistemas devem ser concebidos de forma simples onde o número de válvulas operadas remotamente deve ser reduzido ao mínimo necessário.

Nos portos devem ser previstos os equipamentos necessários para a descontaminação do navio ou do próprio porto em caso de vazamento de radionuclídeos. Os líquidos radioativos produzidos pela instalação propulsora durante

a viagem, tais como os drenos do circuito primário, que são armazenados em tanques existentes no navio, devem ser descarregados no porto onde o navio estiver baseado. Estes Líquidos devem ser tratados, devendo por isto a base possuir sistemas para purificação dos rejeitos radioativos criados após algumas viagens do navio. Um sistema para captação e tratamento do ar da contenção deve existir no porto base do navio, de modo a permitir a sua exaustão e descontaminação para um acesso seguro.[27]

#### 4.8. Materiais

As mudanças causadas nas características físicas dos materiais dependem da sua natureza e temperatura. De modo geral os efeitos da radiação são menores para os materiais a temperaturas mais altas, pois nesta condição um átomo deslocado de sua posição pode mais facilmente retornar a ela, mantendo a estrutura original do reticulado quando comparado com os metais a temperaturas menores. Em alguns casos os danos da radiação podem ser removidos com um recozimento do metal, que facilita a reordenação da sua estrutura cristalina.

Em algumas condições o metal apresenta um aumento na dureza, na tensão de escoamento e na tensão de ruptura, com uma redução na ductilidade. A figura 4.8.1. mostra as modificações nas propriedades de um aço com baixo teor de carbono (ASTM-STP-276) a 232°C em função do fluxo integrado de neutrons, que é o produto do fluxo de neutrons pelo tempo de exposição do metal à radiação. Vemos que ocorre um aumento nas tensões de escoamento e ruptura, bem como na temperatura de transição. A temperatura de transição indicada na figura 4.8.1. é aquela onde ocorre a mudança de fratura frágil para fratura dúctil.

A tabela 4.8.1. mostra as mudanças de propriedade do aço inox A347 sob um fluxo de neutros de  $2,4 \times 10^{21}$  neutrons/cm<sup>2</sup>, indicando o mesmo comportamento descrito para o aço ASTM-STP-276 da figura 4.8.1.

Devido à captura de neutrons, alguns materiais podem se tornar radioativos e conseqüentemente trazer dificuldades de manuseio para manutenção e reparo. A tabela 4.8.2. mostra a atividade induzida em alguns metais que estão presentes na estrutura química de muitos materiais. Devido à alta energia e meia vida das radiações emitidas pelos isótopos destes metais, materiais que possuam em sua composição cobalto, manganês, tântalo, cromo, cobre, zinco, e tungstênio devem ser evitados, ou usados quando estes metais aparecem em pequena porcentagem.

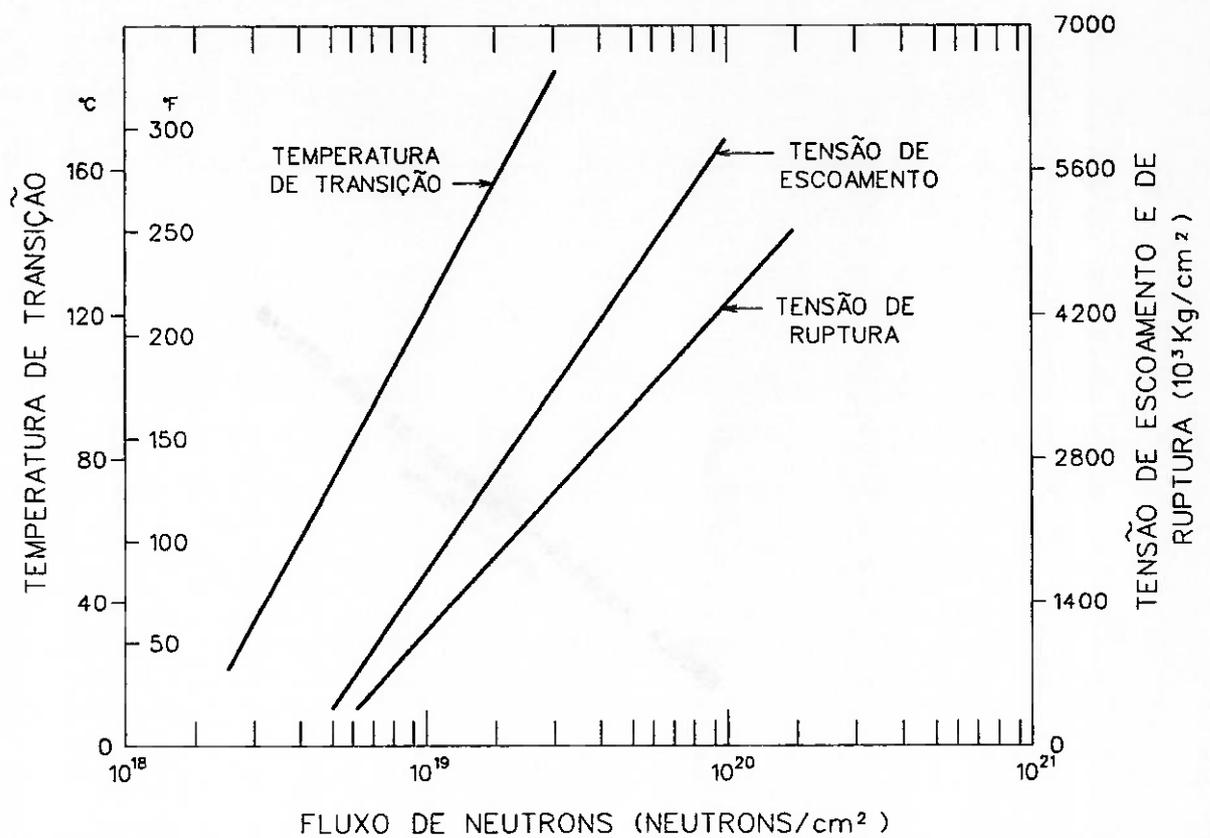


figura 4.8.1 - Modificações nas propriedades do aço ASTM-STP-276 (baixo carbono) com a radiação

Propriedades	Antes de irradiado	Irradiado ( $2.4 \times 10^{21}$ neutrons/ $\text{cm}^2$ )
Dureza(Rockwell C)	16.4	16.4
Ten.Rupt.(Kgf/cm <sup>2</sup> )	7171	7663
Tensão Escoa/to (Kgf/cm <sup>2</sup> )	4640	6890
Red. Área %	74	78
Elonga/to 25,4mm	57	52

Tabela 4.8.1 - Modificações nas propriedades do aço A347 com a radiação

Elemento	Isótopo Massa Nº	Abundância na Natureza	$\sigma_a$ (barns)	Espécie Ativa	Meia Vida	Energia Gama (MEV)
Cromo	50	4.3	17	Cr <sup>51</sup>	28d	0.32
Manganês	55	100	13.2	Mn <sup>58</sup>	2.6h	2.1
Ferro	58	0.3	2.5	Fe <sup>59</sup>	45d	1.3
Cobalto	59	100	37	Co <sup>60</sup>	5.3a	1.3
Níquel	64	1.2	1.6	Ni <sup>68</sup>	2.6h	1.5
Cobre	63	69	4.5	Cu <sup>64</sup>	12.8h	1.35
Zinco	64	48.9	0.5	Zn <sup>68</sup>	250d	1.11
Zinco	68	18.6	0.1	Zn <sup>67</sup>	13.8h	0.44
Zircônio	94	17.4	0.1	Zr <sup>98</sup>	63d	0.75
Molibdênio	98	23.8	0.45	Mo <sup>97</sup>	67h	0.78
Tântalo	181	100	21	Ta <sup>182</sup>	112d	1.1
Tungstênio	186	28.4	35	W <sup>187</sup>	24h	0.77

Tabela 4.8.2 - Atividade induzida em metais presentes na estrutura da maioria dos aços

a-ANOS  
d-DIAS  
h-HORAS

## *5 Análise de Navios com propulsão Nuclear*

### *5.1 Introdução*

Do final da década de 50 ao início da década de 70 vários projetos de embarcações comerciais com instalação propulsora nuclear foram desenvolvidos com a intenção de se obter a tecnologia de reatores nucleares para a propulsão. Estes projetos procuravam também verificar os aspectos comerciais deste tipo de propulsão e assim abrir uma nova era para a construção naval. As embarcações com propulsão nuclear sofreram e ainda sofrem restrições de atracamento em diversos portos, além de protestos de vários setores da comunidade mundial preocupados com os danos ao meio ambiente decorrentes de um possível acidente com liberação de radionuclídeos. A instalação propulsora nuclear envolve ainda um alto investimento para adaptação dos estaleiros e portos, pois exige alguns requisitos de segurança e de apoio diversos daqueles disponíveis para as embarcações convencionais.

A tabela 5.1. mostra os principais navios comerciais com propulsão nuclear e as suas características principais, onde se pode ver que os navios cargueiros possuem características de casco de navios rápidos, com L/B entre 6,0 e 7,0 e Potência/Deslocamento entre 0,85 e 1,10. Neste capítulo serão analisadas para os navios comerciais existentes (tabela 5.1.) as principais características que foram abordadas no capítulo 4, de modo a ilustrar e fornecer dados sobre blindagem, arranjo, segurança e outros.

Como a grande aplicação atual da propulsão nuclear esta praticamente restrita a submarinos, será descrita a instalação do submarino Valiant, onde são apresentadas ainda as várias fases e dificuldades encontradas no projeto. A tabela 5.2

apresenta as características básicas das principais classes de submarinos nucleares de ataque existentes, mostrando a predominância dos submarinos com diâmetro na faixa dos nove aos dez metros, que é ditado pelo tamanho do reator e sua blindagem, e potência da ordem de 15000 SHP. Submarinos modernos com pequenas dimensões, como o Alfa e o Rubis, devem possuir um alto grau de automação devido ao menor número de tripulantes, sendo que no caso do submarino Alfa, que possui alta potência, o nível de radiação na praça de máquinas deve ser superior aos valores recomendados, de modo a reduzir a blindagem e o peso e espaço ocupado associados a ela. Vários relatos com relação ao alto nível de radiação nos submarinos da ex-URSS foram feitos após a abertura política neste país. O submarino Rubis é o único a operar com reator integrado, o que lhe confere menores dimensões para a instalação, conforme mostra a figura 5.1.

NAVIO \ CARACTERÍSTICA	SAVANNAH	N.S.MUTSU	OTTO HAHN	LENING
COMPR. ENTRE PERP. (m)	181	116	157	134
BOCA (m)	23.78	19	23.4	27.6
CALADO (m)	8.99	6.9	9.2	9.2
PONTAL (m)	181	13.2	14.5	16.1
DESLOCAMENTO (t)	20.000	10380	11733	16.000
POTÊNCIA (SHP)	22.000	10.000	10.000	44.000
VELOCIDADE (nós)	---	---	16	18
TRIPULAÇÃO	67	56	64	---
REATOR TIPO E NÚMERO	PWR-LOOP 1	PWR-LOOP 1	PWR-INTEGR 1	PWR-LOOP 3
POT. TÉRMICA REATOR (MW)	76	36	38	180

TABELA 5.1 CARACTERÍSTICAS DOS NAVIOS COM PROPULSÃO NUCLEAR

CLASSE	Lpp (M)	DIÂMETRO (M)	DESLOC. (t)	SHP	POT.REATOR MW	VELOC. nos	TRIPULAÇÃO
NAUTILUS	97,4	8,4	4200	15000	—	20	105
SEAWOLF	102,9	8,4	4200	15000	—	20	101
SKATE	81,5	7,6	2360	—	—	25	87
NOVEMBER	109,7	9,1	5000	30000	—	30	—
SKIPJACK	76,7	9,6	3513	15000	—	30	118
ETHAN ALLEN	125	9,8	7880	15000	—	30	142
PERMIT	85	9,6	4470	15000	—	30	127
VALIANT	86,9	10,1	4800	15000	—	28	116
SWIFTSURE	82,9	9,8	4900	15000	—	30	129
LOS ANGELES	109,7	9,8	6927	35000	—	30	133
ALFA	81,4	10,0	3700	47000	—	42	40
RUBIS	72,1	7,6	2670	9500	48	25	57

TABELA 5.2. CARACTERÍSTICAS BÁSICAS DE ALGUNS SUBMARINOS NUCLEARES

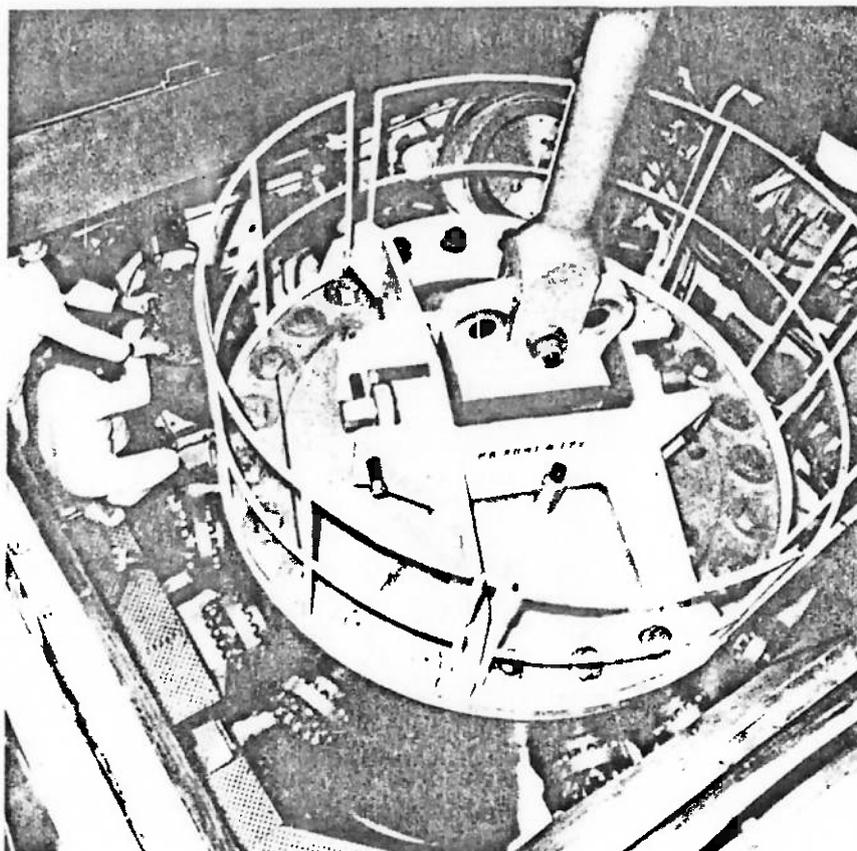


FIGURA 5.1 REATOR DO SUBMARINO RUBIS QUE OPERA EM UMA LARGA FAIXA DE POTÊNCIA (0% A 60%) COM CIRCULAÇÃO NATURAL

## 5.2 Análise da Propulsão

A instalação propulsora dos navios comerciais existentes utiliza reator do tipo PWR, sendo que apenas o Otto Hahn utiliza o reator integrado ao gerador de vapor, enquanto que os navios Savannah e Mutsu utilizam o circuito primário tipo loop. A tabela 5.2.1. mostra as principais características dos circuitos primário e secundário destes navios, mostrando a semelhança entre os dados dos navios Savannah e Mutsu, o que se pode observar dos dados de potência térmica do reator e vazão nos dois circuitos, que indicam uma relação praticamente direta com a potência do navio. Assim, o Savannah que possui pouco mais que o dobro da potência do Mutsu, possui também aproximadamente o dobro de vazão no circuito primário e secundário e o dobro de potência térmica do reator. Isto se deve à quase igualdade entre as temperaturas e pressões dos dois circuitos, e às características semelhantes de casco, verificando-se aqui que pouca evolução houve de um projeto com relação ao outro.

A instalação do Otto Hahn apresenta valores de temperatura e pressão do circuito primário que indicam a sua operação com água no estado saturado. Isto ocorre devido ao fato do circuito ser integrado, onde o controle de pressão e volume do circuito primário é feito no próprio vaso do reator e não no pressurizador como nos circuitos tipo loop. A vazão no circuito primário do Otto Hahn é muito superior àquela do navio Mutsu que possui aproximadamente a mesma potência térmica no reator. Isto ocorre devido ao alto fluxo de calor nas varetas de combustível do Otto Hahn, que opera na região de ebulição nucleada, procurando com uma maior vazão reduzir os riscos de aquecimento muito elevado das varetas e a queima destas. A alta vazão garante ainda o rápido desprendimento das bolhas de vapor formadas, garantindo boas características de moderação. O circuito secundário do Otto Hahn se mostra muito semelhante ao do navio Mutsu, conseguindo porém operar com vapor

pouco acima da faixa de superaquecido devido às características do circuito primário, desenvolvendo porém a mesma potência.

Vemos então que o circuito primário dos navios diferem quando se modifica sua opção de tipo loop para circuito integrado, sendo que as características e desempenho do circuito secundário praticamente não se altera seja qual for o tipo de circuito utilizado (loop ou integrado). A eficiência do circuito secundário mostra-se baixa para os três navios, na faixa de 20%, o que ocorre também para os submarinos franceses da classe Rubis, como mostra a tabela 5.2..

	NAVIO		
CARACTERÍSTICA	SAVANNAH	OTTO HAHN	MUTSU
PRIMÁRIO			
TEMPERATURA (°C)	264	278	273
PRESSÃO (BAR)	123	63,9	110,0
VAZÃO (t/hr)	2880	2376	1800
POT. REATOR (MW)	76	38	36
SECUNDARIO			
TEMPERATURA (°C)	238	273,4	244
PRESSÃO (BAR)	33,7	31,4	37,0
VAZÃO (t/hr)	120,6	64,6	61,2
TÍTULO (%)	—	SUP. AQUEC.	99,3
POT. EIXO (HP)	22000	10000	10000

TABELA 5.2.1 CIRCUITOS PRIMÁRIO E SECUNDÁRIO DE CARGUEIROS

### 5.3. Análise da blindagem

A análise da blindagem utilizada nas três embarcações implica em um conhecimento das características do vaso do reator e do seu núcleo, bem como das doses de radiação medidas nas imediações da blindagem. Assim, devido ao pequeno número de informações neste sentido, discutiremos aqui as características de blindagem de cada navio e as possíveis considerações de projeto desta.

A tabela 5.3.1. apresenta as principais características das blindagens primária e secundária dos três navios. Vemos que a blindagem primária do Otto Hahn utiliza água armazenada no espaço entre virolas de aço que circundam o vaso do reator. Onde a água é um bom atenuador de neutrons térmicos e o aço é bom com relação aos neutrons rápidos. Na sua blindagem secundária são utilizados chumbo ao redor das tubulações, que são fontes basicamente de raios gama, e concreto nas paredes do vaso da contenção, que é um bom atenuador tanto de raios gama quanto de neutrons, estes últimos oriundos basicamente do núcleo do reator devido a fugas. Pelo fato de haver blindagem de chumbo nas tubulações de refrigerante, que atenua os raios gama, a espessura da blindagem secundária pôde ser reduzida.

O navio Savannah também utiliza um tanque com água para a blindagem primária, com uma pequena camada de chumbo na face externa do tanque, de modo a atenuar, respectivamente, neutrons e raios gama. A sua espessura de blindagem é próxima daquela para o navio Otto Hahn, o que não significa doses de radiação semelhantes na região circunvizinha ao reator, uma vez que a blindagem secundária do Savannah é muito mais espessa que aquela do Otto Hahn, indicando que as doses no interior da contenção devem ser mais elevadas. A blindagem do Savannah foi dimensionada de modo a que as doses de radiação fossem inferiores a 2 mrem/hr nas áreas de trabalho não contínuo, 0,8 mrem/hr em áreas de trabalho contínuo e 0,5 mrem/hr nas áreas de habitação. Durante a operação do Savannah, os níveis de

radiação medidos foram em média 20% a 50% inferiores àqueles estipulados. Já o Otto Hahn teve sua blindagem dimensionada para uma dose de radiação bem inferior, de 0,06 mrem/hr na praça de máquinas e 0,02 mrem/hr nas áreas de habitação.

O Mutsu apresenta a blindagem primária e secundária com espessuras muito próximas daquelas encontradas no navio Savannah, utilizando os mesmos materiais de blindagem. Tendo uma potência térmica do reator duas vezes superior à do Mutsu, era de se esperar que a blindagem do navio Savannah tivesse uma espessura superior. Isto não ocorre possivelmente devido a diferenças no arranjo do núcleo e das estruturas internas dos dois reatores, bem como nas doses admissíveis nos arredores do compartimento. O Mutsu apresentou no início de operação níveis elevados de radiação em regiões habitáveis, o que ocorreu devido a erros no cálculo da blindagem, onde não foi bem equacionada a atenuação dos neutrons rápidos.

CARACTERÍSTICA			
BLINDAGEM	NAVIO		
	SAVANNAH		
PRIMÁRIA	TANQUE DE ÁGUA ESP. TOTAL=0,91 m ÁGUA + AÇO + Pb	OTTO HAHN TANQUE DE ÁGUA ESP. TOTAL=1,32 m ÁGUA + AÇO + Pb	MUTSU TANQUE DE ÁGUA ESP. TOTAL=1,0 m ÁGUA + AÇO + Pb
	SECUNDÁRIA	CORPO CONCRETO=1,2 m TOPO=152mm Pb + + 152mm POLIETILENO	CORPO CONCRETO=0,6m TUBULAÇÃO REVESTIDA CHUMBO=0,1 m

TABELA 5.3.1. CARACTERÍSTICAS DAS BLINDAGENS PRIMÁRIA E SECUNDÁRIA DOS CARGUEIROS

#### 5.4. Características de arranjo.

Os três navios apresentam como característica marcante na sua compartimentação a posição do compartimento do reator a meia nau, o que garante menores acelerações sobre os equipamentos do compartimento, melhor distribuição de pesos do navio, favorecendo os aspectos relacionados com a estabilidade, e garante também menor risco de danos no caso de uma colisão. Em todos os três navios houve uma preocupação em garantir a integridade da contenção, em caso de colisão, com a colocação de tanques ao seu redor, sendo ainda que no Mutsu e no Otto Hahn tem-se a ponte de comando próxima à proa, de modo a aumentar a segurança de navegação na entrada e saída de portos. O arranjo da praça de máquinas à meia nau é uma opção que requer maior espaço para acomodar o eixo propulsor, utilizando uma região que poderia ser utilizada para cargas.

As regiões habitáveis estão localizadas em áreas relativamente afastadas do compartimento do reator. Na região de ré está arranjada a praça de máquinas, onde estão localizadas as turbinas, condensadores e auxiliares do circuito secundário, além das unidades de geração de energia elétrica auxiliar. Na região a vante do compartimento do reator estão arranjados os sistemas auxiliares do circuito primário, sendo que no Otto Hahn tem-se ainda um compartimento para armazenamento de combustível gasto, conforme mostra a figura 5.4.1. O arranjo da contenção, interna ao compartimento do reator possui a mesma filosofia para os três navios, com o reator localizado no centro da contenção e os geradores de vapor e as bombas de circulação ao seu redor (para os circuitos tipo loop).

A figura 5.4.2. mostra a compartimentação básica das três embarcações, mostrando que a filosofia de arranjo seguida é a mesma para estes navios. A figura 5.4.3. mostra ainda o arranjo básico do navio Otto Hahn, representando ai os equipamentos nos vários compartimentos.

Devido à característica de embarcação experimental destinada ao desenvolvimento e testes de uma instalação propulsora nuclear, estes navios apresentam uma baixa porcentagem do volume destinada para cargas. No caso do Otto Hahn o espaço destinado para carga corresponde a 51% do total, enquanto que em navios convencionais este valor é de 80%. Percebe-se então, mesmo considerando o caráter experimental dos cargueiros construídos, que em embarcações de baixa potência o volume ocupado pela instalação nuclear é muito elevado. Para embarcações de grande porte, que necessitam de maiores potências, o volume da instalação nuclear passa a representar uma menor parcela do volume total, quando comparada com a instalação convencional, considerando-se nesta o volume de combustível.

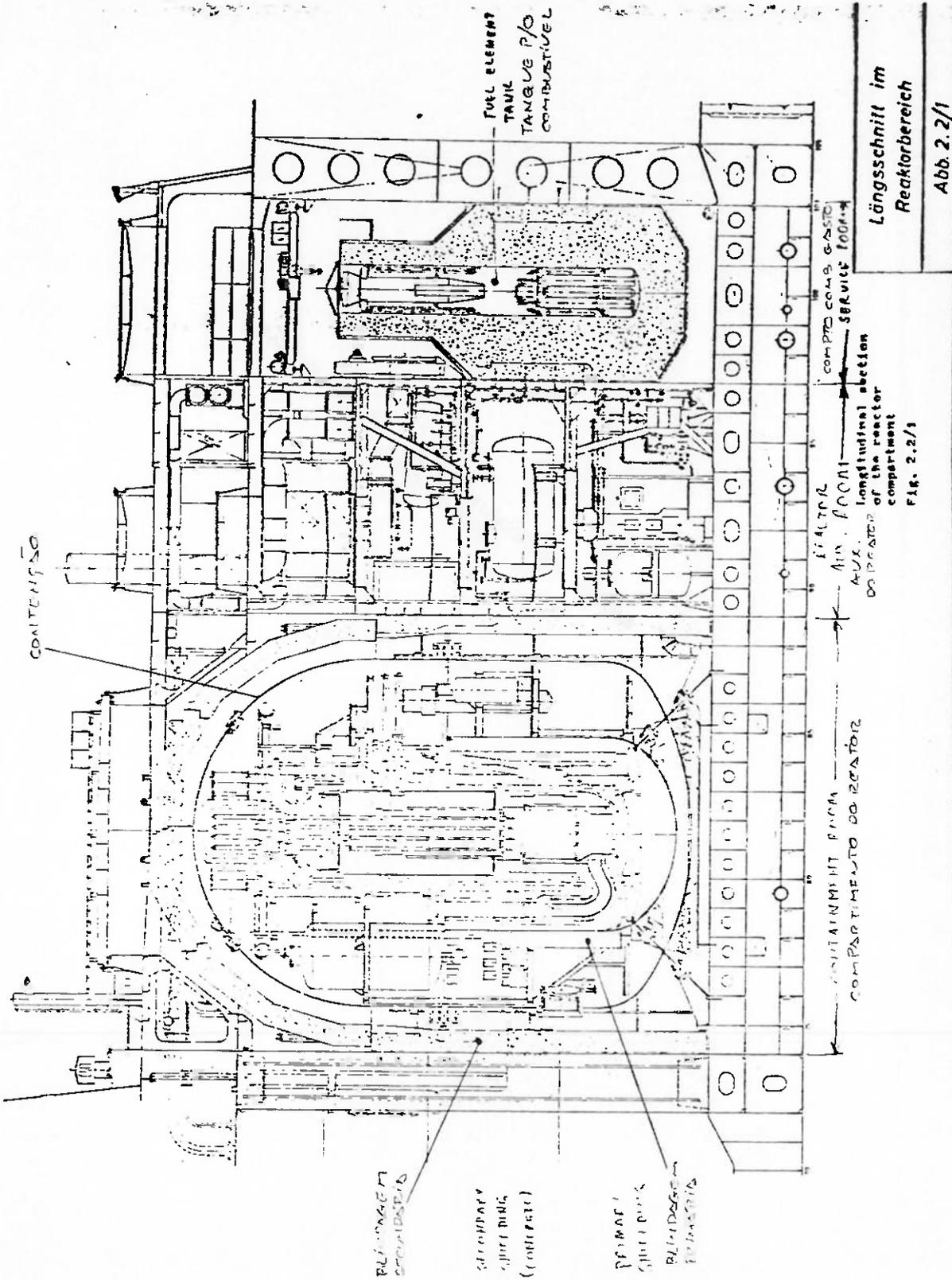


FIGURA 5.4.1 COMPARTIMENTO PARA COMBUSTIVEL GASTO DO OTTO HAHN

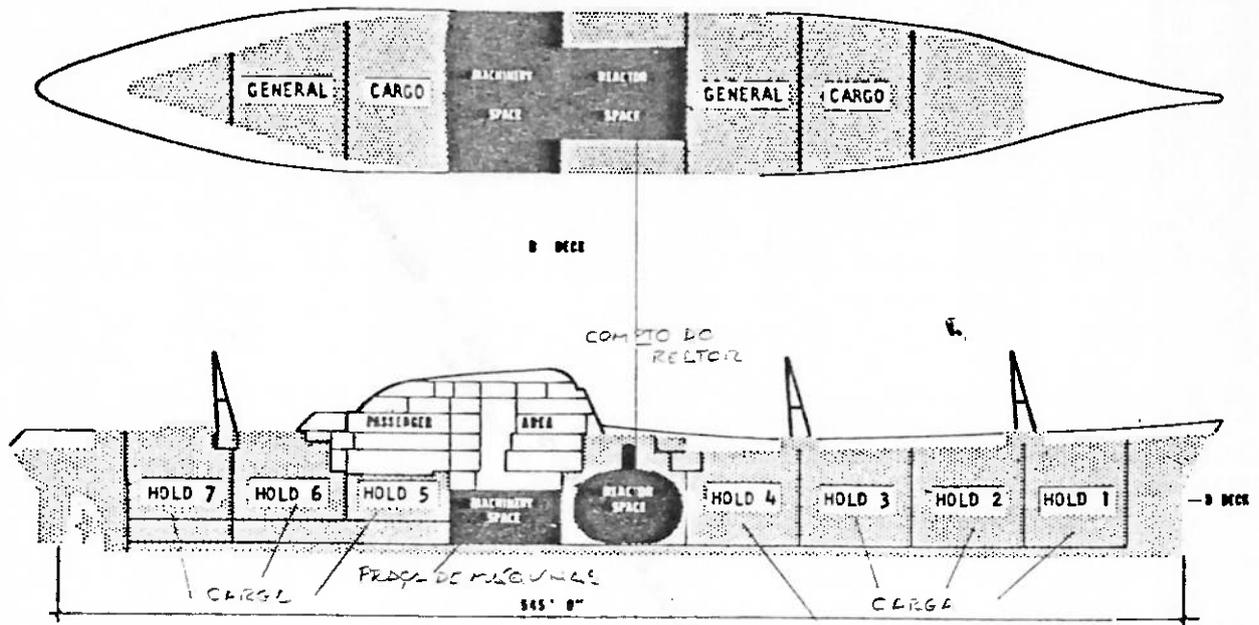
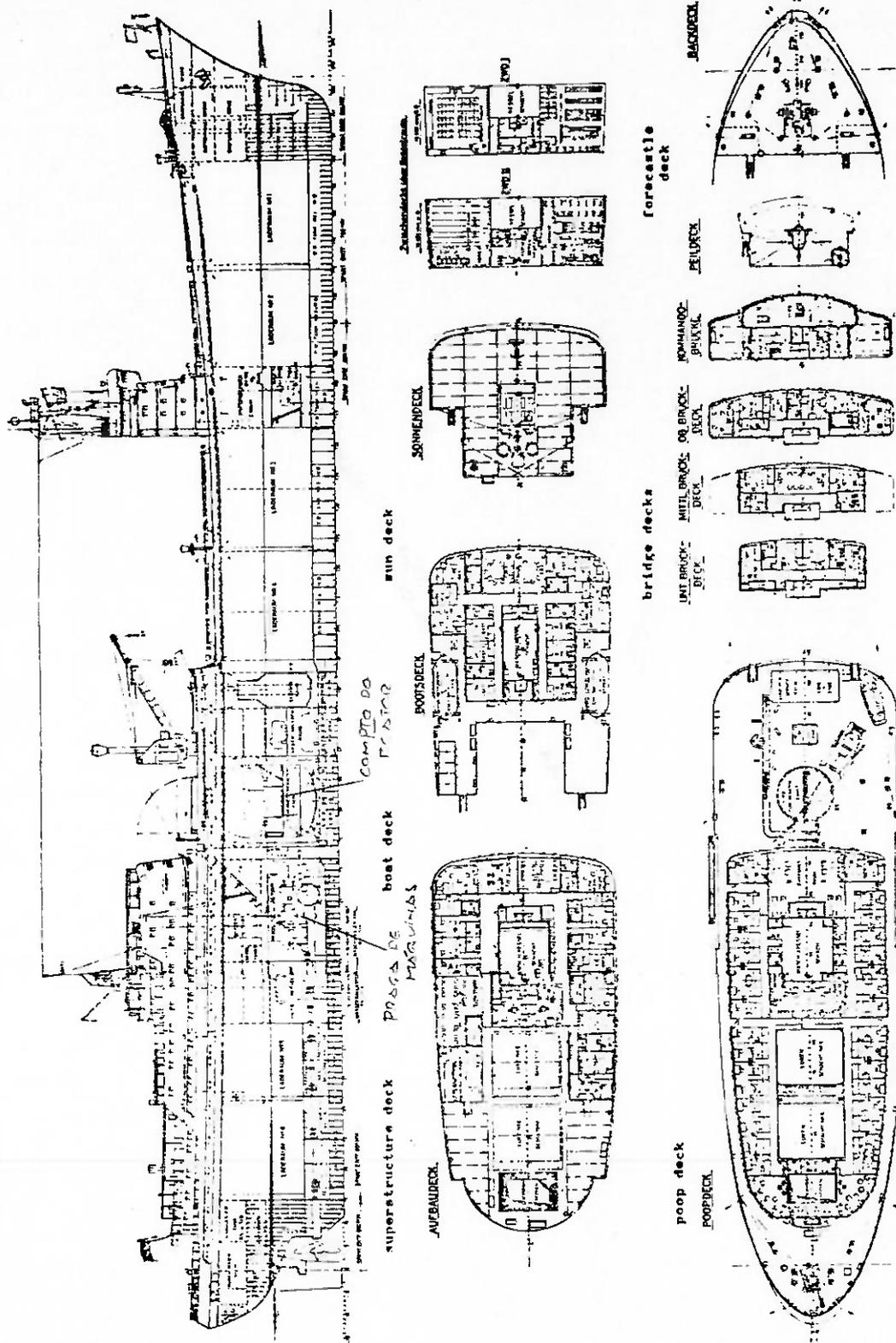


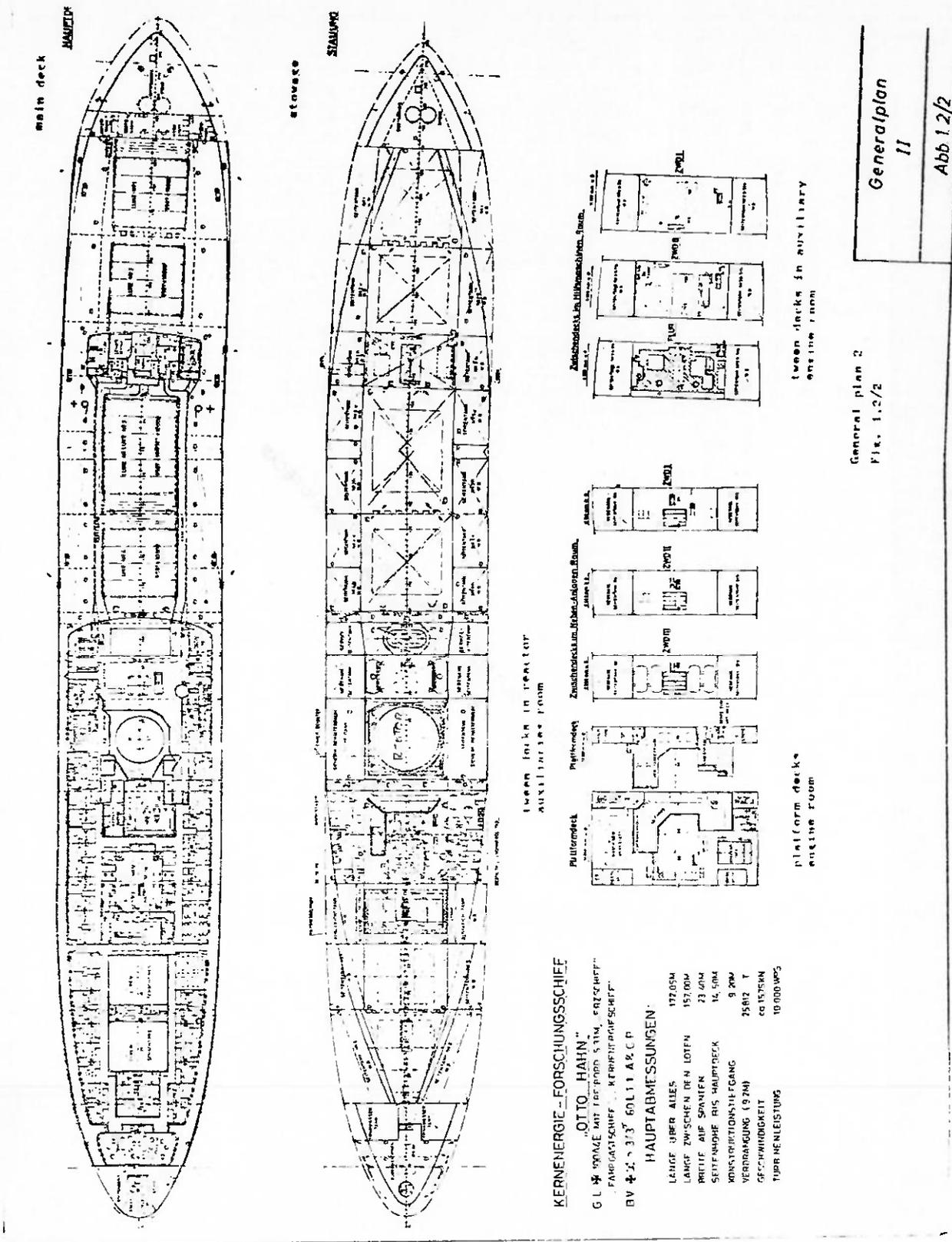
FIGURA 5.4.2 COMPARTIMENTAÇÃO BÁSICA DO SAVANNAH, DO MUTSU E DO OTTO HAHN



Generalplan  
I  
Abb. 1.2/1

General plan 1  
Fig. 1.2/1

FIGURA 5.4.3 ARRANJO DO OTTO HAHN



**KERNENERGIE-FORSCHUNGSSCHIFF**  
 „OTTO HAHN“  
 G L \* GRASSE MIT 160000 S.T.M., FREISCHIFF\*  
 FANGKATASCHIFF ... KERNENERGIESCHIFF\*  
 BV 42, 313' 60 L 11 A & C P  
**HAUPTABMESSUNGEN**  
 LÄNGE ÜBER ALLES 172,05M  
 LÄNGE ZWISCHEN DEN LÖTFEN 157,00M  
 BREITIE AUF SPANLEN 23,60M  
 SEITENHÖHE BIS HAUPTDECK 12,50M  
 KONSTRUKTIONSTIEFENGANG 9,20M  
 VERDRÄNGUNG (9,2M) 25812 T  
 GESCHWINDIGKEIT 20 KNOTEN  
 TURBINENLEISTUNG 10 000 HP

General plan 2  
 Fig. 1.2/2  
 Generalplan  
 II  
 Abb 1.2/2

FIGURA 5.4.3 ARRANJO DO OTTO HAHN (CONTINUAÇÃO)

### *5.5. Análise da segurança*

As três embarcações possuem um vaso de contenção ao redor do circuito primário de modo a evitar a perda de material radioativo para o ambiente externo no caso de um acidente com perda de refrigerante (LOCA). A tabela 5.5.1. mostra as principais dimensões das contenções dos navios cargueiros.

A pressão da contenção em caso de acidente é função do volume livre no interior da contenção, da massa de refrigerante no circuito primário e das suas características de pressão e temperatura. O Savannah, por possuir o dobro da potência dos outros dois navios deve possuir uma massa significativamente maior de refrigerante, possuindo também um maior volume da contenção devido às dimensões de seus equipamentos, o que pode compensar a maior massa de refrigerante no cálculo da pressão em caso de acidente. O Savannah possui uma espessura de parede da contenção bem superior à dos outros navios, o que pode significar um maior fator de segurança ou mais provavelmente um material com menor limite de resistência.

O Otto Hahn possui uma temperatura de operação mais baixa que os outros dois navios, mas a energia interna do refrigerante é praticamente a mesma, pouco influenciando no cálculo da pressão de acidente comparativamente com os outros dois navios.

As contenções do Otto Hahn e do Mutsu possuem uma válvula que se abre quando a pressão externa for respectivamente superior a 2,5 bar e 2 bar. Esta válvula permite o alagamento da contenção em caso de naufrágio do navio, evitando a ação da pressão externa que poderia provocar sua ruptura. Esta válvula se fecha assim que as pressões interna e externa se equilibrarem, evitando qualquer possível fuga de radionuclídeos.

Outro fator ligado à segurança, diz respeito à proteção contra incêndio. No Savannah é injetado nitrogênio na contenção de modo a reduzir a concentração de

oxigênio, ficando esta abaixo de 10%. O Mutsu não possui material inflamável no interior da contenção e as anteparas do compartimento do reator são resistentes à chama.

CONTENÇÃO	NAVIO		
	SAVANNAH	OTTO HAHN	MUTSU
DIÂMETRO (m)	10,67	9,5	10
ALTURA (m)	15,24	13,37	10,6
ESP. CIL. (mm)	95	30	36
ESP. TAMPAS (mm)	38	20	30
VOLUME (m <sup>3</sup> )	1363	947	832
PRESSÃO (bar)	12,2	14,5	12

TABELA 5.5.1. PRINCIPAIS DIMENSÕES DAS CONTENÇÕES DOS CARGUEIROS

### 5.6. Lenin

Devido às suas características de navio quebra-gelo, o Lenin será analisado separadamente neste capítulo, abordando aspectos particulares e comuns com relação aos outros navios. O Lenin teve sua construção iniciada em 25 de agosto de 1956, sendo lançado em 5 de dezembro de 1957. Seu projeto visava atender as regiões ao norte da antiga U.R.S.S. de modo a abrir caminho aos navios que operavam nesta região, atendendo aos requisitos de alta potência com grande autonomia. Sua relação de potência pelo deslocamento é de 2,75HP/t, sendo muito superior aos convencionais existentes na época da sua construção, que possuíam uma relação de potência pelo deslocamento da ordem de 1,5HP/t. Sua baixa relação L/B permite boa manobrabilidade no gelo. O Lenin possui três eixos propulsores, um central e um em cada bordo, com uma relação de potência de 1:2:1 e um empuxo total de 330t.

O Lenin possui três reatores tipo loop sendo que um deles é utilizado apenas em condições muito adversas de gelo, sendo considerado reserva. Cada reator possui dois loops, cada um com um gerador de vapor, três bombas de circulação, sendo uma reserva e uma de emergência, com menor vazão. O circuito primário opera a 325°C e a uma pressão de 200bar, com uma vazão de 1000m<sup>3</sup>/hr, possuindo cada reator 90MW térmicos de potência[6] (O valor apresentado na referência para a vazão do refrigerante se mostra muito baixo, deixando dúvidas quanto à exatidão). O tempo para elevar a potência do reator de 10% para 100% é de dois minutos, conferindo ao navio uma rápida resposta a variações de carga. As barras de controle atuam na segurança com o desligamento rápido do reator (SCRAM) em aproximadamente 0,6 segundos no caso de excesso de potência do reator, perda de energia elétrica nas bombas principais do circuito primário e variação brusca de pressão do circuito primário. O circuito secundário opera com vapor superaquecido a 310°C de temperatura e 29bar de pressão, com uma vazão total de 360t/h e uma área

total de troca de calor nos geradores de vapor de  $375\text{m}^2$ , fornecendo uma potência no eixo de 44000 SHP. Os tubos dos condensadores ligados ao ciclo secundário e resfriados por água do mar possuem parede dupla, de modo a evitar a contaminação do circuito secundário com sal da água do mar. Devido à possibilidade de congelamento ou obstrução das tomadas de água do mar, as caixas de mar são conectadas através do duplo fundo em ambos os bordos do navio. A turbina é de reação devido à operação com vapor superaquecido, às bruscas variações de carga e à sua simplicidade. Dada as grandes variações de carga, um ciclo com regeneração pouco influi na eficiência deste, requerendo ainda maior espaço da praça de máquinas, por esta razão se optou no Lenin por não utilizar ciclo regenerativo.

O Lenin possui dois turbo-geradores com potência de 1000Kw cada e um diesel de reserva com potência de 1000Kw, possuindo ainda dois motores diesel de emergência com 100Kw cada. O aquecimento das habitações é feito com água aquecida em trocadores de calor que operam com o vapor do circuito secundário.

A compartimentação do Lenin possui onze anteparas estanques, sendo possível o alagamento de até dois compartimentos adjacentes sem que ocorra o naufrágio, este fato associado à alta resistência estrutural do casco conferem ao navio boas características para a aplicação da propulsão nuclear. Como segurança para a navegação, o Lenin possui um helicóptero de reconhecimento para as regiões geladas na sua rota.

O combustível do reator garante uma operação contínua à potência máxima durante um ano, antes de necessitar de recarga para sua substituição.

É prevista manutenção de áreas do circuito primário desde que não seja necessária a drenagem total do circuito, podendo ocorrer a drenagem parcial, sendo a água armazenada em tanques blindados do navio com volumes de 3, 10 e  $25\text{ m}^3$ .

O Lenin foi o primeiro navio a utilizar mais de um reator para propulsão, e a apresentar uma instalação de alta potência (44000SHP), tendo desenvolvido soluções técnicas de modo a garantir uma operação segura da embarcação num ambiente adverso.

### 5.7. Submarinos

Devido às suas características diferenciadas dos navios de superfície e à sua aplicação predominantemente militar, as características dos submarinos com propulsão nuclear serão descritas e analisadas isoladamente neste capítulo. Os dados referentes a este tipo de embarcação são limitados a algumas publicações das décadas de 50 e 60 e a material promocional de submarinos franceses. Por este motivo, será dado enfoque a dados referentes ao submarino Nautilus, aos seus sucessores e ao desenvolvimento do projeto nuclear inglês, que culminou com o submarino Valiant.

A obtenção de um submarino com propulsão nuclear foi dividida, nos Estados Unidos e Inglaterra, em duas etapas. Na primeira foi construído um protótipo em terra da instalação propulsora, de modo a simular todas as possíveis operações da instalação durante a vida útil do navio, possuindo assim um casco semelhante ao do submarino como envoltória. Na segunda etapa foi construído o submarino propriamente dito. Nos Estados Unidos, o projeto teve início em 1950 com a autorização de construção do protótipo do reator, chamado STR Mark-I, em Idaho, que entrou em operação em 1953. Em 1952 teve início a construção do STR Mark-II que iria equipar o submarino Nautilus, lançado em 1954.

No desenvolvimento do Nautilus, várias frentes de pesquisa tiveram de ser levantadas, sendo distribuídas da seguinte forma:

- 28,1% na engenharia mecânica (incluindo problemas de termohidráulica),
- 36,8% na metalurgia e engenharia metalúrgica,
- 11,2% na área de física,
- 11,3% na área de eletricidade e eletrônica,
- 6,9% na área de química e engenharia química,
- 5,7% na área de engenharia operacional,

No projeto do Valiant houve o auxílio do governo americano, que vendeu uma instalação nuclear inteira para equipar o primeiro submarino nuclear Inglês, chamado Dreadnought. O projeto Inglês teve um protótipo de terra em Dunreay, que em conjunto com os dados obtidos da instalação do Dreadnought formaram a base da instalação propulsora do submarino Valiant. Neste projeto procurou-se simplificar o circuito secundário de modo a reduzir o número de válvulas, procurando ainda reduzir o número de válvulas automáticas. Outra preocupação no projeto foi a de garantir fácil acesso aos equipamentos de modo a facilitar a manutenção e inspeção. Uma bomba de circulação de refrigerante é armazenada no compartimento do reator como sobressalente, sendo prevista a possibilidade de sua troca em mar. No protótipo Inglês foram detectados vazamentos em soldas do circuito primário, implicando na substituição das tubulações que eram em liga de níquel por outras em liga de cromo molibdênio.

Do projeto do submarino Valiant foram levantados alguns pontos que deveriam ser considerados no projeto dos futuros submarinos ingleses. Assim, com relação à redução do ruído do navio, as novas classes de submarinos tiveram o conjunto turbinas, condensador e redutora instalados numa base única apoiada em material resiliente. As bombas de resfriamento alojadas no corpo do condensador, embora forneçam um conjunto mais compacto, possuem um projeto hidráulico mais complexo e um maior nível de ruído que as convencionais. Isto se deve à inexistência de uma carcaça com um bom escoamento, sendo preferível bombas convencionais. Os motores elétricos resfriados a ar demonstraram possuir menos problemas relacionados com a manutenção, sendo ainda de mais simples operação. A grande extensão de tubulações com água do mar, é um fator de grande risco em submarinos, pois um vazamento destas em grandes profundidades pode significar a perda do navio. Assim um sistema de resfriamento com água doce a baixa pressão, utilizando um trocador água doce/água do mar arranjado próximo ao casco, permite uma grande redução no comprimento das tubulações de água do mar.

No submarino Nautilus, na troca de combustível é feita uma inspeção geral e reparos de equipamentos. Sendo que na sua segunda troca de combustível foram gastos nove meses de trabalhos, onde se desmontaram suas bombas, turbinas e outros equipamentos para uma inspeção geral. Um dos submarinos sucessores do Nautilus, o Skipjack, foi o primeiro submarino a possuir um casco hidrodinâmico diferenciado dos tradicionais, conseguindo assim uma maior velocidade submersa. O compartimento do reator do Skipjack possui aproximadamente 6,1 metros de comprimento, em um casco com diâmetro de 9,6 metros. Sua instalação nuclear custou 12 milhões de dólares, correspondendo a 24% do custo total do navio.

## 6. Conclusão

A energia nuclear vem sendo largamente utilizada no mundo inteiro para geração de eletricidade. A aceitação da opinião pública com relação às usinas nucleares, está ligada ao fato de não se ter disponível outra fonte de energia capaz de atender as necessidades de muitos países, principalmente aqueles com poucos recursos hídricos. A utilização de usinas termoeletricas por outro lado, além de afetar o meio ambiente com os gases emanados da combustão, implica em uma dependência do combustível, óleo ou carvão, com reservas limitadas. Embora muitas pesquisas estejam sendo realizadas no intuito de se desenvolver uma fonte alternativa de energia que tenha menor impacto no meio ambiente, como a energia solar por exemplo, não se espera a curto prazo conseguir um substituto para a energia nuclear.

No caso da indústria naval, com o lançamento do navio americano Savannah, iniciou-se um processo de viabilização da propulsão nuclear para aplicação civil, culminando com os projetos e construção dos navios Mutsu e Otto Hahn, este último já incorporando um novo conceito de reatores, que é do tipo PWR integrado. Estes projetos pioneiros tinham como objetivo capacitar tecnológica e industrialmente seus países na obtenção de embarcações civis com propulsão nuclear. Este tipo de propulsão não prosperou no caso de navios mercantes devido aos seguintes fatores:

a) Reprovação e protestos de vários setores da comunidade internacional devido a possibilidade de um acidente nuclear. Destaca-se aqui o bloqueio feito por pescadores japoneses ao navio Mutsu, representado por pessoas que já viveram e conhecem os danos que a radiação pode causar.

b) Alto investimento inicial e de manutenção de um navio com propulsão nuclear.

c) Necessidade de tripulação e pessoal de apoio qualificado e com bom treinamento.

d) Necessidade de uma estrutura portuária adequada, de modo a atender casos de avarias, monitorar os níveis de radiação local e conter qualquer possível vazamento de radionuclídeos.

e) Fornecimento de combustível restrito a alguns países detentores de tecnologia do ciclo do combustível, sendo ainda sujeito a fiscalização internacional.

f) Necessidade de estaleiros com estrutura apropriada para construção, reparos, docagens e troca de combustível.

Na aplicação militar porém, a propulsão nuclear encontrou uma grande aceitação, por tornar as plataformas militares praticamente independentes, podendo se deslocar por grandes distâncias a altas velocidades sem necessidade de reabastecimento. Por estas vantagens, a propulsão nuclear tornou-se extremamente atrativa para submarinos, sendo que atualmente se encontram em operação aproximadamente 400 unidades.

Com o término da "guerra fria" houve uma mudança na estrutura geopolítica mundial, e o confronto entre as duas superpotências se tornou um evento remoto, modificando assim as características de combate e atuação das forças navais. Assim, os grandes submarinos balísticos com propulsão nuclear tendem a ceder espaço para embarcações de menor porte, com a finalidade de defesa e inibição de possíveis ataques marítimos. Neste novo enfoque, estão sendo desenvolvidos reatores de menor potência, com segurança intrínseca e baixo nível de ruído, utilizando-se para isto do fenômeno da circulação natural que dispensa a utilização de bombas para circulação de refrigerante. Estes reatores são concebidos para atuarem nos submarinos em conjunto com diesel-geradores, de forma a conseguir uma instalação compacta de grande autonomia, garantindo uma alta taxa de indiscrição (taxa que mede a necessidade do submarino vir à superfície para recarga de baterias). Este tipo de propulsão é ideal para o emprego nas operações de patrulha, onde geralmente é exigida baixa velocidade com um nível de ruído também baixo, sendo o diesel gerador utilizado para recarga rápida de baterias quando velocidades maiores forem necessárias durante o trânsito. A utilização de reatores integrados utilizando circulação

natural é a mais forte tendência na aplicação militar da propulsão nuclear. Isto se deve ao conjunto compacto, seguro e silencioso que este tipo de reator oferece.

Outros tipos de reatores têm sido pesquisados e idealizados, porém sem oferecer a confiabilidade dos reatores tipo PWR. Este é o caso dos reatores a sódio líquido, que já demonstraram, em aplicação nos submarinos nucleares Soviéticos, fornecer uma instalação compacta de alta potência, porém com baixa confiabilidade, exigindo por isto procedimentos mais complexos e demorados de manutenção, inspeção e testes.

O desenvolvimento de uma instalação propulsora nuclear requer o conhecimento mais profundo dos diversos fenômenos ligados à área nuclear, pois há de se considerar aspectos específicos de um veículo oceânico. Assim fatores como a redução de peso e volume acabam exigindo soluções tecnológicas mais complexas que aquelas encontradas para as instalações terrestres. O item mais importante no projeto de uma embarcação com propulsão nuclear é a segurança, pois um acidente nuclear pode atingir uma grande área e se perpetuar durante anos. Assim, para o desenvolvimento de um navio nuclear, muitos experimentos devem ser realizados antes da construção de modo a garantir o máximo de segurança na operação da instalação e mínimo de modificações no projeto após a construção, as quais demandariam muito tempo de execução devido aos requisitos de inspeção e testes rigorosos.

### 7. Referências Bibliográficas

- [1] macMillan, J.H.; et al. NS Savannah Operating Experience - SNAME nov.1963.
- [2] Harrington, Roy L. Marine Engeneering - SNAME 1971.
- [3] Friedman, Norman Submarine Design and Development -Conway Maritime - 1986.
- [4] Hewlett, Richard G. and Ducan Francis Nuclear Navy (1946-1962) - The University of Chicago Press 1974.
- [5] Edwards, J.; Tucker, K.F. Royal Navy Requirements and Achivements in Nuclear Training J.N.S. - vol4, nº3.
- [6] Roddis Jr., L.H.; Simpson, J.W. The Nuclear Propulsion Plant of USS Nautilus SSN571 - SNAME nov.1954.
- [7] Van, H.E.; Weiss, M.L.; Wolfe, B. Shield Aspects of Nuclear Power Plants for Marine Propulsion - SNAME - nov.1958.
- [8] West Jr., George L.; Roland, E.J. Some Aspects of Nuclear Safety and Ship Design - SNAME - nov.1967.
- [9] Laning, Richard B. The Sea Wolf's Sodium-Cooled Power Plant - Naval History / Spring 1992.
- [10] Bulletin of Marine Enginneering Society in Japan VOL. 7, nº3, 1979, pg.93.
- [11] Crouch, Holmes F. Nuclear Ship Propulsion - Cornell Maritime Press - Cambridge, Mariland - 1960.
- [12] Germanifcher Lloyd - Regulations for the Classification and Construction of Nuclear Ships - Edição 1975 revisão 1 Volume IV, Capítulo 8.
- [13] Bureau Veritas - General Technical Conditions for Nuclear Ships.
- [14] Instituto de Pesquisa em Energia Nuclear Projeto Treinamento Fase I - Noções Basicas de Radioproteção - Apostila de Curso Ministrado pelo IPEN - Julho / 1986.

- [15] IAEA Power R. - NS Savannah - Dec.1966.
- [16] Japan Nuclear Ship Development Agency Nuclear Ship "Mutsu" - 1974.
- [17] Gesellschaft fur Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH Nuclear Research Ship - Otto Hahn - Safety Assessment.
- [18] Horlick, Ted Submarine propulsion in the Royal Navy - Proceeding of Institute of Mechanical Engineering vol. 196 - 1982.
- [19] Pepper,D.J. Experiences in the design and manufacture of marine nuclear plant - Naval Engineers Journal - Nov. 1962.
- [20] Rickover, Radm H.G.; et al. Some Problems in the Application of Nuclear Propulsion to Naval Vessels - SNAME - Novembro de 1957.
- [21] Revista Eletrobrasil Reavaliação da energia nuclear - Abril de 1991. pg.29-31
- [22] Rippon, Simon The European Nuclear Scene inthe '90s - Revista Nuclear News - Setembro de 1990.
- [23] Glasstone, Samuel and Sesonske, Alexander Nuclear Reactor Engineering - D.Van Nostrand Company Inc.-1967.
- [24] Kenton, John E. Navy Makes Great Strides - Nucleonics - sept. 1959.
- [25] Aschner,F.S. Planning Fundamentals of Thermal Power Plants - Halsted Press - John Wiley & Son,Inc.,New York-1978.
- [26] MIL DOD-STD1399-Ship Motion Attitude-Norma Mil-section 301A-jul.86.
- [27] Nedderman, John. Report from Aomori: Japan's nuclear prefecture - Nuclear Enginneering International - Oct.91.
- [28] International Atomic Energy Agency Nuclear Power Reactors in the World - Viena 1989

APÊNDICE "A"

Para exemplificar a influência da pressão no condensador sobre as suas dimensões, foram analisados dois valores de pressão utilizando a metodologia de cálculo apresentada na referência [2], para uma instalação com mesma potência, assim teremos como dados de projeto:

$t_e$  = Temperatura de entrada da água do mar ( $^{\circ}\text{C}$ )

$D$  = Diâmetro dos tubos do condensador (mm)

$v$  = Velocidade da água nos tubos (m/s)

$l$  = Comprimento dos tubos (m)

$p$  = Número de passes

$w$  = Vazão de vapor (Kg/h)

$h$  = Calor transferido para a água (Kcal/Kg)

$p$  = pressão no condensador (Kg/cm<sup>2</sup>)

adotaremos para cálculo do condensador com pressão de 0,05Kg/cm<sup>2</sup> os seguintes valores:

$t_e = 24^{\circ}\text{C}$  ; tubo 5/8" - 18BWG - 90/10 CuNi ;  $l = 2,7\text{m}$

$v = 1,83 \text{ m/s}$  ;  $h = 555,6 \text{ Kcal/Kg}$  ;  $w = 3515 \text{ Kg/h}$ ;

$p = 0,05 \text{ Kg/cm}^2$ ;

Adotando o método da referência [2], teremos:

- Vazão de água do mar =  $6,7 \text{ m}^3/\text{h}$ ,

- Área de troca do condensador =  $118 \text{ m}^2$ ,

- Numero de tubos = 865.

Para o segundo caso onde a pressão é de  $0,1 \text{ Kgf/cm}^2$ , teremos os seguintes valores, de modo a manter as mesmas condições de operação com mesma potência:

$t_e = 24^\circ\text{C}$  ; tubo  $5/8''$  - 18BWG - 90/10 CuNi ;  $l = 2,7\text{m}$

$v = 1,83 \text{ m/s}$  ;  $h = 555,6 \text{ Kcal/Kg}$  ;  $w = 3764 \text{ Kg/h}$ ;

$p = 0,1 \text{ Kgf/cm}^2$ ;

Adotando o mesmo método, teremos:

- Vazão de água do mar =  $3,1 \text{ m}^3/\text{h}$ ,
- Área de troca do condensador =  $54,3 \text{ m}^2$ ,
- Número de tubos = 398.

Ou seja, para um aumento de pressão de 0,05 para  $0,1 \text{ Kgf/cm}^2$  temos, para as mesmas condições de potência e temperatura:

- Aumento de 7% na vazão de vapor,
- Redução de 54% na área de troca do condensador e
- redução de 54% no número de tubos,