

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

**GERAÇÃO NÚCLEO-ELÉTRICA: RETROSPECTIVA, SITUAÇÃO ATUAL  
E PERSPECTIVAS FUTURAS**

**SARA TÂNIA MONGELLI**

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

**Orientador: Prof. Dr. José Rubens Maiorino**

**SÃO PAULO**  
**2006**

## **Agradecimentos**

Ao Instituto de Pesquisas Energética e Nucleares, IPEN, que me acolheu desde o começo e que me deu a possibilidade de realizar este trabalho.

A FAPESP, que apoiou financeiramente a primeira fase deste trabalho.

Ao meu Professor, Dr. José Rubens Maiorino, que me aceitou, mesmo falando inglês, e teve a paciência de acompanhar grandes mudanças de idéias. E que me orientou, acompanhou e auxiliou durante todo o desenvolvimento desta dissertação.

Ao Prof. Edmilson Moutinho dos Santos, cujo trabalho de mestrado forneceu uma excelente fonte de referência para o início deste trabalho, que sempre me deu boas sugestões, e por aceitar ser membro da banca examinadora.

Ao Prof. Antonio Teixeira e Silva pelo apoio dado como gerente do Centro de Engenharia Nuclear, pelas aulas ministradas e por aceitar ser membro da banca examinadora.

Aos professores da Pós-Graduação que ministraram disciplinas que foram muito importantes para a minha formação, e pela compreensão nas dificuldades do idioma.

A Ana Maria Pimentel Maiorino, Ilze Puglia, Maria Aparecida de Souza Macedo, pelo apoio sincero e pela ajuda em muitas questões, tanto ligadas ao meu trabalho, quanto a minha estadia no Brasil.

Aos meus amigos e colegas, que conheci durante o desenvolvimento deste trabalho, pela ajuda em conhecer o Brasil, seus costumes e idioma e pela amizade demonstrada.

A todas as pessoas do IPEN que, diretamente ou indiretamente, possibilitaram a realização deste trabalho.

Aos meus pais, Marta e Flavio, pelo apoio de longe, o aos meus sogros, Beatriz e Antonino, pelo apoio por perto.

E ao Brasil, um país maravilhoso e acolhedor.

A mio marito Alessandro e a Sofia, mia figlia,  
che mi riempiono la vita.

# **GERAÇÃO NÚCLEO-ELÉTRICA: RETROSPECTIVA, SITUAÇÃO ATUAL E PERSPECTIVAS FUTURAS**

**SARA TÂNIA MONGELLI**

## **RESUMO**

A primeira reação nuclear em cadeia autosustentada controlada foi obtida em 2 de dezembro de 1942.

Daí em diante, o crescimento da energia nuclear, inicialmente estimulado por fins militares, foi rápido. Às aplicações civis no setor da geração de eletricidade foram adquirindo, ao longo do tempo, um papel sempre mais importante nas matrizes energéticas de muitos países. Em 1987, 418 reatores nucleares no mundo estavam produzindo eletricidade em escala comercial. Dois terços destes reatores eram localizados em 7 países: Estados Unidos, União Soviética, França, Reino Unido, Alemanha, Canadá e Japão.

Nos anos 90, o setor nuclear experimentou um grande retardo, devido principalmente ao acidente de Chernobyl e a uma revisão otimista das perspectivas de esgotamento das reservas de petróleo e dos outros combustíveis fósseis. Em 2005 o número de reatores para geração de eletricidade em operação no mundo era de 441, não muito diferente do número de reatores em operação em 1987.

Neste panorama o primeiro objetivo deste trabalho é analisar o estado da arte da geração núcleo elétrica e do ciclo do combustível nos países acima mencionados, partindo de uma revisão histórica. O caso do Brasil é abordado também por ser o país onde este trabalho é desenvolvido.

Uma vez concluído o quadro da geração núcleo elétrica a nível internacional, são analisadas as novas tecnologias no setor da geração núcleo elétrica e as tendências e as iniciativas para o futuro da utilização da energia nuclear.

São também abordadas as principais questões que sempre acompanharam o debate sobre a energia nuclear: a segurança, o meio ambiente, a proliferação e o mais moderno conceito de desenvolvimento sustentável.

É importante antecipar que o objetivo deste trabalho não é de julgar os acontecimentos e de influenciar a opinião do leitor a favor da energia nuclear, mas de selecionar materiais e dados para informar e assim fornecendo um texto que seja uma coleção de informações e sugestões de aprofundamentos e não uma fonte de polêmicas.

**NUCLEAR ENERGY FOR ELECTRICITY GENERATION:  
HISTORICAL ANALYSIS, NOWADAYS SITUATION AND FUTURE  
PERSPECTIVE**

**SARA TÂNIA MONGELLI**

**ABSTRACT**

On December 2, 1942, man first initiated a self-sustaining nuclear chain reaction, and controlled it.

Since then, nuclear energy development, firstly stimulated by military goals, was fast. But nuclear energy use for electricity production grew too, until becoming a very important energy source in the world energy mix. In 1987 there were in the world 418 nuclear reactors capable of producing commercially useful supplies of electricity. Over two thirds were in just seven countries: United States, Soviet Union, France, United Kingdom, Germany, Canada and Japan.

In the 90s, nuclear energy development slowed down as a consequence of the Chernobyl accident and of the more optimistic evaluations of world oil resources. In 2005 the number of nuclear reactors commercially producing electricity amounted to 441, not much more than the 418 reactors operating in 1987.

From this point of view, the primary scope of this work is to analyze the world pattern and the state of the art of nuclear power production focusing on the countries above mentioned. Brazil case is analyzed too, since this work has been developed there.

Once this international outlook is concluded, the next step passes through the analyses of new technologies, tendencies and initiatives for the future development of nuclear energy.

Since feelings run high in the debate about nuclear energy, some fundamental and fervent points are raised: security, environment, proliferation and sustainable development.

Nevertheless, it is important to point out that effort has been made in this work not to take sides, but to be impartial in selecting materials and giving data. The scope is not to convert the reader to a pro-nuclear view but to inform and, in doing so, to provide a volume that is a textbook and not a piece of polemic.

## SUMÁRIO

### **CAPÍTULO 1 - REVISÃO HISTÓRICA E A GÊNESE DA ENERGIA NUCLEAR**

1.1	Introdução	1
1.2	As origens	2
1.3	O Projeto Manhattan e os primeiros reatores nucleares	4
1.4	Shippingport e Dresden. Os primeiros reatores nucleares comerciais	7
1.5	Programas nucleares no resto do mundo	9

### **CAPÍTULO 2 – SITUAÇÃO ATUAL DA GERAÇÃO NÚCLEO ELÉTRICA EM ALGUNS PAISES DE REFERÊNCIA**

2.1	Geração núcleo elétrica no mundo	12
2.2	<u>Estados Unidos da América (EUA)</u>	16
2.2.1	Panorama histórico	16
2.2.2	Situação atual	20
2.2.3	Reatores nucleares dos Estados Unidos. Reatores em operação e fechados. Dados	25
2.2.4	Regulamentação do setor nuclear	31
2.2.5	Tipos de reatores	33
2.2.5.1	LWR - Reatores a água leve	33
2.2.5.2	GCR e HTGR – Reatores refrigerados a gás	39
2.2.5.3	FBR – Reatores regeneradores rápidos	46
2.2.6	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	52
2.3	<u>A Europa Ocidental</u>	55
2.4	<u>França</u>	56
2.4.1	Panorama histórico	56
2.4.2	Situação atual tipo de reatores	60
2.4.3	Reatores nucleares da França. Reatores em operação e fechados. Dados	67
2.4.4	Regulamentação do setor nuclear	69
2.4.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	70
2.4.6	Planos futuros	73

2.4.7	A França no mundo	74
2.5	<u>Reino Unido</u>	76
2.5.1	Panorama histórico	76
2.5.2	Situação atual tipo de reatores	79
2.5.3	Reatores nucleares do Reino Unido. Reatores em operação e fechados. Dados	84
2.5.4	Regulamentação do setor nuclear	86
2.5.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	86
2.5.6	Planos futuros	89
2.5.7	O Reino Unido no mundo	90
2.6	<u>Rússia</u>	91
2.6.1	Panorama histórico	91
2.6.2	Situação atual tipo de reatores	93
2.6.3	Reatores nucleares da Rússia. Reatores em operação e fechados. Dados	99
2.6.4	Regulamentação do setor nuclear	101
2.6.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	101
2.6.6	Planos futuros	104
2.6.7	A Rússia no mundo	105
2.7	<u>Canadá</u>	107
2.7.1	Panorama histórico	107
2.7.2	Situação atual tipo de reatores	109
2.7.3	Reatores nucleares do Canadá. Reatores em operação e fechados. Dados	112
2.7.4	Regulamentação do setor nuclear	114
2.7.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	115
2.7.6	Planos futuros	116
2.7.7	O Canadá no mundo	117
2.8	<u>Alemanha</u>	118
2.8.1	Panorama histórico	118
2.8.2	Situação atual tipo de reatores	120
2.8.3	Reatores nucleares da Alemanha. Reatores em operação	

	e fechados. Dados	122
2.8.4	Regulamentação do setor nuclear	124
2.8.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	125
2.8.6	Planos futuros	127
2.9	<u>Japão</u>	128
2.9.1	Panorama histórico	128
2.9.2	Situação atual tipo de reatores	129
2.9.3	Reatores nucleares do Japão. Reatores em operação e fechados. Dados	132
2.9.4	Regulamentação do setor nuclear	133
2.9.5	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	134
2.9.6	Planos futuros	135
2.10	<u>Brasil</u>	138
2.10.1	Panorama histórico	138
2.10.1.1	Angra I e o acordo Brasil Alemanha	142
2.10.1.2	O Programa Autônomo de tecnologia nuclear	146
2.10.1.3	Anos recentes	147
2.10.2	Situação atual tipo de reatores	148
2.10.3	Reatores nucleares do Brasil. Reatores em operação e fechados. Dados	151
2.10.4	A experiência do Brasil na utilização do Th	152
2.10.5	A estrutura e a regulamentação do setor nuclear brasileiro ‘	153
2.10.6	Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos	155
2.10.7	Planos futuros	158
2.11	<u>Outros países</u>	161
2.11.1	África do Sul	164
2.11.2	Argentina	164
2.11.3	Armênia	164
2.11.4	Bélgica	165
2.11.5	Bulgária	166
2.11.6	China	166



2.11.7	Coréia do Sul	167
2.11.8	Eslováquia	168
2.11.9	Eslovênia	168
2.11.10	Espanha	168
2.11.11	Finlândia	169
2.11.12	Hungria	170
2.11.13	Índia	170
2.11.14	Lituânia	171
2.11.15	México	172
2.11.16	Paquistão	172
2.11.17	Republica Checa	172
2.11.18	România	173
2.11.19	Suécia	173
2.11.20	Suíça	174
2.11.21	Taiwan	175
2.11.22	Ucrânia	175

### **CAPÍTULO 3 – O FUTURO DA GERAÇÃO NÚCLEO ELÉTRICA**

3.1	Introdução	176
3.2	Algumas considerações	177
3.3	Segurança nas usinas nucleares	179
3.3.1	Escala Internacional de Acidentes Nucleares	182
3.3.2	Análise de segurança	185
3.4	Reatores avançados	187
3.4.1	Reatores avançados certificados	188
3.4.2	Reatores em fase de certificação: reatores de geração 3+ de grande porte	190
3.4.3	Reatores em fase de certificação: reatores de geração 3+ de pequeno e médio porte	195

3.4.4	Reatores rápidos e a sustentabilidade	204
3.5	Partição e transmutação dos rejeitos radioativos. Sistemas dedicados	207
3.6	Tório e ciclos de combustíveis avançados	211
3.7	Aplicações da energia nuclear	213
3.7.1	Produção de hidrogênio	214
3.7.2	Dessalinização	215
3.8	Iniciativas internacionais	216
3.8.1	Geração IV	216
3.8.2	INPRO	224
<b><u>CAPÍTULO 4 – CONCLUSÕES</u></b>		
4.1	As questões fundamentais	228
4.2	Sugestões para trabalhos futuros	235
<b><u>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</u></b>		237

# CAPÍTULO 1

## REVISÃO HISTÓRICA E A GÊNESE DA ENERGIA NUCLEAR

### 1.1 Introdução

Nestes últimos anos observou-se um renovado interesse para a utilização da opção nuclear na geração de eletricidade, principalmente devido às necessidades de preservação do meio ambiente. O conceito de desenvolvimento sustentável e a necessidade de fontes energéticas, livres das emissões de gases efeito estufa, têm feito com que a opção nuclear para gerar eletricidade achasse um novo e inesperado vigor.

A região asiática, com uma economia em rápido desenvolvimento e uma crescente demanda de energia elétrica optou significativamente para a energia nuclear para enfrentar as suas necessidades. Mas há sinais positivos de grande destaque também na Europa, onde está sendo construído um reator há mais de uma década, e a atual política da administração norte americana é extremamente favorável a uma retomada de iniciativas no setor nuclear.

Esta retomada de discussão forneceu a motivação para este trabalho, no qual se pretende analisar a situação do setor da geração núcleo elétrica nos países onde esta exerce um papel significativo na matriz energética. Estes países são os Estados Unidos, a França, a Rússia, o Reino Unido, o Canadá, a Alemanha e o Japão que são analisadas no capítulo 2. Para estes países são fornecidos dados históricos, informações relativas aos reatores nucleares em operação, fechados, desmantelados e que estão sendo construídos, o desempenho das usinas nucleares e o papel destas na matriz energética. São também abordados o ciclo do combustível, as políticas sobre rejeitos radioativos e a estrutura regulatória e normativa. Apesar do Brasil não ter se destacado com uma liderança técnico-científica no desenvolvimento da energia nuclear, e mesmo não sendo um país onde a geração núcleo-elétrica seja fundamental na matriz energética, ele será tratado neste capítulo com o mesmo destaque dos outros países. Isto por que este trabalho foi conduzido como dissertação de mestrado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) da Universidade de São Paulo do Brasil. Para os restantes países do mundo que utilizam a energia nuclear são fornecidos alguns detalhes e algumas informações no item 2.11 do

capítulo 2, sendo que uma abordagem mais profunda da questão em cada país seria além dos objetivos desta dissertação.

As tendências e as iniciativas para o futuro da utilização da energia nuclear na geração de eletricidade e para outras aplicações, como a produção de hidrogênio, são discutidas no capítulo 3. O capítulo 4 é dedicado a um resumo da grande quantidade de informações fornecidas nos capítulos anteriores, na tentativa de individualizar as questões mais importantes do setor nuclear, e a apresentação das conclusões.

Com o objetivo de traçar as principais diretrizes históricas de desenvolvimento da energia nuclear, que levaram a atual “distribuição” desta tecnologia no mundo, neste primeiro capítulo são descritos de maneira sucinta a origem das pesquisas na área nuclear, o famoso “Projeto Manhattan” e os primeiros reatores construídos para a produção de eletricidade: os reatores nucleares de Shippingport e de Dresden.

## **1.2 As origens**

O conhecimento que tornou possível o uso da energia nuclear na geração de eletricidade, na medicina e nas ciências dos materiais derivou de pesquisas experimentais e teóricas sobre a estrutura do átomo, concentradas principalmente no fim do século XIX e na primeira metade do século XX.

A hipótese de que a matéria é constituída de átomos indivisíveis foi lançada em 1803 pelo químico inglês John Dalton. As origens da noção da divisibilidade do átomo datam da descoberta da radioatividade do urânio, pelo francês Henri Becquerel, em 1896, logo depois da descoberta dos raios X em 1885 por Roentgen. A polonesa Marie Curie e seu marido, o francês Pierre Curie, pesquisaram a fundo o novo fenômeno e descobriram vários e novos elementos químicos radioativos (como o rádio, o polônio e o tório), demonstrando que a radioatividade não era privilégio do urânio. Mostraram também que as partículas que constituíam alguns tipos de radiação provinham do interior dos átomos. Por outro lado, em 1897, o inglês John Joseph Thomson demonstrou a existência de partículas muito menores que os átomos, mais tarde chamadas elétrons. A indivisibilidade dos átomos estava sendo questionada.

Os detalhes da estrutura atômica foram determinados durante as décadas seguintes com os modelos atômicos de Rutherford de 1911 (átomo formado por uma região central, o núcleo atômico, e uma região externa ao núcleo, a eletrosfera) e o modelo de Bohr de 1913 (elétrons distribuídos em camadas eletrônicas). Seguiu-se o desenvolvimento da mecânica quântica ou ondulatória a partir do trabalho de De Broglie

que associava as partículas às propriedades de ondas (1924). A formulação da mecânica quântica foi completada pelos trabalhos de Pauli (princípio de exclusão, 1925), de Schroedinger (equação de onda, 1926), de Heisenberg (princípio de indeterminação, 1927), e de Dirac (formulação da mecânica quântica, 1930). A existência dos nêutrons, até então somente postulada, teve que esperar até 1932 para ser confirmada em laboratório por James Chadwick.

A radioatividade artificial foi obtida pela primeira vez em 1934, com os trabalhos dos franceses Frederick e Irene Joliot-Curie, esta filha de Pierre e Marie Curie.

Em 1935, o italiano Enrico Fermi começou uma série de experiências em que foram produzidos artificialmente núcleos radioativos, pelo bombardeamento com nêutrons de vários elementos. Alguns dos seus resultados sugeriram a formação de elementos transurânicos. De fato, o que eles observaram, e que mais tarde foi comprovado por Hahn, foi a fissão nuclear.

A fissão nuclear, o processo físico fundamental para a geração da energia nuclear, foi descoberta por Otto Hahn, Lise Meitner e Fritz Strassman, em 1938, em Berlim, na Alemanha nazista. No ano seguinte, em Paris, Joliot-Curie demonstrou que a emissão de nêutrons no processo de fissão origina uma reação em cadeia. A descoberta da fissão permitiu entender o enorme poder da energia contida nos núcleos atômicos (200 MeV/fissão), confirmando a teoria de Einstein da equivalência entre massa e energia de 1905.

Pouco depois da descoberta de Hahn, Meitner e Strassman, explodiu a Segunda Guerra Mundial (1939-1945), fazendo com que as pesquisas sobre energia nuclear desviassem-se irresistivelmente para a construção de armas nucleares.

Em 1939, ano do começo da 2ª guerra, numa carta ao presidente Roosevelt, Albert Einstein informa que a Alemanha tinha iniciado pesquisas na área da energia atômica, com o objetivo de desenvolver armamentos nucleares. Em outubro do mesmo ano, Roosevelt autorizou o governo a custear pesquisa atômica através do “Advisory Committee on Uranium”, presidida por Lyman Briggs. Em fevereiro de 1940, esta comissão concedeu a Enrico Fermi e Leo Szilard um contrato para construir uma pilha nuclear.

Em 2 de dezembro de 1942, Enrico Fermi demonstra a primeira reação nuclear de fissão em cadeia autosustentada de maneira controlada num laboratório na Universidade de Chicago. O Chicago Pile 1 (CP-1) funcionava com urânio, 6 toneladas em forma de metal e óxido, inserido nos furos de tijolos de grafite (4 toneladas). As barras de controle

de cádmio eram operadas por gravidade. Foi iniciada a era nuclear e a possibilidade dos Reatores Nucleares, e como relatado por Fermi à Washington: “O Navegador Italiano Chegou ao Novo Mundo”.

Existem excelentes livros que relatam a gênese da energia nuclear, destacando-se o vencedor do premio Pulitzer do jornalista R. Rhodes [1]. Desta forma, procurou-se neste item apenas resumir esta epopéia. A ênfase maior será dada aos estudos que levaram ao aproveitamento da energia nuclear para fins pacíficos e em particular para a produção de energia. Entretanto, em vista da importância do chamado “Projeto Manhattan”, este será descrito em seguida.

### 1.3 O Projeto Manhattan e os Primeiros Reatores Nucleares

Em 1941, depois do ataque em Pearl Harbour, os Estados Unidos entram em guerra, e logo após, em 1942 começa o chamado Projeto Manhattan ou Manhattan Engineer District liderado por Robert Oppenheimer. Uma rede de laboratórios e instalações de pesquisas nucleares ultra-secretos é instalada para o desenvolvimento da bomba atômica antes dos alemães, conforme ilustrado na FIG. 1.2-1. Dentre vários, destacam-se os laboratórios de Los Alamos no Novo México, Oak Ridge no Tennessee e Hanford em Washington.

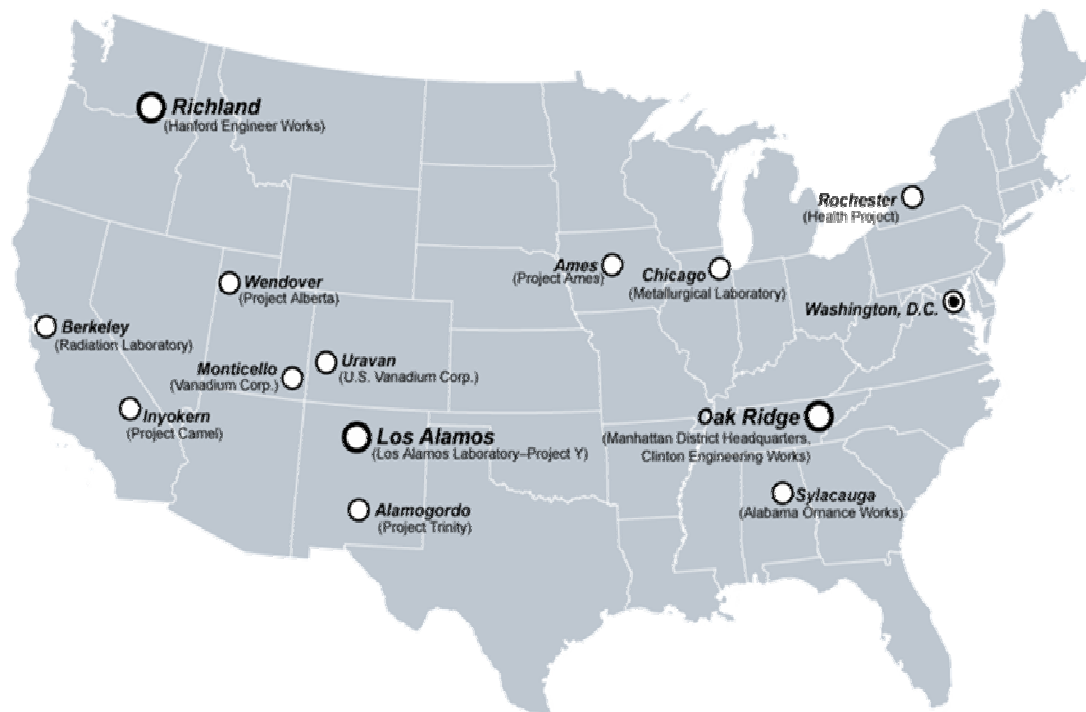


Figura 1.3-1: Rede de instalações e laboratórios de pesquisa do Projeto Manhattan [2].

O laboratório principal para os estudos sobre a bomba é localizado em Los Alamos. Em Oak Ridge são construídas plantas de separação isotópica eletromagnéticas (Y-12) e a difusão gasosa (K-25) para a produção de U-235 para as bombas (Clinton Engineer Works). O primeiro reator para a produção de Pu é construído em Oak Ridge, chamado de Clinton Pile, construído pela Du Pont. O Clinton Pile era constituído por um cubo de grafite, maior do que o primeiro Chicago Pile, com furos para inserção das barras cilíndricas de urânio metálico. Entre o revestimento de Al das barras e os furos na grafite, um espaçamento permitia a circulação do ar de refrigeração e a remoção das barras a serem reprocessadas. O “Clinton Pile” começou o seu funcionamento em novembro 1943 atingindo, em poucos dias, uma temperatura de 110 °C na superfície das barras e uma potência de 500 kW. Melhoramentos no sistema de refrigeração permitiram atingir uma temperatura de 150 °C e uma potência de 800 kW na primavera de 1944. Um rearranjo do combustível para nivelar a distribuição de potência no núcleo da pilha e melhorias na seladura das barras permitiram atingir, em maio 1944, uma potência de 1800 kW. Em 1944, cerca de 2 ton/d de urânio metálico irradiado pelo Clinton Pile entrava nas plantas de separação isotópica cuja eficiência, inicialmente 50%, foi elevada até 80-90% ao final de 1944. Este reator, chamado de X-10, foi o protótipo para a instalação maior de Hanford.

O objetivo de Hanford (Hanford Engineer Work) era a produção de Plutônio em escala maior do que em Oak Ridge. Três pilhas e uma planta para separação do Pu começaram a funcionar no verão de 1945.

Os Estados Unidos tiveram sucesso no processo de desenvolvimento da bomba atômica antes dos alemães, sendo que detonaram a primeira bomba nuclear em julho de 1945, no deserto do New Mexico (Trinity Test). Em seguida, as bombas nucleares americanas foram usadas duas vezes nos dias 6 e 9 de Agosto em Hiroshima (uma bomba de urânio chamada “Little Boy”) e Nagasaki (a bomba de plutônio chamada “Fat Man”), que determinaram o fim da guerra com a rendição dos Japoneses.

Depois de Hiroshima e Nagasaki, os americanos procuraram desenvolver um programa que preservasse a supremacia americana na tecnologia militar nuclear com finalidades pacíficas. Em 1946, o Presidente Truman criou a Comissão de Energia Atômica (Atomic Energy Commission - AEC) que substituiu o Projeto Manhattan e cujo propósito era o controle da produção, a propriedade e o emprego de material fissil, a fim de assegurar a defesa, a segurança e garantir a mais ampla exploração possível da tecnologias nuclear.

Simultaneamente, o Congresso criou o Comitê Conjunto de Energia Atômica (Joint Congressional Committee on Atomic Energy) para supervisionar as atividades da AEC e conferiu-lhe poderes para recomendar a ação legislativa. A primeira Lei da Energia Atômica (Atomic Energy Act) de 1946, introduzida pelo Senador Brian McMahon, proibia o uso comercial da energia atômica enfatizando o monopólio do governo na tecnologia nuclear. O Comitê conjunto tinha o objetivo de manter controle legislativo sobre um programa nuclear, o qual precisava ser executado sigilosamente.

Os primeiros passos para testar as capacidades dos reatores nucleares para a produção de energia elétrica foram realizados em 1951 quando o Reator Regenerador Experimental (Experimental Breeder Reactor EBR-1, refrigerado com NaK) produziu suficiente potência para iluminar 4 lâmpadas de 150 W. O EBR-1 foi construído pelo Laboratório Nacional de Argonne da Universidade de Chicago no INEEL (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory) em Idaho Falls, para pesquisar as propriedades regeneradoras de um reator rápido. O EBR-1 foi decomissionado em 1963 e sempre forneceu energia elétrica para o seu próprio edifício.

O laboratório de Argonne construiu também o primeiro reator a fornecer eletricidade para toda uma cidade. Arco, em Idaho, tornou-se a primeira cidade a ser totalmente iluminada por energia nuclear graças ao BORAX-III em 1955, um reator a água fervente, que produzia 2 MW, e funcionou até 1956.

Em dezembro de 1953, o Presidente Eisenhower lança o famoso programa “Átomos para Paz” propondo colaborações internacionais para desenvolver o uso pacífico da energia nuclear. O programa Átomo para a Paz foi lançado logo depois a explosão da primeira bomba atômica soviética, que rompeu de forma dramática o monopólio norte americano da tecnologia nuclear para fins militares. Tendo acabado este monopólio era necessário, pelo menos, o controle sobre o processo de difusão da tecnologia nuclear. O programa deu assim início a uma nova política pela qual os EUA abririam mão do segredo científico e se disporem, sob reserva do direito de inspeção “in loco”, a proporcionar cooperação tecnológica para fins pacíficos, limitada, no entanto, as áreas não sensíveis da tecnologia nuclear como enriquecimento e reprocessamento. Do apelo do presidente Eisenhower resultaram em particular:

i) a I Conferência Atômica de Genebra, em setembro de 1955, onde foram tornados públicos muitos resultados até então mantidos em segredo pelos governos dos países aonde haviam sido descobertos;



ii) a Agência Internacional de Energia Atômica, fundada em Viena em 2 de outubro de 1957, para facilitar, auxiliar e suportar o desenvolvimento dos programas nucleares nos países que queriam se lançar no campo da energia atômica.

Foi em 1954 que os primeiros submarinos a propulsão nucleares, o Nautilus e o Seawolf, são construídos. Eles utilizavam reatores a água pressurizada (PWR), que foram desenvolvidos no “U. S. Naval Submarine Reactor Program”.

No mesmo ano, entendendo que a energia nuclear se achava no limiar da viabilidade comercial, o Comitê começou a explorar métodos de transferir pelo menos uma parte do pleno controle do governo à companhias particulares. O Comitê redigiu uma Nova Lei da Energia Atômica que estipulava a necessidade do desenvolvimento das plantas nucleares de potência para fins comerciais e autorizava o AEC a permitir o setor privado de trabalhar com materiais nucleares, exceto os destinados a artefatos nucleares. Mesmo assim o aproveitamento industrial e comercial da energia nuclear permaneceu sob estrito controle governamental.

## **1.4 Shippingport e Dresden. Os primeiros reatores nucleares comerciais**

Com a intenção de incentivar o investimento e demonstrar a viabilidade comercial da energia nuclear, foi lançado em 1955 o Programa de Demonstração de Potência (Power Demonstration Program). Com este programa a AEC realizou pesquisas para o desenvolvimento de uma indústria nuclear civil, financiou a pesquisa de reatores mais sofisticados que os da primeira geração de reatores de água leve, forneceu combustível nuclear e pagou os custos de fabricação dos núcleos dos reatores.

O programa foi coroado de considerável êxito técnico, acentuado pela operação bem sucedida da primeira usina nuclear comercial dos Estados Unidos em Shippingport, Pennsylvania, que entrou em operação em 1956. Este reator, um PWR desenhado e construído pela Westinghouse Electric Corporation e operado pela Duquesne Light Company, foi encomendado em 1953 e operou até 1982. O objetivo primário deste reator foi a aquisição de informações e experiência para projetar os sucessivos reatores de potência deste tipo. O resultado deste esforço foi o de aumentar consideravelmente o interesse dos fabricantes e das empresas concessionárias de energia pela energia atômica. Na *Tabela 1.4-1* são mostrados alguns dados operacionais do reator de Shippingport.

Tabela 1.4-1: Dados operacionais do reator nuclear de Shippingport [3].

	<b>Shippingport</b>
Potência elétrica	60 MW
Fluxo térmico médio ( $n\text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )	$6 \cdot 10^{13}$ seed, $4 \cdot 10^{13}$ blanket
Fluxo térmico máximo ( $n\text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )	$2 \cdot 10^{14}$ seed, $3 \cdot 10^{14}$ blanket
Combustível	“Seed”: liga U-Zr altamente enriquecido. 32 elementos em forma de placas “Blanket”: $\text{UO}_2$ urânio natural. 113 elementos na forma de barras
Revestimento	Zircaloy 2
Temperatura superficial máxima do combustível	336 °C
Temperatura média do combustível	304 °C no “seed”, 538 °C no “blanket”
Queima média esperada	3000MWd/t
Taxa de conversão média	0.85
Potência específica média	$360\text{ kW/kg}^{235}\text{U}$ no “seed”, $2.57\text{ kW/kg}^{235}\text{U}$ no “blanket”
Refrigerante, moderador, refletor.	Água natural
Temperatura do refrigerante	264 °C entrada, 281 °C saída
Barras de controle	Hf (em forma de cruz)
pressão	138 atm
Eficiência térmica	26%

O primeiro reator nuclear inteiramente comercial construído sem verbas governamentais teve como referência o BORAX III. O reator, chamado de “Dresden Unit One” e construído perto de Chicago, era um reator a água fervente (BWR) de 180 MW desenhado pela General Electric. Ordenado em 1955, entrou em operação em 1960 e funcionou até 1979. Na Tabela 1.4-2 ilustra-se dados deste reator.

Em 1957 o Reator Experimental à Sódio (Santa Susana Sodium Experimental Reactor SRE) foi conectado a rede elétrica. Este reator, de 7.5 MWe, desenvolvido como parte do “Five Year Reactor Development Program”, utilizava sódio como refrigerante e operou até 1964.

*Tabela 1.4-2: Dados operacionais do reator nuclear Dresden I [3].*

	<b>Dresden I</b>
<i>Potência elétrica</i>	180 MW
<i>Refrigerante, moderador</i>	Água natural
<i>pressão</i>	69 atm
<i>Temperatura da água</i>	263 °C entrada, 284 °C saída
<i>Combustível</i>	UO <sub>2</sub> sinterizado. 700 elementos combustíveis e 17000 barras
<i>Enriquecimento</i>	1.5%
<i>Temperatura máxima do combustível (no eixo)</i>	1538 °C
<i>Altura média da água não fervente</i>	180 cm
<i>Altura média da água fervente</i>	122 cm
<i>Fração de vazio médio na saída do núcleo</i>	47%
<i>Barras de controle</i>	Liga B <sub>4</sub> C aço inoxidável (forma de X)
<i>Eficiência térmica</i>	28.7%

## 1.5 Programas nucleares no resto do mundo

Um programa nuclear visando o desenvolvimento de armamentos havia começado na União Soviética durante a segunda guerra mundial liderado pelo físico Igor Vasilievich Kurchatov. O programa nuclear soviético utilizou também as informações da espionagem de dois cientistas do grupo de Los Alamos: Klaus Fuchs e Theodore Hall.

Em 1940, a cidade de Sarov, 300 km a leste de Moscou, vira um laboratório secreto para pesquisas em armamentos nucleares adquirindo o nome de Arzamas-16 (apelidado de "Los Arzamas"). Nesta cidade, Kurchatov e os seus cientistas instalaram os laboratórios e as instalações de pesquisa.

O primeiro reator nuclear da União Soviética e o primeiro reator da Europa entra em criticalidade em dezembro 1946 no Instituto Kurchatov em Moscou. O F-1 (Física-1) utilizava 40 toneladas de urânio natural metálico, grafite como moderador e inicialmente operou a uma potência de 10 watts. Outros reatores deste tipo foram construídos para a produção de Pu, necessário para equipar o arsenal nuclear soviético. Em 1949, os russos detonaram a primeira bomba nuclear no Cazaquistão, em Semipalatinsk, a cerca de 40 milhas da cidade de Kurchatov, fundada em 1947 como centro das pesquisas russas sobre armamentos nucleares.

Em 1954, em Obninsk, na União Soviética, a primeira planta nuclear de potência do mundo começa a operação. É um reator RBMK (“reaktor bolshoy moshchnosti

kanalnyi” – reator com canais de potência), chamado de APS-1, moderado a grafite, refrigerado com água leve (temperatura média da água na entrada e na saída são: 190 e 280°C a uma pressão de 10MPa) cuja potência elétrica é de apenas 5 MWe (30MWt). O material estrutural escolhido foi aço inoxidável e no projeto do elemento combustível a água de refrigeração escorria nos canais internos do elemento combustível de urânio metálico encapsulado em aço inoxidável. A supervisão do projeto foi do famoso físico russo I. V. Kurchatov.

Após a primeira Conferência Atômica de Genebra de 1955, nota-se a entrada sucessiva de outros países no estudo e construção de reatores nucleares.

Na Alemanha, os esforços para a produção da bomba foram liderados por famosos cientistas como Werner Heisenberg. A história conta que ele superestimou a massa crítica do urânio necessária para construir a bomba atômica, atrasando a corrida alemã para a obtenção de armamentos nucleares.

O programa atômico do Império Japonês começou em 1941 liderado pelo cientista Yoshio Nishina. Os Japoneses foram aliados dos nazistas no programa de desenvolvimento da bomba atômica e durante 1944 um submarino foi interceptado levando 560 kg de óxido de urânio parcialmente enriquecido da Alemanha para o Japão.

Vale a pena notar que o Projeto Manhattan representou um investimento enorme em comparação com os programas alemão e japonês: 1,8 bilhões de dólares, 30 diferentes laboratórios e instalações científicas, 150000 funcionários incluindo numerosos Prêmios Nobel.

Em consequência da Lei McMahon de 1946, destinada a proteger a supremacia americana no desenvolvimento da tecnologia nuclear, as colaborações atômicas entre os aliados virtualmente cessaram. A decisão do Reino Unido, em 1947, de desenvolver autonomamente a própria bomba teve como consequência técnica que o programa nuclear deste país diferenciou-se muito do americano. Esta situação de isolamento científico e tecnológico dos EUA levou ao desenvolvimento da tecnologia de reatores refrigerados a gás e moderados a grafite. No começo dos anos 50, os Estados Unidos e a Rússia produziam pequenas quantidades de energia elétrica através de pequenos reatores experimentais. Calder Hall, no Reino Unido, foi o primeiro reator no mundo para produção de eletricidade em escala comercial (1956). Os reatores de Calder Hall foram utilizados também para produzir Pu para armamentos nucleares.

Outros países haviam também começado pesquisas na área nuclear. A França percorreu várias linhas de pesquisas optando, ao final, pela transferência de tecnologia dos

americanos. O programa nuclear comercial francês começou em 1962 quando o reator Chinon A1 da EdF atingiu a sua primeira criticalidade. O Canadá, ao contrário, teve uma linha clara desde o começo. Em 1962, o primeiro reator nuclear canadense entrou em operação. O combustível usado era urânio natural e o refrigerante-moderador era água pesada. Os reatores desta linha são conhecidos como HWR (Heavy Water Reactor) ou CANDU (CANadian Deuterium Uranium).

O próximo capítulo é dedicado a análise detalhada da geração núcleo-elétrica em alguns países de referência: EUA, França, Reino Unido, Rússia, Canadá, Alemanha, Japão e Brasil.

## CAPÍTULO 2

# SITUAÇÃO ATUAL DA GERAÇÃO NÚCLEO ELÉTRICA EM ALGUNS PAÍSES DE REFERÊNCIA

### 2.1 Geração núcleo elétrica no mundo

Em dezembro de 2005, 441 plantas nucleares de potência estavam em operação no mundo todo e estão localizadas conforme ilustrado na Figura 2.1-1. Com uma capacidade total instalada igual a 373312 MWe, a geração nuclear representa 16% da geração mundial de eletricidade. Esta percentagem permaneceu mais o menos estável desde 1986, mostrando que a geração de eletricidade por via nuclear cresceu com a mesma taxa de crescimento da geração de eletricidade global.

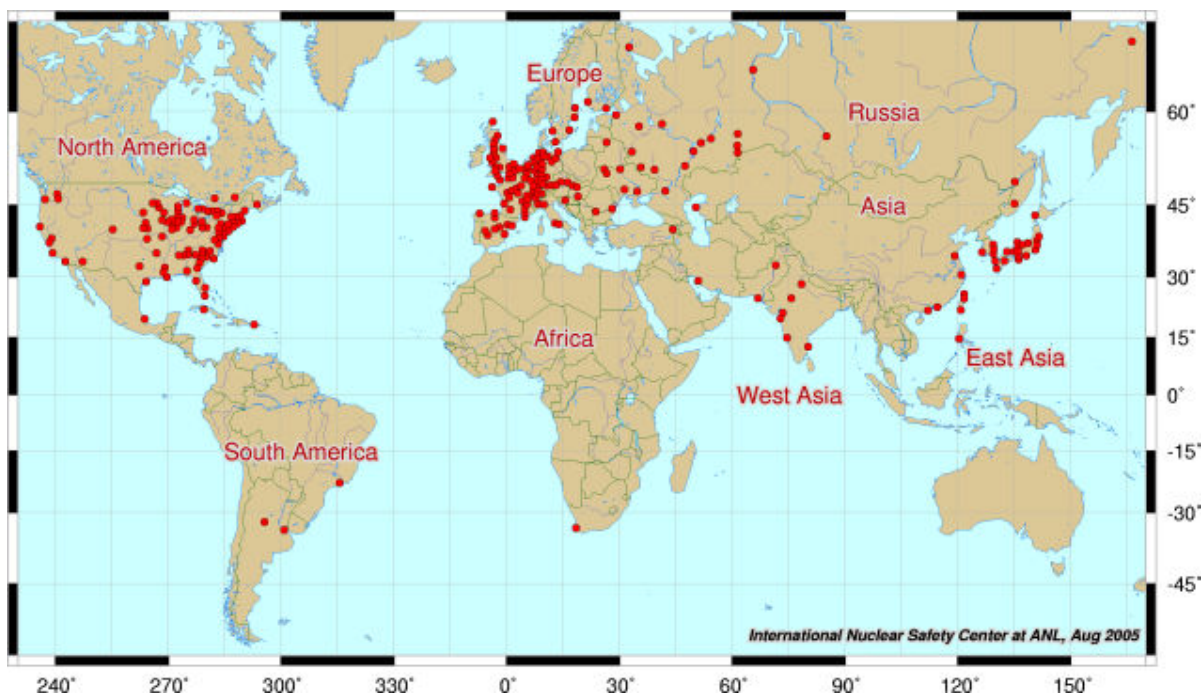


Figura 2.1-1: Mapa de localização dos reatores nucleares no mundo [4].

Conforme mostrado na Figura 2.1-2, 17 países no mundo dependem da energia nuclear para geração de pelo menos um quarto da eletricidade. A França e a Lituânia produzem três quartos da eletricidade por via nuclear, sendo que a Bélgica, a Bulgária, a Hungria, a Eslováquia, a Coreia do Sul, a Suécia, a Suíça, a Eslovênia, a Armênia, a República Checa, Taiwan e a Ucrânia produzem 1/3 da eletricidade por via nuclear. O

Japão, a Alemanha e a Finlândia produzem um quarto da eletricidade por via nuclear, enquanto os EUA só um quinto, embora possuindo a maior capacidade nuclear instalada (99210 MWe).

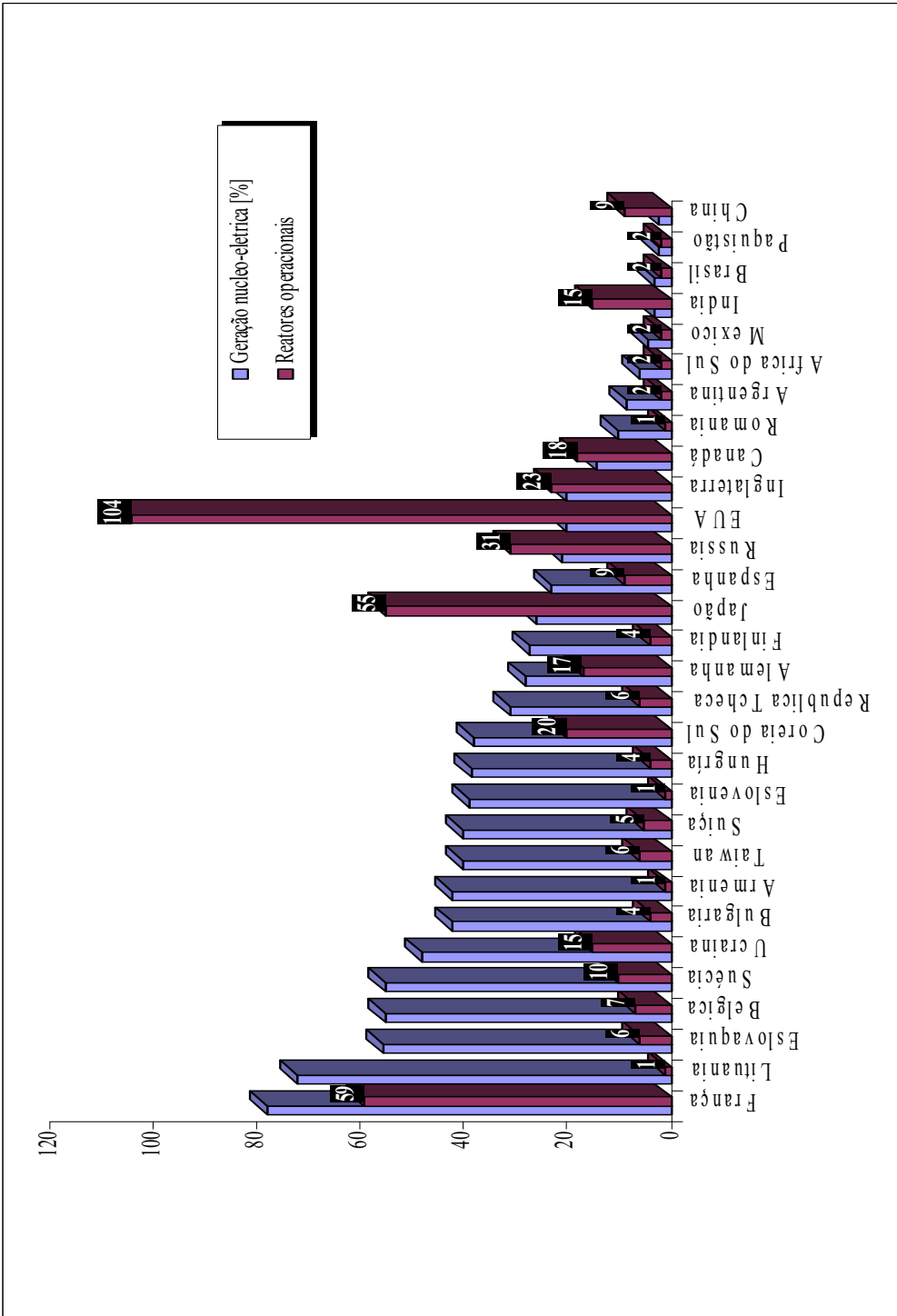


Figura 2.1-2: Geração núcleo elétrica no mundo [5].

Em 2004, 5 reatores foram conectados a rede elétrica totalizando 4420 MWe, enquanto 5 usinas nucleares foram definitivamente fechadas, totalizando 1385 MWe, conforme mostrado nas Tabela 2.1-1 e Tabela 2.1-2.

Em 2004, começaram as escavações para a construção de um reator EPR na planta de Olkiluoto, na Finlândia, sendo que este será o primeiro reator comercial a ser construído na Europa Ocidental desde 1991.

Em 2005, os reatores nucleares que começaram a operar comercialmente foram 5, adicionando um total de 5255 MWe. No mesmo ano duas unidades foram retiradas de operação, totalizando 940 MWe. O reator PHWR Pickering 1, no Canadá, recomeçou a operar depois de uma parada muito longa. Estes dados são mostrados na Tabela 2.1-1 e na Tabela 2.1-2.

*Tabela 2.1-1: Reatores conectados a rede elétrica em 2004-2005 no mundo [5, 6].*

<b>Pais</b>	<b>Reator</b>	<b>Tipo</b>	<b>MWe</b>
<b>2004</b>			
<i>Coréia</i>	<i>Ulchin 5</i>	<i>PWR (KSNP)</i>	<i>960</i>
<i>China</i>	<i>Quinshan 3</i>	<i>PWR</i>	<i>610</i>
<i>Ucrânia</i>	<i>Rovno 4</i>	<i>VVER 320</i>	<i>950</i>
<i>Ucrânia</i>	<i>Khmelnitski 2</i>	<i>VVER 320</i>	<i>950</i>
<i>Rússia</i>	<i>Kalinin 3</i>	<i>VVER 320</i>	<i>950</i>
<b>Total</b>	<b>5</b>		<b>4420</b>
<b>2005</b>			
<i>Coréia</i>	<i>Ulchin 6</i>	<i>PWR (KSNP)</i>	<i>960</i>
<i>Índia</i>	<i>Tarapur 4</i>	<i>PHWR</i>	<i>490</i>
<i>Japão</i>	<i>Shika 2</i>	<i>BWR</i>	<i>1358</i>
<i>Japão</i>	<i>Hamaoka 5</i>	<i>ABWR</i>	<i>1380</i>
<i>Japão</i>	<i>Higashidori 1</i>	<i>BWR</i>	<i>1067</i>
<b>Total</b>	<b>5</b>		<b>5255</b>

*Tabela 2.1-2: Reatores definitivamente fechados em 2004-2005 no mundo [5, 6].*

<b>Pais</b>	<b>Reator</b>	<b>Tipo</b>	<b>MWe</b>
<b>2004</b>			
<i>Reino Unido</i>	<i>Chapelcross 1-4</i>	<i>Magnox</i>	<i>50*4=200</i>
<i>Lituânia</i>	<i>Ignalina 1</i>	<i>LGR*</i>	<i>1185</i>
<b>Total</b>	<b>5</b>		<b>1385</b>
<b>2005</b>			
<i>Alemanha</i>	<i>Obrigheim 2</i>	<i>PWR</i>	<i>340</i>
<i>Suécia</i>	<i>Barseback 2</i>	<i>BWR</i>	<i>600</i>
<b>Total</b>	<b>2</b>		<b>940</b>

*\*LGR=Refrigerado com água leve e moderado com grafite*



Além deste parque instalado, 31 reatores nucleares estão sendo construídos no mundo, conforme mostrado na Tabela 2.1-3.

*Tabela 2.1-3: Reatores nucleares em construção no mundo todo [5].*

<i><b>Pais</b></i>	<i><b>Unidades</b></i>	<i><b>MWe</b></i>
<i>África do Sul</i>	<i>1</i>	<i>125</i>
<i>Argentina</i>	<i>1</i>	<i>692</i>
<i>Bulgária</i>	<i>1</i>	<i>1000</i>
<i>Brasil</i>	<i>1</i>	<i>1300</i>
<i>China</i>	<i>2</i>	<i>1900</i>
<i>China, Taiwan</i>	<i>2</i>	<i>2700</i>
<i>Finlândia</i>	<i>1</i>	<i>1600</i>
<i>Índia</i>	<i>5</i>	<i>2364</i>
<i>Iran</i>	<i>1</i>	<i>915</i>
<i>Japão</i>	<i>2</i>	<i>2241</i>
<i>Paquistão</i>	<i>1</i>	<i>300</i>
<i>Romênia</i>	<i>1</i>	<i>700</i>
<i>Rússia</i>	<i>6</i>	<i>4675</i>
<i>Ucrânia</i>	<i>3</i>	<i>3000</i>
<i><b>Total</b></i>	<i><b>28</b></i>	<i><b>23512</b></i>

A atual expansão da geração núcleo elétrica e as perspectivas de crescimento do setor a curto e longo prazo, estão centradas na Ásia, conforme mostrado na Tabela 2.1-3. Nesta tabela verifica-se que 16 dos 31 reatores em construção no mundo estão localizados na China, na Índia e no Japão.

Conforme anunciado na introdução deste trabalho serão analisadas, neste segundo capítulo, os países onde a geração nuclear exerce um papel significativo na matriz energética: EUA, França, Rússia, Reino Unido, Canadá, Alemanha, Japão e o Brasil.

## **2.2 Estados Unidos da América (EUA)**

### **2.2.1 Panorama histórico**

A Lei da Energia Atômica de 1954 que autorizava o setor privado a trabalhar com a energia nuclear e o lançamento, em 1955, do Programa de Demonstração de Potência do Reator, coroado da operação bem sucedida da primeira usina nuclear comercial de Shippingport, representaram os primeiros esforços do governo para estimular o desenvolvimento da energia atômica civil.

Entretanto, os fabricantes e as empresas privadas, preocupados com suas possíveis responsabilidades no caso de ocorrer um acidente grave numa usina nuclear, deixaram claro que o governo precisava também apresentar um programa destinado a compartilhar estas responsabilidades.

Respondendo a essas preocupações, em 1957, o Comitê Conjunto da Energia Atômica, criado pelo Congresso americano, elaborou a “Lei Price-Anderson”, que limitava a responsabilidade da companhia e proporcionava subsídios oficiais para cobrir os riscos muito além do que as seguradoras particulares estavam dispostas a cobrir.

Outro dois fatores, somados aos incentivos do governo, contribuíram para despertar o interesse inicial da indústria privada em usinas de energia nuclear. O primeiro, foi que as empresas de utilidade pública estavam procurando uma fonte de combustível competitiva que ajudasse a manter baixos os preços do carvão e do petróleo. O segundo, foi que as empresas particulares tinham receio de não serem competitivas no campo da energia nuclear se fosse deixado o apoio federal exclusivamente nas mãos das empresas oficiais de utilidade pública.

Em dezembro de 1968, um relatório [7] apresentado a Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos pela Arthur D. Little, Inc observava que a crescente experiência do governo com as usinas atômicas e a elevação dos preços dos combustíveis fósseis eram complementadas pelo interesse de grandes empresas como a General Electric (GE) e a Westinghouse na energia nuclear. A GE e a Westinghouse, dizia o relatório, haviam construído grandes divisões de engenharia nuclear para apoiar projetos do governo e tinham grande interesse no desenvolvimento da indústria nuclear civil.

O resultado foi uma pronta e vasta adesão à tecnologia nuclear. A primeira usina de energia nuclear civil dos Estados Unidos iniciou suas operações em 1957 e daí em diante o crescimento foi rápido. No final de 1970, 15 usinas estavam operando e, em novembro de 1976, 59 tinham licença para operar, representando 9.4% da capacidade geradora norte-americana, com 191.1 TWh gerados [8]. Entre 1965 e 1973 foram encomendados uma média de 23 usinas por ano [9]. Além disso, as usinas cresceram também em tamanho. Em 1965, a maioria das usinas era de menos de 600 MWe. Em 1976 a maioria das usinas encomendadas tinha mais de 1000 MWe atingindo 1100-1200 MWe na década de 80 [3]. Em 1972, a AEC estimava que até o ano 2000, a capacidade nuclear instalada atingiria 825-1500 GWe. Entretanto, de acordo com o Energy Information Administration (EIA) [10], em 2001, a capacidade nuclear instalada nos EUA era de 98 GWe. Vários fatores contribuíram para este declínio das previsões otimistas da década de 70, destacando-se o acidente de Three Mile Island em 1979.

Voltando ao início do desenvolvimento da indústria nuclear, a AEC, além das funções de promover a indústria nuclear, havia assumido, ao longo do tempo, funções de controle, regulamentação e licenciamento das usinas nucleares, além do papel de promotora em estimular e suportar o desenvolvimento da energia nuclear.

Para resolver essa dicotomia, em 1974, a AEC foi dividida, através do “Energy Reorganization Act”, em duas agências: a) a Comissão Reguladora Nuclear (Nuclear Regulatory Commission - NRC), com funções reguladoras da indústria nuclear de potência, e b) a Administração de Pesquisa e Desenvolvimento de Energia (Energy Research and Development Administration - ERDA) cujo papel era estimular o desenvolvimento da tecnologia nuclear nas diferentes áreas (energia, armamentos e propulsão).

Durante a crise energética dos anos 70, uma outra fraqueza do setor energético norte americano evidenciou-se: a fragmentação do setor em inúmeras agências com responsabilidades e tarefas que se sobrepunham. Ficou clara a necessidade de unificar o setor energético com vista a uma melhor planificação. Em 1977, foi criado o Departamento de Energia (Department of Energy - DOE) que englobou muitas agências federais. Entre estas: a “Federal Energy Administration”, a “Energy Research and Development Administration”, e a “Federal Power Commission”.

A missão do DOE era a promoção atividades de pesquisa e desenvolvimento na área da tecnologia nuclear e a aplicação desta tecnologia, sendo que, ao longo do

tempo, suas atividades focaram em áreas diferentes. Nos anos setenta, o Departamento focalizou a sua atenção na regulamentação do setor energético e nos anos oitenta, a pesquisa e a produção de armamentos nucleares representaram a prioridade.

Com o fim da Guerra Fria, os objetivos do DOE foram a preocupação com o meio ambiente, a não proliferação, a eficiência energética, o desenvolvimento de tecnologia inovadoras no setor energético e a segurança das instalações nucleares. O programa para o desenvolvimento de LWR avançados (Advanced Light Water Reactor Programme - ALWR) foi lançado nesta época para criação de reatores a água leve padronizados. Através deste programa foram certificados os sistemas AP600 e System 80+ da Westinghouse e o ABWR da General Electric os quais serão abordados no capítulo 3 [11].

Atualmente, o DOE é responsável pela política energética nuclear do governo dos Estados Unidos e os programas que estão sendo desenvolvidos estão focados no desenvolvimento de novas tecnologias e na gestão dos rejeitos nucleares. Ao longo do tempo, o DOE formou uma série de comitês e lançou muitas iniciativas para a gestão da área de energia nuclear.

Em 1998, o DOE criou o “Energy Research Advisory Committee (NERAC)” para dispor de um comitê consultivo independente em matérias técnicas e científicas na área nuclear.

Em 1999, foi criada a “Nuclear Energy Research Initiative (NERI)”. O objetivo principal do NÉRI foi a preservação dos conhecimentos técnicos e científicos na área nuclear em universidades, laboratórios e indústrias, para manter competitividade mundial no setor.

Em 2000, o DOE iniciou o programa chamado “Generation IV” (Gen IV) para desenvolver reatores comerciais inovadores para o longo prazo. A International Nuclear Energy Research Initiative (I-NERI) é responsável pelos acordos e as colaborações internacionais da iniciativa Gen IV.

O programa para otimização da plantas nucleares de potência (Nuclear Energy Plant Optimizer - NEPO) foi instituído em 2000 e é responsável pela otimização do desempenho das plantas de geração elétrica.

Em 2002, foi lançado o programa Nuclear Power 2010 que faz parte da estratégia do DOE para implementação da recomendação do presidente Bush, inicialmente contida no “National Energy Policy” de 2002, para ampliar o papel da geração núcleo elétrica na matriz energética norte americana. O objetivo deste programa

é a demonstração do novo processo de licenciamento da NRC através da emissão de uma licença conjunta de construção e operação (combined Construction and Operating Licence - COL). Dois consórcios, Dominion e NuStart Energy, responderam a iniciativa iniciando o processo de licenciamento de dois reatores de Geração III+: o ACR 700 e o ESBWR (vide § 3.3) [11].

Em outubro de 2005, a Constellation Energy, empresa operadora de reatores, em parceria com a AREVA, empresa construtora de reatores, anunciou a entrada com pedido de COL pela NRC. O objetivo é a certificação do reator EPR (European Power Reactor), de 1600 MWe projetado pela AREVA.

Em agosto de 2005, o Presidente Bush renovou o interesse do governo na área nuclear, assinando o “Energy Policy Act” (EPA) de 2005 que representou um grande incentivo para construção de novas plantas nucleares. Esta lei renova o Price-Anderson Act (1957) que tinha expirado em 2003. A lei Price-Anderson, que proporciona subsídios em caso de acidente numa usina nuclear, foi estendida por mais 20 anos (a maior extensão desde quando a lei foi promulgada). O EPA garante empréstimo de até 80% do custo total do projeto para as empresas que queiram construir plantas nucleares de potência. A lei inclui também novos financiamentos para suportar programas de P&D como a iniciativa Generation IV, a iniciativa para o desenvolvimento de ciclos de combustível avançados, o projeto Nuclear Power 2010 de parceria entre o governo e a indústria para construir novas centrais nucleares.

No discurso que o Presidente Bush fez em ocasião da assinatura da Lei, no Sandia National Laboratory, em Albuquerque, NM, ele enfatizou a importância da geração núcleo-elétrica na matriz energética norte-americana como fonte não emissora de gás do efeito estufa e concluiu dizendo que até o final da década nova plantas nucleares de potência serão construídas.

Toda esta política favorável a retomada nuclear fez com que em 2004 três empresas de utilidade pública, a Dominion Resources, a Exelon e a Entergy entrassem com pedido de ESP (early site permits) para facilitar qualquer decisão futura de construir novas usinas nucleares. Os pedidos identificaram a Central de Potência Clinton (Clinton Power Station) da Exelon no Illinois, a North Anna Power Station da Dominion Energy na Virgínia e a Central Grand Gulf da Entergy, no Mississippi, como as localidades onde as três companhias, de acordo com as condições do mercado, energético local, considerariam construir novas plantas nucleares de potência.

Concluindo, neste início de século, a administração dos EUA mostrou-se extremamente favorável a opção nuclear.

## 2.2.2 Situação atual

Até a data de agosto de 2005, 104 usinas nucleares comerciais para geração elétrica estão regularmente licenciadas pela NRC para operar nos EUA, sendo que 103 são operacionais (o reator número 1 da planta de Browns Ferry está fechado desde 1985, mas há planos para que volte a operar em 2007). Destes 104 reatores, 69 são PWRs, totalizando 65.9 GWe, e 34 unidades são do tipo BWR, totalizando 33.2 GWe [12].

O tempo médio da construção até conexão à rede das 104 usinas atualmente em operação nos EUA foi de 8,7 anos.

Embora a capacidade nuclear instalada dos Estados Unidos seja maior do que qualquer outro país no mundo, nenhuma planta nuclear foi encomendada desde o final da década de 70 e nenhum reator nuclear comercial foi conectado a rede desde maio de 1996 (este último foi o reator Watt's Bar, no Tennessee, operado e de propriedade da Tennessee Valley Authority).

Na Tabela 2.2-1 é mostrado o número de reatores LWR que obtiveram licenciamento comercial para operar desde 1968. Os mais velhos reatores operando até hoje nos EUA foram licenciados em 1969. A coluna relativa aos reatores fechados mostra que 92% dos reatores construídos nos EUA desde 1968 estão ainda em operação.

*Tabela 2.2-1: Reatores a água leve licenciados, fechados e em operação nos EUA segundo o ano de licenciamento [12].*

<i>Ano da licença</i>	<i>Reatores licenciados</i>	<i>Porcentagem dos reatores</i>	<i>Reatores fechados</i>	<i>Reatores em operação</i>	<i>Porcentagem entre os reatores operacionais</i>
<i>1968-74</i>	38	33.6%	6	32	30.8%
<i>1975-78</i>	23	20.4%	3	20	19.2%
<i>1979-96</i>	52	46.0%	0	52	50.0%
<b><i>Total</i></b>	<b><i>113</i></b>	<b><i>100.0%</i></b>	<b><i>9</i></b>	<b><i>104</i></b>	<b><i>100.0%</i></b>

Cerca de 20% da eletricidade total gerada nos EUA é de origem nuclear, sendo que em 2004 a geração núcleo-elétrica anual atingiu 788 TWh [8, 12]. Com este dado, a energia nuclear representa a segunda fonte de eletricidade nos EUA, após o carvão, conforme mostrado na Tabela 2.2-2.

*Tabela 2.2-2: Geração de eletricidade por fonte, 1973-2004 [8, 12].*

<b>Fonte</b>	<b>1973</b>	<b>2004</b>
<i>Carvão</i>	45.6%	50.0%
<i>Gás</i>	18.3%	17.7%
<i>Petróleo</i>	16.9%	3.0%
<i>Hidroeletricidade</i>	14.6%	6.6%
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>4.5%</b>	<b>19.9%</b>
<i>Outras</i>	0.1%	2.8%

Embora a capacidade de geração núcleo-elétrica tenha permanecido mais ou menos constante durante o período de 1994-2004 (99.1 GW em 1994, 99.2 GW em 2004, Figura 2.2-1), a eletricidade produzida aumentou 23% (788 TWh em 2004, 640 TWh em 1994), devido ao aumento dos fatores de capacidade, conforme mostrado na Tabela 2.2-3 [12].

*Tabela 2.2-3: Fatores de capacidades das plantas nucleares dos Estados Unidos, 1980-2002 [12].*

<b>Anos</b>	<b>Fator de Capacidade</b>
<i>1980</i>	56%
<i>1990</i>	66%
<i>2000</i>	88%
<i>2002</i>	90%
<i>2004</i>	90.5%

Os fatores de capacidade aumentaram ao longo do tempo sendo que a indústria nuclear logo percebeu que para manter-se economicamente competitiva os custos de Operação e Manutenção (O&M) precisavam ser mantidos baixos. Uma maneira de fazer isso era aumentar o nível de utilização da planta nuclear. Algumas mudanças institucionais facilitaram este processo. Durante os anos oitenta, foi criado o “Institute for Nuclear Plant Operators (INPO)” para compartilhar informações técnicas da operação das usinas nucleares. Melhorias no desempenho dos combustíveis permitiram atingir queimas mais elevadas, assim aumentando o período entre as trocas de combustível de 12 meses até 18 meses ou, às vezes, até 2 anos (em outubro de 2005, o reator 1 da planta nuclear de Three Mile Island parou para troca de combustível depois de 689 dias de operação ininterruptos, estabelecendo o recorde mundial entre os reatores PWR). As operações de recarga levavam em média 104 dias em 1990, sendo que em 2004, 44 dias já eram suficientes. Um melhor desempenho operacional das plantas nucleares de potência diminuiu o número de desligamentos não planejados

(“unplanned scrams”) ou de outros eventos significativos que requeriam a parada de usina.

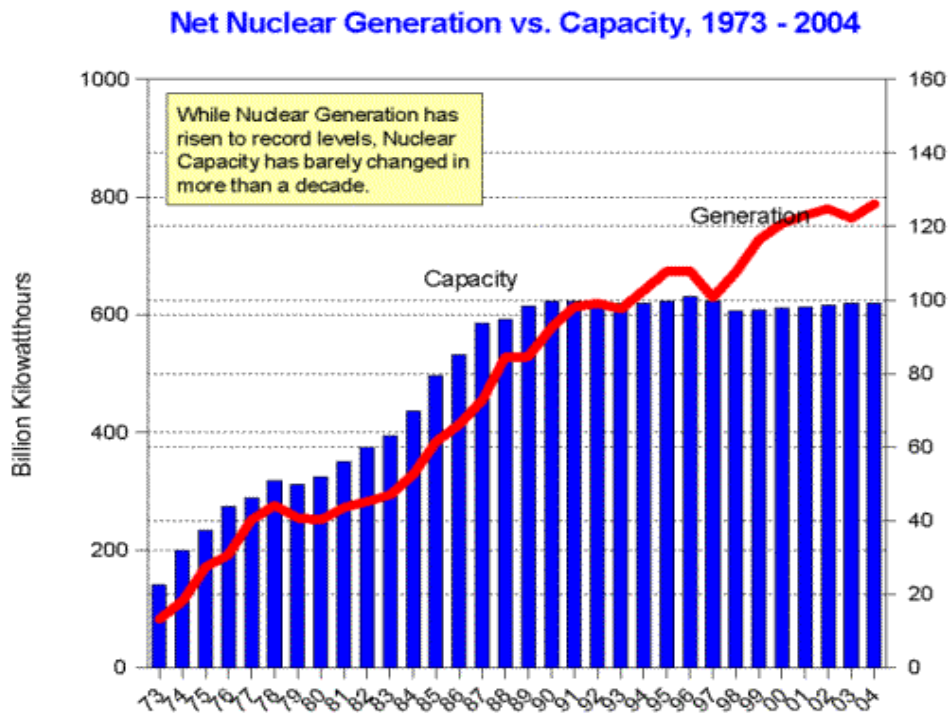


Figura 2.2-1: Geração núcleo-elétrica vs capacidade, 1973-2004 [13].

Embora nenhum novo reator tivesse sido encomendado nas últimas décadas, existiram dois fatores que contribuíram a manter a geração núcleo-elétrica em segunda posição na matriz energética norte americana:

- Extensão da licença. A licença de operação de uma usina normalmente vence depois de 40 anos mas pode ser estendida por mais 20 anos, após aprovação da NRC. Até o ano 2000, 23 reatores nucleares estenderam a licença de operação. Em 2006, outros 35 reatores obterão a extensão da licença. Segundo a NRC ”substancialmente todos” os reatores existentes renovarão a licença.
- Aumento da potência (“uprating”) dos reatores existentes (entre 2 e 20%) obtido através a instalação de equipamentos mais eficientes e melhorias na planta. Até julho de 2005, a NRC aprovou 105 aumentos da potência de reatores assim adicionando 4417 MWe à capacidade de geração elétrica dos EUA, conforme mostrado na Figura 2.2-2. Isto é equivalente a cerca de 4 novas plantas nucleares de potência de tamanho médio. No período 2005-2010, segundo a NRC há previsão de adicionar mais 1548 MWe através de melhorias nas usinas



existentes. Assim, para enfrentar o aumento previsto na demanda de energia elétrica, em vez de construir novas usinas ou reativar aquelas desligadas, opções que chamariam mais a atenção do público, o aumento da potência das usinas existentes representa uma opção politicamente mais atrativa com relação à opinião pública.

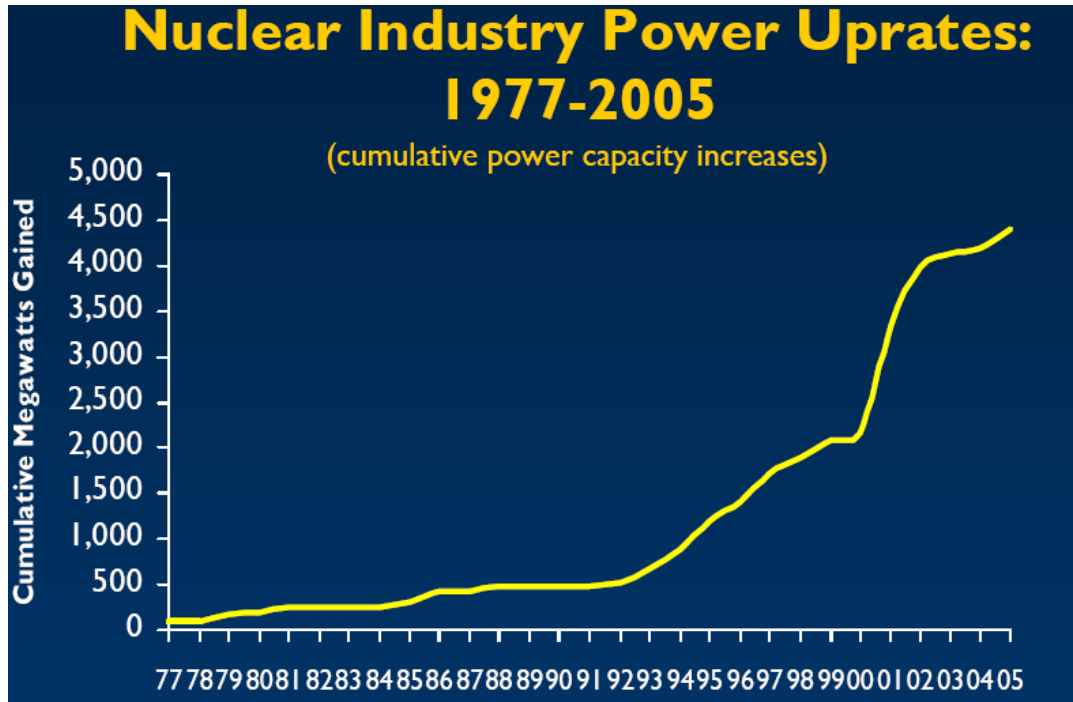
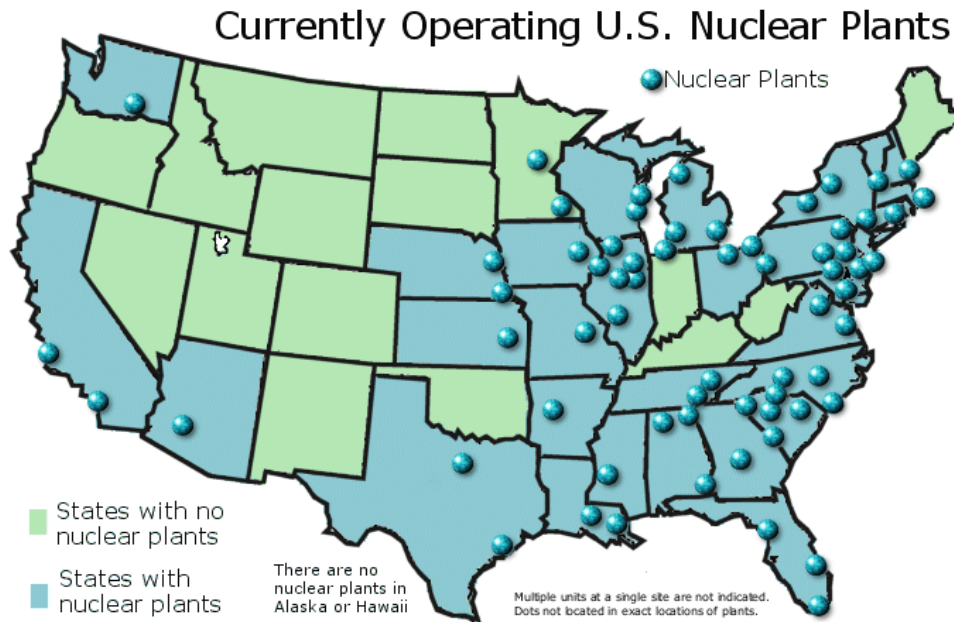


Figura 2.2-2: “Upgrading” das plantas nucleares de potência [14].

Na Figura 2.2-3 é mostrada a localização das plantas nucleares nos EUA. Desta figura, verifica-se que 31 estados têm reatores nucleares em operação, Em 7 deles, a energia nuclear representa a maior fonte para geração elétrica, conforme mostrado na Tabela 2.2-4.

Tabela 2.2-4: Estados onde a energia nuclear representa a principal fonte de geração elétrica [8, 12].

Estado	Geração núcleo elétrica
Vermont-VT	73.7%
South Carolina-SC	54.5%
Connecticut-CT	54.4%
New Jersey-NJ	51.9%
Illinois-IL	50.1%
New Hampshire-NH	43%
New-York-NY	29.8%



*Figura 2.2-3: Plantas nucleares nos Estados Unidos [15].*

Alem destes reatores, 4 reatores nos Estados Unidos foram parcialmente construídos e ainda possuem uma licença de construção válida:

- WNP-1 no Estado de Washington (Energy Northwest);
- Watt's Bar 2 no Tennessee (TVA);
- Bellefonte 1 e 2 no Alabama (TVA).

Ainda não está claro se a construção destes reatores, iniciada nos anos setenta será retomada e, em caso afirmativo, se serão obedecidos projetos atuais ou aqueles que foram inicialmente licenciados.

*Os Estados Unidos tem 32 companhias licenciadas para operar usinas nucleares. A tendência atual da indústria nuclear norte americana é a concentração nas mãos de poucas companhias das operações das usinas nucleares, conforme mostrado na*

Tabela 2.2-5. Dos 104, reatores só 9 são operados por companhias estaduais, os restantes são operados por companhias privadas.

Atualmente as principais empresas fabricantes de reatores são:

- General Electric (fabrica todos os BWR);
- Westinghouse/BNFL (constrói a maioria dos reatores a água pressurizada);
- Framatome ANP (que adquiriu o setor nuclear da B&W);
- Asea Brown Boveri/Combustion Engineering (as atividades nucleares da ABB foram adquiridas pela Westinghouse em 2000).

Tabela 2.2-5: Companhias operadoras de reatores nucleares.

<i>Companhia</i>	<i>Capacidade [MWe]</i>	<i>% da capacidade nuclear total</i>
<i>Exelon-AmerGen</i>	<i>16850</i>	<i>17.3%</i>
<i>Entergy</i>	<i>9033</i>	<i>9.2%</i>
<i>Duke</i>	<i>6996</i>	<i>7.2%</i>
<i>TVA</i>	<i>6658</i>	<i>6.8%</i>
<i>Southern</i>	<i>5698</i>	<i>5.8%</i>
<i>Outras cinco companhias</i>	<i>22680</i>	<i>23.2%</i>
<i>Outras (3+ reatores)</i>	<i>7164</i>	<i>7.3%</i>
<i>Outras (&lt;3 reatores)</i>	<i>22588</i>	<i>23.1%</i>
<b><i>Total</i></b>	<b><i>97667</i></b>	<b><i>100%</i></b>

### 2.2.3 Reatores nucleares dos Estados Unidos. Reatores em operação e fechados. Dados

Hoje em dia, os seguintes reatores estão operacionais nos EUA, conforme ilustrado na Tabela 2.2-6:

Tabela 2.2-6: Reatores operacionais nos Estados Unidos [5, 10, 16].

<i>Planta</i>	<i>Unidade</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica de cada reator [MWe]</i>	<i>Empresa operadora e proprietária da usina*</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão na rede</i>
<i>Arkansas Nuclear</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>840</i>	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1974</i>
<i>Arkansas Nuclear</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.000</i>	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1978</i>
<i>Beaver Valley</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>821</i>	<i>FIRSTENERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976</i>
<i>Beaver Valley</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>831</i>	<i>FIRSTENERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1987</i>
<i>Braidwood</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.185</i>	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1987</i>
<i>Braidwood</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.177</i>	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1988</i>
<i>Browns Ferry</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>1.065</i>	<i>TVA</i>	<i>Temporariamente fechado</i>	<i>1973</i>
<i>Browns Ferry</i>	<i>2</i>	<i>BWR</i>	<i>1.118</i>	<i>TVA</i>	<i>Operacional</i>	<i>1974</i>
<i>Browns Ferry</i>	<i>3</i>	<i>BWR</i>	<i>1.114</i>	<i>TVA</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976</i>
<i>Brunswick</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>872</i>	<i>CPL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976</i>
<i>Brunswick</i>	<i>2</i>	<i>BWR</i>	<i>811</i>	<i>CPL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1975</i>
<i>Byron</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.194</i>	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985</i>
<i>Byron</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.162</i>	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1987</i>
<i>Callaway</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.137</i>	<i>AMERUE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984</i>
<i>Calvert Cliffs</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>845</i>	<i>CONSTELL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1975</i>
<i>Calvert Cliffs</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>858</i>	<i>CONSTELL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976</i>
<i>Catawba</i>	<i>1-2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.129</i>	<i>DUKE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985-1986</i>
<i>Clinton</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>1.026</i>	<i>AMERGEN</i>	<i>Operacional</i>	<i>1987</i>
<i>Columbia</i>	<i>2</i>	<i>BWR</i>	<i>1.108</i>	<i>ENERGYNW</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984</i>
<i>Comanche Peak</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.084</i>	<i>TXU</i>	<i>Operacional</i>	<i>1990</i>
<i>Comanche Peak</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.124</i>	<i>TXU</i>	<i>Operacional</i>	<i>1993</i>
<i>Cooper</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>757</i>	<i>NPPD</i>	<i>Operacional</i>	<i>1974</i>
<i>Crystal River</i>	<i>3</i>	<i>PWR</i>	<i>838</i>	<i>PROGRESS</i>	<i>Operacional</i>	<i>1977</i>
<i>Davis Besse</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>873</i>	<i>FIRSTENERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1977</i>
<i>Diablo Canyon</i>	<i>1-2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.087</i>	<i>PGEC</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984 - 1985</i>
<i>Donald Cook</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.016</i>	<i>IMPCO</i>	<i>Operacional</i>	<i>1975</i>
(continuação)						
<i>Donald Cook</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.077</i>	<i>IMPCO</i>	<i>Operacional</i>	<i>1978</i>

<i>Dresden</i>	2-3	<i>BWR</i>	850	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1970-1971
<i>Duane Arnold</i>	1	<i>BWR</i>	562	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1974
<i>Enrico Fermi</i>	2	<i>BWR</i>	1.111	<i>DETED</i>	<i>Operacional</i>	1986
<i>Farley</i>	1	<i>PWR</i>	833	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	1977
<i>Farley</i>	2	<i>PWR</i>	842	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	1981
<i>Fitzpatrick</i>	1	<i>BWR</i>	825	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1975
<i>Fort Calhoun</i>	1	<i>PWR</i>	476	<i>OPPD</i>	<i>Operacional</i>	1973
<i>Grand Gulf</i>	1	<i>BWR</i>	1.263	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1984
<i>H.B. Robinson</i>	2	<i>PWR</i>	710	<i>CPL</i>	<i>Operacional</i>	1970
<i>Hatch</i>	1	<i>BWR</i>	856	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	1974
<i>Hatch</i>	2	<i>BWR</i>	883	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	1978
<i>Hope Creek</i>	1	<i>BWR</i>	1.049	<i>PSEG</i>	<i>Operacional</i>	1986
<i>Indian Point</i>	2	<i>PWR</i>	965	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1973
<i>Indian Point</i>	3	<i>PWR</i>	985	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1976
<i>Kewaunee</i>	1	<i>PWR</i>	539	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1974
<i>LaSalle</i>	1	<i>BWR</i>	1.146	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1982
<i>LaSalle</i>	2	<i>BWR</i>	1.147	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1984
<i>Limerick</i>	1-2	<i>BWR</i>	1.134	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1985-1989
<i>McGuire</i>	1-2	<i>PWR</i>	1.100	<i>DUKE</i>	<i>Operacional</i>	1981-1983
<i>Millstone</i>	2	<i>PWR</i>	866	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1975
<i>Millstone</i>	3	<i>PWR</i>	1.131	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1986
<i>Monticello</i>	1	<i>BWR</i>	569	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1971
<i>Nine Mile Point</i>	1	<i>BWR</i>	621	<i>CONSTELL</i>	<i>Operacional</i>	1969
<i>Nine Mile Point</i>	2	<i>BWR</i>	1.135	<i>CONSTELL</i>	<i>Operacional</i>	1987
<i>North Anna</i>	1	<i>PWR</i>	925	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1978
<i>North Anna</i>	2	<i>PWR</i>	917	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1980
<i>Oconee</i>	1-3	<i>PWR</i>	846	<i>DUKE</i>	<i>Operacional</i>	1973-1973- 1974
<i>Oyster Creek</i>	1	<i>BWR</i>	619	<i>AMERGEN</i>	<i>Operacional</i>	1969
<i>Palisades</i>	1	<i>PWR</i>	767	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1971
<i>Palo Verde</i>	1	<i>PWR</i>	1.243	<i>APS</i>	<i>Operacional</i>	1985
<i>Palo Verde</i>	2	<i>PWR</i>	1.335	<i>APS</i>	<i>Operacional</i>	1986
<i>Palo Verde</i>	3	<i>PWR</i>	1.247	<i>APS</i>	<i>Operacional</i>	1987
<i>Peach Bottom</i>	2-3	<i>BWR</i>	1.112	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1974-1974
<i>Perry</i>	1	<i>BWR</i>	1.235	<i>FIRSTENERGY</i>	<i>Operacional</i>	1986
<i>Pilgrim</i>	1	<i>BWR</i>	685	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1972
<i>Point Beach</i>	1	<i>PWR</i>	512	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1970
<i>Point Beach</i>	2	<i>PWR</i>	514	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1972
<i>Prairie Island</i>	1-2	<i>PWR</i>	522	<i>NUCMAN</i>	<i>Operacional</i>	1973-1974
<i>Quad Cities</i>	1-2	<i>BWR</i>	864	<i>EXELON</i>	<i>Operacional</i>	1972-1972
<i>R.E. Ginna</i>	1	<i>PWR</i>	498	<i>CONSTELL</i>	<i>Operacional</i>	1969
<i>River Bend</i>	1	<i>BWR</i>	978	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1985
<i>Salem</i>	1	<i>PWR</i>	1.121	<i>PSEG</i>	<i>Operacional</i>	1976
<i>Salem</i>	2	<i>PWR</i>	1.119	<i>PSEG</i>	<i>Operacional</i>	1981
<i>San Onofre</i>	2	<i>PWR</i>	1.070	<i>SCE</i>	<i>Operacional</i>	1982
<i>San Onofre</i>	3	<i>PWR</i>	1.080	<i>SCE</i>	<i>Operacional</i>	1983
<i>Seabrook</i>	1	<i>PWR</i>	1.159	<i>FPL</i>	<i>Operacional</i>	1990
<i>Sequoyah</i>	2	<i>PWR</i>	1.150	<i>TVA</i>	<i>Operacional</i>	1980
<i>Sequoyah</i>	3	<i>PWR</i>	1.127	<i>TVA</i>	<i>Operacional</i>	1981
<i>Shearon Harris</i>	1	<i>PWR</i>	900	<i>CPL</i>	<i>Operacional</i>	1987
<i>South Texas</i>	1-2	<i>PWR</i>	1.280	<i>STP</i>	<i>Operacional</i>	1988-1989
<i>St. Lucie</i>	1-2	<i>PWR</i>	839	<i>FPL</i>	<i>Operacional</i>	1976-1986
<i>Surry</i>	1	<i>PWR</i>	810	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1972
<i>Surry</i>	2	<i>PWR</i>	815	<i>DOMINION</i>	<i>Operacional</i>	1973
<i>Susquehanna</i>	1	<i>BWR</i>	1.105	<i>PP&amp;L</i>	<i>Operacional</i>	1982
<i>Susquehanna</i>	2	<i>BWR</i>	1.140	<i>PP&amp;L</i>	<i>Operacional</i>	1984
<i>Three Mile Island</i>	1	<i>PWR</i>	786	<i>AMERGEN</i>	<i>Operacional</i>	1974
<i>Turkey Point</i>	3-4	<i>PWR</i>	693	<i>FPL</i>	<i>Operacional</i>	1972-1973
(continuação)						
<i>Vermont Yankee</i>	1	<i>BWR</i>	506	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	1972

<i>Virgil C. Summer</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>966</i>	<i>SCEG</i>	<i>Operacional</i>	<i>1982</i>
<i>Vogtle</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.152</i>	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	<i>1987</i>
<i>Vogtle</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1.149</i>	<i>SOUTH</i>	<i>Operacional</i>	<i>1989</i>
<i>Waterford</i>	<i>3</i>	<i>PWR</i>	<i>1.089</i>	<i>ENTERGY</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985</i>
<i>Watts Bar</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.121</i>	<i>TVA</i>	<i>Operacional</i>	<i>1996</i>
<i>Wolf Creek</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1.165</i>	<i>WOLF</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985</i>
<b>Total</b>	<b>104</b>		<b>99210</b>			

\*Código utilizado e nome completo da operadora da usina: ALLIANT (Alliant Energy), AMERUE (Amerenue), AMERGEN (Amergen Energy Co), APS (Arizona Public Service Company), CONED (Consolidated Edison Co), CONSTELL (Constellation Nuclear Group), CPL (Carolina Power & Light Co.), DETED (Detroit Edison Co.), DOE/PRWR (Doe& Puerto Rico Water Resources), DOMINION (Dominion Generation), DPC (Dairyland Power Cooperative), DUKE (Duke Power Co.), ENERGYNW (Energy Northwest), ENTERGY (Entergy Nuclear), EXELON (Exelon Nuclear Co.), FIRSTENERGY (First Energy Nuclear Operating Co.), FPC (Florida Power CORP), FPL (Florida Power & LIGHT Co.), IMPCO (Indiana Michigan Power Co.), IPL (Interstate Power and Light Co.), NAES (North Atlantic Energy Service Corp.), NMPC (Niagara Mohawk Power Corporation), NNEC (Northeast Nuclear Energy Company), NPPD (Nebraska Public Power District), NUCMAN (Nuclear Management Co.), OPPD (Omaha Public Power District), PGEC (Pacific Gas & Electric Co.), PROGRESS (Progress Energy Corp.), PP&L (Pennsylvania Power & Light Co.), PINN (Pinnacle West), (Public Service Electric & Gas Co.), RCPA (Rural Cooperative Power Assoc.), RGE (Rochester Gas & Electric Corp.), SCE (Southern California Edison), SOUTH (Southern Nuclear Operating Co.), STP (STP Nuclear Operating Co.), TXU (TXU Electric Co.), TVA (Tennessee Valley Authority), VYNPC (Vermont Yankee Nuclear Power Corporation), WOLF (Wolf Creek Nuclear Operation Corp.).

A maior planta nuclear dos EUA, e a décima segunda do mundo, é a de Palo Verde, em Arizona, com 3 reatores e um total de 3825 MWe instalados. O reator Palo Verde 3 estabeleceu, em 2002, o recorde para maior quantidade de eletricidade gerada (11.1 TWh). O maior e o menor reator nuclear atualmente em operação são os reatores South Texas Project 1 e 2 de 1280 MWe, no Texas, e o reator Ft. Calhoun de 476 MWe, no Nebraska. O mais velho reator nuclear em operação é o Nine Mile 1 (New York), que começou a operar em dezembro de 1969, sendo que o último a entrar em operação (1996) é o reator Watts Bar 1 (Tennessee) [8].

O reator que teve o melhor desempenho até agora foi o reator Arkansas Nuclear One 2, cujo fator de capacidade foi de 114.5% em 2004. O maior período de tempo entre duas trocas sucessivas de combustível foi obtido no reator Peach Bottom 3 com 707 dias (setembro 2005). Em outubro de 2005, foi trocado o combustível do reator Three Mile Island 1, depois de 689 dias, estabelecendo o recorde mundial entre os reatores PWR [8].

As plantas nucleares, depois de parar de operar e de serem fechadas, são **descomissionadas**. O descomissionamento de uma planta prevê a redução da radioatividade residual até chegar a um nível que permita a recuperação da área com o termino da licença. A Agencia Internacional da Energia Atômica (AIEA) estabelece três estágios sucessivos para o descomissionamento de uma planta nuclear:

1. **Nível 1**, segundo a definição da AIEA, corresponde à remoção do combustível e dos rejeitos derivandos das operações do reator (ex: drenagem do refrigerante) e começa logo depois do término das operações. É chamado também de **limpeza da planta** (“plant cleanout”). A planta nuclear é preparada para o estágio sucessivo de desmantelamento ou para um período de “**care and maintenance**”, dependendo da estratégia de descomissionamento escolhida.
2. **Nível 2** (“partial and conditional removal”), corresponde à remoção de todos os equipamentos que podem ser facilmente desmantelados e a redução da área controlada (radioativa) ao edifício do reator, sendo que o primário e o núcleo são isolados e encapsulados em concreto e mantidos sob supervisão. O resto da planta pode ser liberado. É também chamado de **desmantelamento** (“dismantling”).
3. O **Nível 3**, corresponde a **demolição e limpeza do sítio** (“demolition and site clearance”) e implica na remoção completa de todos os equipamentos e de todos os materiais, sendo que o sítio é liberado e não necessita mais de controle.

A estratégia para o processo de descomissionamento, estabelecido pela AIEA, é definida pelas políticas nacionais e é responsabilidade do proprietário da planta. Três opções para implementação do processo de descomissionamento são normalmente utilizadas:

1. **Liberação imediata do sítio** (“early site release” ou “DECON” para os EUA). Logo depois que as usinas nucleares serem fechadas, os equipamentos, as estruturas, e tudo o que está contaminado é removido até chegar-se a um nível que permita a liberação da propriedade e o término da licença. Esta estratégia é adotada para não transferir a responsabilidade do descomissionamento da planta para as futuras gerações. Os custos desta opção são maiores e maiores são as doses recebidas pelos trabalhadores. Para enfrentar esta opção de descomissionamento há necessidade de sítios para estocagem dos rejeitos. Esta opção pode levar de 5-7 anos para ser completada.
2. **Cuidados e manutenção** (“care and maintenance” ou “SAFESTOR”). Chamado também de DECON atrasado. A planta nuclear é mantida numa condição, ininterruptamente monitorada, que permita o decaimento da radioatividade. Por exemplo, depois de 30 anos a radioatividade do  $^{60}\text{Co}$  será reduzida até 1/50 do seu valor original. Logo depois a planta é desmantelada (DECON). Esta opção é justificada se o decaimento natural dos isótopos radioativos leva a uma

diminuição consistente da radioatividade da planta. Os trabalhadores receberão uma dose menor e no período de tempo antes do desmantelamento final é possível que haja algum desenvolvimento nas técnicas de decomissionamento ou que sejam solucionados os problemas relativos à escolha de repositórios finais.

3. **“ENTOMB”** (“entombment”). É uma opção utilizada só nos EUA. Todos os materiais contaminados são colocados numa estrutura de concreto e são monitorados até que o decaimento da radioatividade permita a liberação da propriedade. Esta opção permite que parte do material radioativo permaneça na usina.

O proprietário de uma planta nuclear a ser desmantelada pode também escolher uma combinação das alternativas acima definidas. Ele poderia, por exemplo, desmantelar alguns equipamentos (DECON), deixando outros em SAFESTOR, de acordo com a disponibilidade de locais para a estocagem dos rejeitos.

Nos EUA, o processo de descomissionamento das plantas nucleares, que tem que ser completado em 60 anos, é regulamentado pela NRC, sendo o objetivo principal a proteção dos trabalhadores e do público durante o processo. Logo depois do “shut down” de uma planta, deve ser emitido o “Post-Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR)”, contendo uma descrição detalhada das atividades de descomissionamento e uma planificação temporal destas. A indústria nuclear norte americana possui uma grande experiência no descomissionamento. Desde 1960, mais de 70 usinas, de testes, de demonstração e de potência, foram fechadas e descomissionadas, sendo que o primeiro reator a ser descomissionado nos EUA foi o reator de Shippingport, PA, que operou de 1957 até 1982. O descomissionamento do reator de Fort St. Vrain, seguindo a opção “early site release” foi completado em 1996, em 6 anos, mais rápido do que inicialmente previsto e com despesas menores do que as estimas.

Na Tabela 2.2-7 são listadas as plantas nucleares em descomissionamento nos EUA.

Tabela 2.2-7: Estado de descomissionamento atual dos reatores desligados (shut down) nos Estados Unidos [8].

Reator	Tipo	Potência para cada reator [MWe]	Sítio	Início operação-Desligamento	Estágio de descomissionamento (opção)	Combustível no local
Zion 1 e 2	PWR	2080	Zion, IL	1973-1998	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	Sim
Millstone I	BWR	646	Waterford, CT	1970-1998	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	Sim
Main Yankee	PWR	870	Bath, ME	1972-1997	Desmantelamento (DECON)	Sim
Big Rock Point	BWR	72	Charlevoix, MI	1962-1997	Desmantelamento (DECON)	Sim
Haddam Neck	PWR	577	Haddam Neck, CT	1967-1996	Desmantelamento (DECON)	Sim
Trojan	PWR	1130	Portland, OR	1976-1993	Desmantelamento (DECON)	Sim
San Onofre I	PWR	436	San Clemente, CA	1968-1992	Desmantelamento (DECON)	Sim
Yankee Rowe	PWR	167	Franklin Co., MA	1961-1992	Desmantelamento (DECON)	Sim
Shoreham	BWR	809	Suffolk Co., NY	1989-1989	Licença terminada (DECON)	No
Fort St. Vrain	HTGR	330	Platteville, CO	1979-1989	Licença terminada (DECON)	Sim
Rancho Seco	PWR	913	Sacramento, CA	1975-1989	Desmantelamento (DECON)	Sim
LaCrosse	BWR	48	LaCrosse, WI	1969-1987	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	Sim
Three Mile Island 2	PWR	2772	Middletown, PA	1978-1979	(SAFESTOR)	No
Dresden I	BWR	192	Morris, IL	1960-1978	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	Sim
Peach Bottom I	HTGR	40	York Co., PA	1967-1974	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	No
Indian Point I	PWR	257	Buchanan, NY	1962-1974	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	Sim
Saxton	PWR	10	Saxton, PA	1962-1972	Licença terminada (DECON)	No
Fermi I	Fast Breeder	57	Monroe Co., MI	1973-1972	Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)	No
Pathfinder	Superheat BWR	59	Sioux Falls, SD	1966-1967	Licença terminada (SAFESTOR)	No



(continuação)						
<i>CVTR</i>	<i>Pressure Tube, Heavy Water</i>	<i>17</i>	<i>Parr, SC</i>	<i>1963-1967</i>	<i>Licença terminada</i>	<i>No</i>
<i>Hallam</i> (continuação)	<i>Na-grafite</i>	<i>75</i>	<i>Nebraska</i>	<i>1963-1964</i>	<i>Nível 1 em cuidados e manutenção (ENTOMB)</i>	<i>No</i>
<i>GE VBWR</i> (continuação)	<i>BWR</i>	<i>5</i>	<i>Alameda Co., CA</i>	<i>1957-1963</i>	<i>Nível 1 em cuidados e manutenção (SAFESTOR)</i>	<i>No</i>
<i>Shippingport</i>	<i>PWR</i>	<i>60</i>	<i>Shippingport, Pa</i>	<i>1957-1982</i>	<i>Licença terminada (DECON)</i>	<i>No</i>

## 2.2.4 Regulamentação do setor nuclear

A NRC é o principal órgão regulador da indústria nuclear norte-americana.

A NRC é responsável pelo controle de:

- Reatores nucleares comerciais para produção de energia elétrica;
- Reatores de pesquisas, testes e treinamento;
- Plantas de enriquecimento do urânio;
- Plantas de fabricação do combustível nuclear;
- Materiais nucleares usados na medicina, na indústria, nas universidades;
- Transporte, estocagem e eliminação de material e escórias radioativas;
- Descomissionamento das plantas nucleares.

Embora o Governo Federal tenha uma função controladora da indústria nuclear muito forte, cada estado possui um papel regulador próprio.

O projeto de um reator deve ser certificado pela NRC. A certificação do projeto do reator é normalmente responsabilidade do fabricante do reator e não da empresa de utilidade pública que o queira construir.

O processo de licenciamento das plantas nucleares de potência é atualmente especificado na Lei da Política Energética de 1992 (Energy Policy Act – EPACT) que representa a legislação do governo federal de todo o setor elétrico e que introduziu algumas modificações à regulamentação anterior para acelerar o processo de licenciamento.

Segundo a nova legislação, a empresa que queira construir uma usina nuclear poderia utilizar um projeto que já foi aprovado pela NRC. Depois de ter

revisado o projeto e depois das audiências públicas a NRC pode emitir uma licença de construção e operação (Constructing and Operating License - COL) simultaneamente (antes estas duas licenças eram emitidas através de processos separados). A tendência à utilização de projetos já certificados está levando à padronização das usinas nucleares, sendo que esta tendência promove características de segurança e economicidade.

Atualmente, nove tipos de reatores avançados, com características inovativas de segurança, são considerados pela NRC. Destes nove, três projetos já foram aprovados pela NRC, um está na fase final do processo de aprovação e cinco projetos estão na fase de pré-certificação pela NRC.

✓ **Projetos certificados:**

Westinghouse: AP600  
System 80+

General Electric: Advanced Boiling Water Reactor – ABWR

Estes três projetos certificados são conhecidos como Advanced Light Water Reactor (ALWR) ou reatores de Terceira Geração (Generation III).

✓ **Estágio final de certificação:**

Westinghouse: AP1000

✓ **Pré-certificação:**

Atomic Energy of Canada Limited (AECL): Advanced Candu Reactor ACR700

General Electric: ES Boiling Water Reactor (ESBWR)

Eskom South África: Pebble Bed Modular Reactor (PBMR)

General Atomics: Gás Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR)

Westinghouse: International Reactor Innovative and Secure (IRIS)

O AP600 e AP1000 são PWR que ainda não foram construídos. O grupo NuStart Energy (constituído por nove companhias do setor energético, entre estas a Entergy, a Exelon e a TVA, mais duas empresas fabricantes de reatores, a GE e a Westinghouse) espera receber apoio para pedir a licença de construção e operação (COL) através do “Energy Bill” de 2005.

O ABWR é o único reator avançado, certificado pela NRC, que foi construído, sendo que três unidades estão operando no Japão e mais três unidades estão sendo construídas na Ásia.

A Dominion Resources está avaliando a possibilidade de construir um ESBWR em North Anna, mas ainda não entrou com pedido de COL.

O DOE junto com o Laboratório Nacional do Idaho desenvolveram um programa chamado de Plantas Nucleares de Próxima Geração (Next Generation Nuclear Plant - NGNP), cujo objetivo é a implementação dos primeiros reatores da quarta geração em 2020. Neste programa, estão sendo considerados reatores como o GT-MHR e o PBMR.

As características dos reatores acima citados serão detalhadas no terceiro capítulo desta dissertação.

## **2.2.5 Tipos de reatores**

Nos anos cinquenta, no começo da era nuclear, não era imediatamente claro que tipo de reator seria o mais adequado para a geração de eletricidade. Muitos investimentos foram feitos para empreender diversas linhas de pesquisas e para desenvolver, pelo menos, 19 tipos diferentes de reatores.

A linha de pesquisa sobre os reatores a água leve (LWR) começou com reatores protótipo de terra para a propulsão de submarinos (PWR) e com reatores experimentais tipo BÓRAX (BWR), sendo que hoje em dia estes reatores são os mais difundidos no mundo.

As linhas de pesquisa sobre os reatores a gás a alta temperatura (High Temperature Gas Reactor – HTGR) e rápidos (Fast Breeder Reactor – FBR), que haviam começado promissoramente, experimentaram uma parada significativa depois do acidente de Three Mile Island (1979). Neste incidente, o reator número 2 da planta nuclear de Three Mile Island, em Harrisburg, Pa, sofreu fusão parcial do núcleo. Embora poucas quantidades de gases radioativos escaparam do edifício da contenção, os danos psicológicos causados na opinião pública foram enormes.

Nos últimos anos, houve uma retomada destas duas linhas de pesquisas (HTGR e FBR), sendo que hoje em dia dois tipos de reatores HTGR (PBMR, GT-MHR) estão em processo de pré-certificação pela NRC e, entre os reatores do programa Generation IV, os reatores rápidos estão ocupando uma posição importante.

### **2.2.5.1 LWR - Reatores a água leve**

#### **PWR – Reatores a água pressurizada**

Os reatores PWR foram desenvolvidos inicialmente não para a geração de eletricidade mas para propulsão de submarinos. O primeiro passo da tecnologia nuclear neste sentido foi o ZPR-1 (Zero Power Reactor), um reator protótipo desenvolvido pela

Westinghouse em 1950. O Laboratório Nacional de Argonne desenvolveu o Submarine Test Reactor (STR), chamado Mark I, o protótipo de terra do reator para o submarino Nautilus. O STR foi construído pela Westinghouse em 1953.

O primeiro submarino nuclear do mundo foi o Nautilus que operou de 1954 até 1980 com um reator a água pressurizada.

Foi sucessivamente, baseando-se no programa nuclear da marinha, que a Westinghouse desenvolveu um programa comercial cujo primeiro reator foi o de Shippingport (60 MWe) que operou de 1956 até 1982 (item 1.4). Hoje em dia, dos 104 reatores dos Estados Unidos, 69 são PWR.

Nos reatores do tipo PWR, a água de refrigeração que circula no primário é pressurizada para não entrar em ebulição. Essa água retira o calor do reator e circula quente por um trocador de calor. A outra corrente de água (circuito secundário) que passa por esse trocador (gerador de vapor) transforma-se em vapor, acionando a turbina para a geração de eletricidade. Os dois circuitos não têm comunicação entre si. O vapor que passa na turbina é condensado num segundo trocador (condensador) e retorna para ser aquecido no trocador. O circuito secundário, assim como o primário, é fechado. A água de resfriamento do condensador é água ambiente, geralmente de um rio ou do mar. O combustível é constituído por pastilhas de dióxido de urânio levemente enriquecido empilhadas e encapsuladas em varetas de Zircaloy (liga de zircônio). As varetas combustíveis são montadas em feixes, numa estrutura quadrada tipicamente formada por 14x14 ou 17x17 varetas e chamada elemento combustível. Cerca de 179-264 varetas formam um elemento combustível e o núcleo de um reator PWR é tipicamente carregado com 121-193 elementos combustíveis. O comprimento do elemento combustível é de cerca 4 metros e as barras de controle são inseridas na parte superior, nas posições não ocupadas por varetas combustíveis. Na Figura 2.2-4 é representado o esquema de funcionamento de um reator PWR, enquanto na Figura 2.2-5 é mostrado em mais detalhe o núcleo, e na Figura 2.2-6 o elemento combustível.

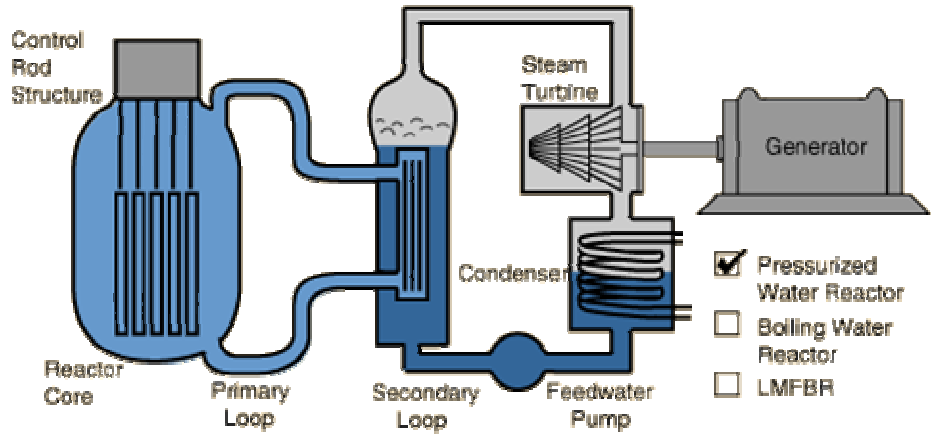


Figura 2.2-4: Esquema típico de um reator a água pressurizada [17].

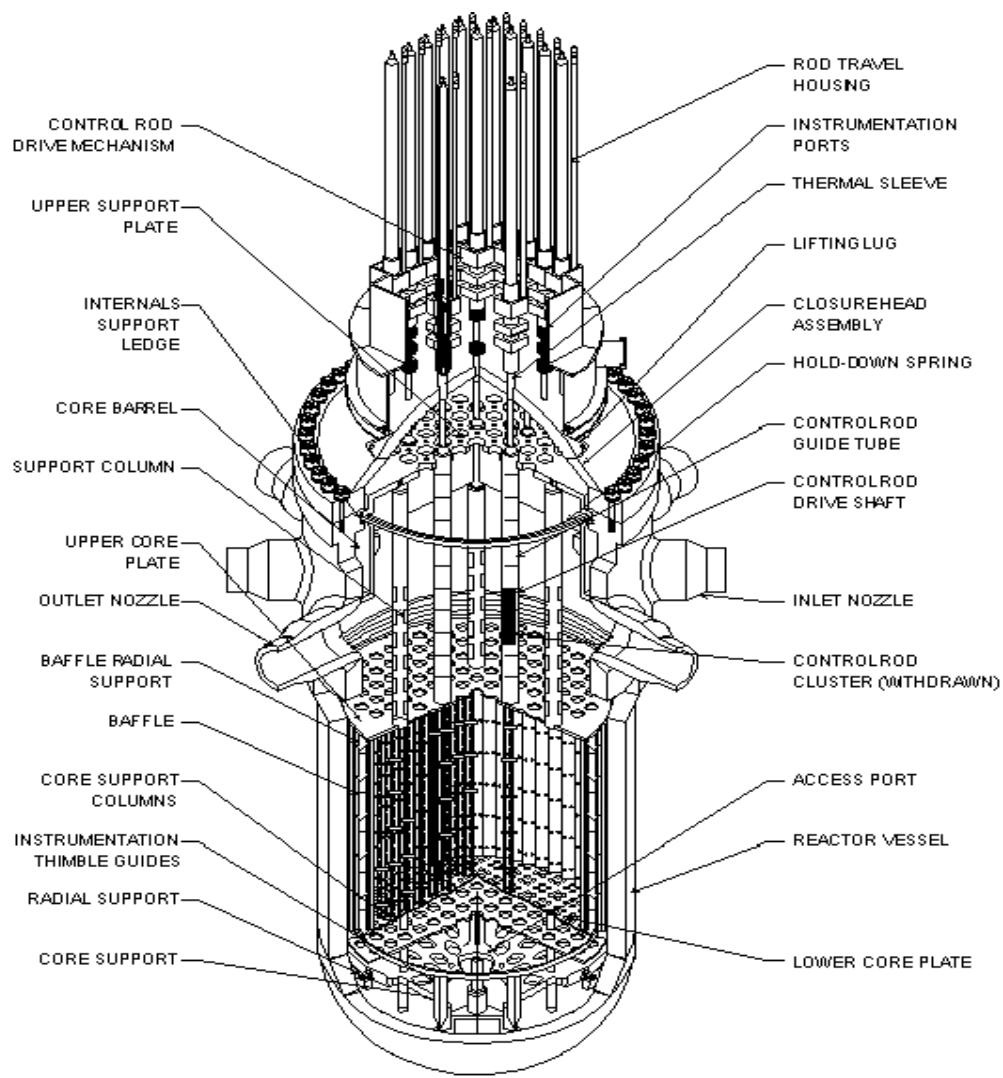
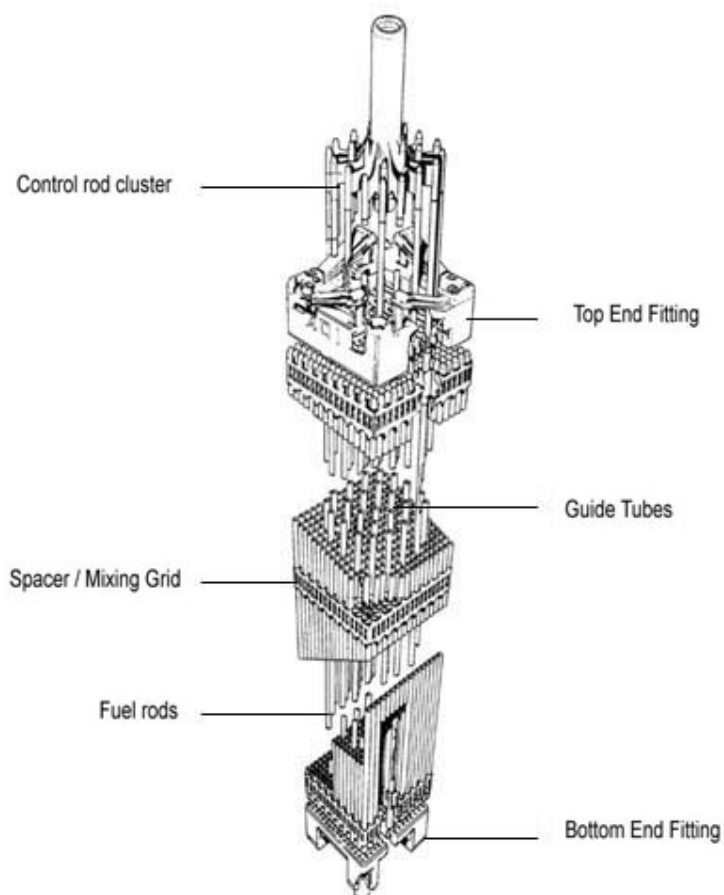


Figura 2.2-5: Núcleo de um reator PWR [18].



*Figura 2.2-6: Elemento combustível de um reator PWR [18].*

Os fabricantes de reatores PWR foram a Westinghouse, a Babcock & Wilcox e a Combustion Engineering. Nos últimos 30 anos, nenhum reator foi vendido nos EUA. Estas grandes empresas, junto com a General Electric, tiveram que se juntar e formar um consorcio internacional ou foram absorvidas por empresas estrangeiras, para se manter competitivas. Foi assim que a Babcock & Wilcox vendeu grande parte da sua tecnologia nuclear à Framatome, a British Nuclear Fuel Limited (BNFL) juntou-se a Westinghouse Nuclear e a Combustion Engineering para formar a Westinghouse BNFL, enquanto a GE fez uma parceria com a Toshiba e a Hitachi.

Os reatores PWR, atualmente em operação nos Estados Unidos estão listados na Tabela 2.2-6. Uma das maiores plantas dos EUA utilizando reatores PWR é a planta de Byron, no Illinois. Os dois reatores, Byron 1 e 2, de tecnologia Westinghouse, têm uma potência de 1194 e 1162 MWe e entraram em serviço em 1985 e 1987, respectivamente.

Os reatores avançados, certificados pela NRC ou em processo de certificação (item 2.2.4.), têm características inovativas de segurança, um desenho simplificado e limitação dos custos de construção. Eles são:

- System 80+(Westinghouse BNFL);
- AP600 (Westinghouse BNFL);
- AP1000 (Westinghouse BNFL);
- International Reactor Innovative and Secure (IRIS) (consortium liderado pela Westinghouse BNFL).

Estes reatores serão descritos com maiores detalhes no capítulo 3.

### **BWR – Reatores a água fervente**

Os reatores a água fervente, BWRs, foram desenvolvidos pelo Laboratório Nacional de Argonne (ANL) entre 1950 e 1960. Uma série de reatores experimentais a água fervente (BORAX) foi construída a partir de 1953. O reator BORAX III é o mais conhecido, sendo que forneceu pela primeira vez no mundo eletricidade a uma cidade (Arco).

O Experimental Boiling Water Reactor (EBWR) funcionou no ANL – Illinois, entre 1957 e 1967 com uma potência de 100 MWt. O objetivo do EBWR era a demonstração da viabilidade comercial dos reatores BWRs, o uso de diferentes graus de enriquecimento do combustível e o treinamento dos operadores.

O primeiro reator BWR de potência foi o reator de Dresden (180 MWe) da Commonwealth Edison que operou entre 1960 e 1978 (§ 1.2).

Uma das maiores plantas dos EUA utilizando reatores BWR é “LaSalle County”, no Illinois. Os dois reatores, LaSalle 1 e 2, de tecnologia GE, têm uma potência de 1146 MWe e entraram em serviço em 1982 e 1984, respectivamente.

Atualmente existem 35 reatores nucleares a água fervente operando nos EUA. Todos eles foram construídos pela General Electric, embora a Framatome e a Westinghouse possuam também projetos de BWRs.

Num reator BWR, a água leve de refrigeração ferve no núcleo, formando vapor que vai direto a turbina, sem necessidade de um trocador de calor intermediário. Os elementos combustíveis são formados por varetas de pastilhas de dióxido de urânio organizadas em feixes (64-100 varetas por elemento, cerca de 800 elementos) de dimensões menores do que em um PWR (8x8). Cada elemento combustível é encapsulado em Zircaloy para formar canais independentes, entre os quais flue o

refrigerante. As barras de controle têm uma forma típica de cruz e são inseridas no meio dos elementos combustíveis. Neste tipo de reator existe uma estreita dependência entre a neutrônica e a termohidráulica do núcleo.

Na Figura 2.2-7 é mostrado o esquema de funcionamento de um reator BWR e na Figura 2.2-8 um elemento combustível típico.

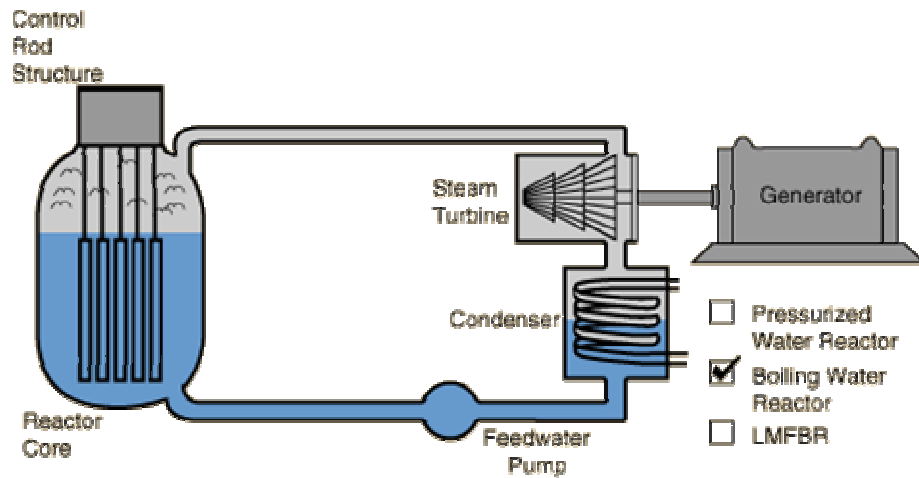


Figura 2.2-7: Esquema típico de um reator a água fervente [17].

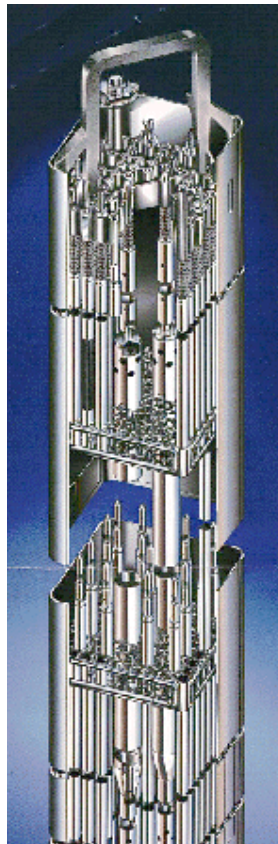


Figura 2.2-8: Elemento combustível de um reator BWR [19].



Entre os reatores ALWR certificados pela NRC, o reator ABWR é um reator avançado a água fervente que é descrito com maiores detalhes no terceiro capítulo.

O reator ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) da GE, também descrito no capítulo 3, está atualmente em fase de pré-certificação pela NRC. É um reator baseado no projeto do ABWR, que focaliza no melhoramento dos sistemas passivos de segurança e na redução dos custos de construção e operação. O consortium NuStart Energy esta promovendo o projeto dos reatores ESBWR e AP1000.

### **2.2.5.2 GCR e HTGR – Reatores refrigerados a gás**

A historia dos reatores refrigerado a gás (Gás Cooled Reactor - GCR) [20, 21, 22] começa efetivamente em 1943, com o reator X-10 em Oak Ridge, Tennessee. Este reator era refrigerado com ar e moderado a grafite e foi a planta piloto para os sucessivos reatores refrigerados a gás para produção de Pu de Hanford.

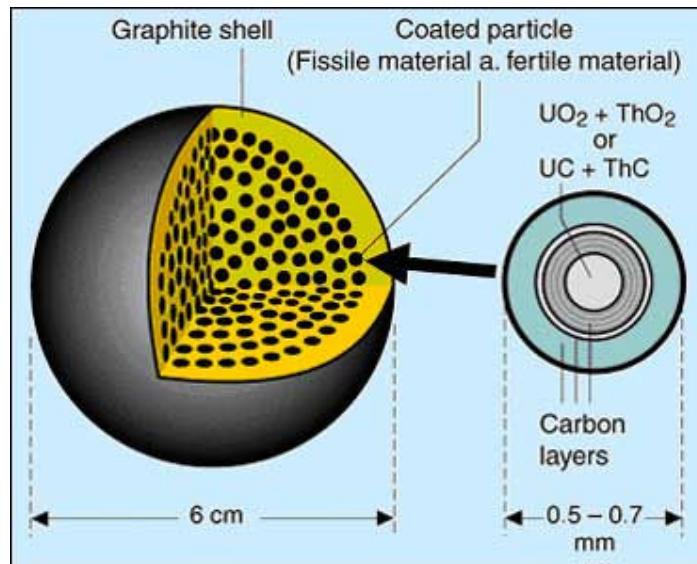
Os reatores refrigerados a gás foram desenvolvidos comercialmente no Reino Unido, conforme é descrito no item 2.5. Estes reatores são refrigerados com dióxido de carbono em pressão ( $\text{CO}_2$ ) e são moderados com grafite. Atualmente, existem dois tipos de reatores CGR: os reatores Magnox de primeira geração e os reatores avançados AGR (Advanced Gas Reactor) de segunda geração. Estes reatores serão detalhados no item 2.5.

Na década de cinquenta começou o desenvolvimento dos reatores HTGR (High Temperature Gas Reactor) com o objetivo de atingir temperaturas muito elevadas do gás refrigerante. Temperaturas mais elevadas significam eficiências mais altas, mas também a possibilidade de utilizar o calor gerado para outros propósitos. Uma outra possibilidade oferecida por este tipo de reator é a utilização de Tório como material fértil para realizar um reator regenerador térmico. O desenvolvimento dos reatores HTGR aconteceu em paralelo com o desenvolvimento dos reatores AGR e LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor).

Os reatores HGTR utilizam hélio como gás refrigerante, são moderados com grafite e o combustível é em forma de partículas de dióxido de urânio ou carbeto de urânio revestidas com três camadas sucessivas: a primeira de carbono pirolítico, a segunda de SiC e a terceira novamente de carbono pirolítico. Estes revestimentos garantem a contenção dos produtos de fissão e a estabilidade das partículas de combustível até  $2000^\circ\text{C}$ . Estas partículas de combustível, originariamente desenvolvidas na Alemanha, são chamadas de TRISO (TRI ISotropic).

São possíveis duas configurações do núcleo dos reatores HTGR. Na configuração tipo “pebble bed”, o núcleo é constituído por cerca de 450000 esferas (diâmetro é menor de 1 mm) de grafite que contêm as partículas de combustível. As esferas de combustível são esquematizadas na Figura 2.2-9. O gás refrigerante flue através estas esferas, conforme mostrado na Figura 2.2-10.

No reator tipo “block” (bloco) as partículas de combustível são organizadas em barras pequenas (aproximadamente da dimensão de um dedo) e são inseridas nos furos verticais de um bloco de grafite de forma hexagonal. Os blocos de grafite na forma de prisma formam o núcleo, conforme mostrado na Figura 2.2-11.



*Figura 2.2-9: Representação das partículas esféricas de combustível de um reator PBMR [23].*

O reator 1 de Peach Bottom (Peach Bottom Unit 1) foi o primeiro reator HTGR construído nos EUA. O reator de 40 MWe, construído pela Gulf General Atomic Corp., fazia parte do Programa de Demonstração de Potência (Power Reactor Demonstration Program) da AEC para demonstrar a viabilidade do conceito do reator refrigerado por He. O reator de Peach Bottom atingiu criticalidade em março de 1966 e operou comercialmente de 1967 até 1974, quando foi desligado para ser descomissionado. O reator operou com dois diferentes tipos de combustível. No primeiro tipo, as partículas de combustível eram revestidas de carbono anisotrópico. Este revestimento rompeu devido ao fluxo de nêutrons rápidos e foi substituído com carbono pirolítico que teve um ótimo desempenho. O razão de conversão atingida foi de 0.44.

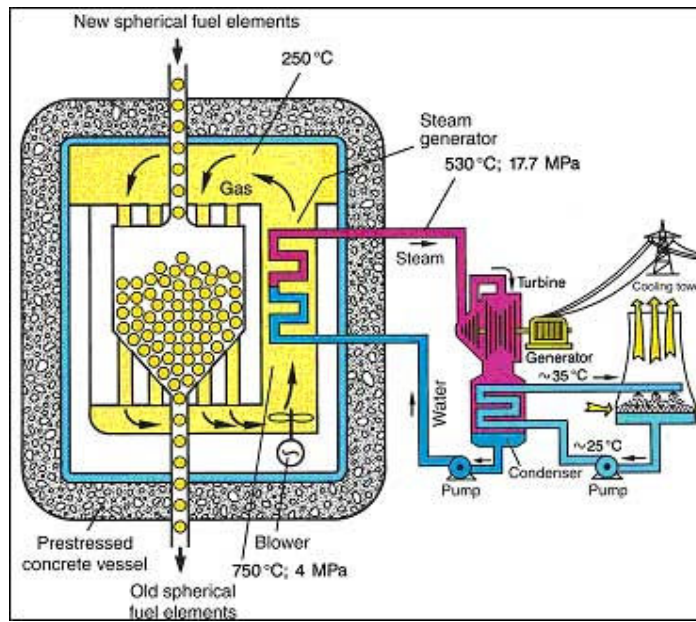


Figura 2.2-10: Reator a alta temperatura tipo “pebble bed” [23].

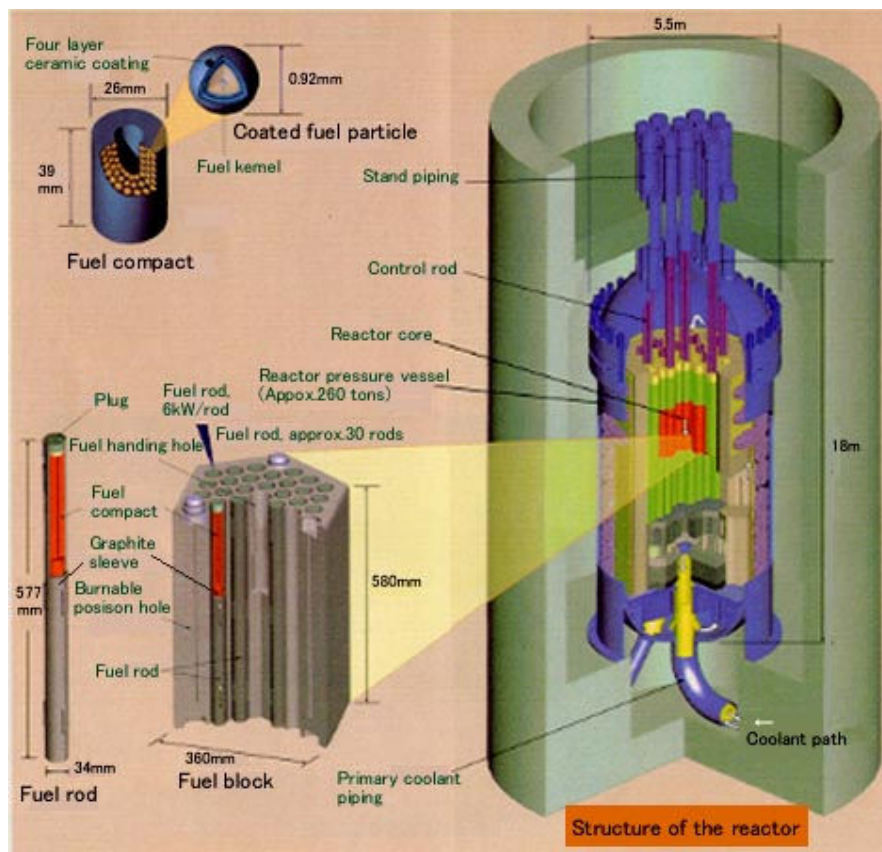


Figura 2.2-11: Reator a alta temperatura “block type” [24].

Em 1976, começou as operações do reator HTGR de Fort St. Vrain (FSV) em Colorado. Construído pela Gulf General Atomic Corp. como parte do programa de demonstração de reatores avançados dos EUA (Advanced Nuclear Reactor Program), o

reator FSV representou a versão em escala maior (330 MWe) do reator protótipo de Peach Bottom (40 MWe). Como o reator de Peach Bottom, o FSV usa grafite como moderador, refletor, revestimento e estrutura do núcleo, e gás He como refrigerante. A principal diferença é no combustível. O elemento combustível do reator FSV é um bloco hexagonal de grafite com furos contendo o combustível ativo em forma de partículas revestidas de carbono pirolítico. As características do reator FSV são mostradas na Tabela 2.2-8.

*Tabela 2.2-8: Dados operacionais do reator nuclear Fort St. Vrain [3].*

	<b>Fort St. Vrain</b>
<i>Tipo de reator</i>	<i>Bloco</i>
<i>Potência elétrica</i>	<i>330 MWe</i>
<i>Núcleo</i>	<i>Grafite: diâmetro=6 m altura=4.7 m</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>1500 blocos hexagonais de grafite com furos verticais para o combustível ativo e o refrigerante</i>
<i>Material fissil e fértil</i>	<i>Partículas revestidas de carbono pirolítico. Partículas fisséis: UC<sub>2</sub> (enriquecido 93% em <sup>235</sup>U e ThC<sub>2</sub>. partículas férteis: ThC<sub>2</sub></i>
<i>Razão de conversão</i>	<i>0.61</i>
<i>Refrigerante</i>	<i>He</i>
<i>Pressão do refrigerante</i>	<i>49.5 bar</i>
<i>Temperatura do refrigerante na entrada/saída do núcleo</i>	<i>404/777 °C</i>
<i>Vapor</i>	<i>538 °C entrada na turbina</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>76 barras de grafite contendo B<sub>4</sub>C com boro natural (30% em massa)</i>
<i>Taxa de queima média do combustível</i>	<i>100000 MWd/t</i>
<i>Eficiência</i>	<i>39.4%</i>

No período entre 1970 e 1980, o objetivo era o desenvolvimento de reatores HTGR maiores, entre 770 e 1160 MWe. Os EUA focalizaram no projeto HTGR Steam Cycle (SC) e a General Atomic foi contratada pela empresas de utilidade para fabricar 10 usinas que nunca foram construídas devido principalmente a crise do petróleo do 1973 que levou ao colapso do mercado nuclear em 1975.

Na mesma época, a General Atomic dedicou-se ao desenvolvimento de um outro projeto promissor de reatores HTGR, baseado no aproveitamento do He para mover a turbina em um ciclo direto fechado. O projeto de referência previa um reator de 2000 MWt, 800 MWe, com o He atingindo temperaturas de 850 °C e uma eficiência

entre 40-50%. O edifício de contenção era de concreto protendido chamado de PCRV (prestressed concrete reactor vessel).

Este projeto de reator despertou muito atenção das empresas, embora a própria GA focasse as pesquisas no projeto HTGR-SC, devido à alta eficiência atingida, a simplicidade do ciclo da turbina a gás, a pouca necessidade de utilização de água e devido às atrativas características de co-geração [25].

Na década de 1980, a Siemens desenvolveu o projeto de reatores HTGR modulares, inicialmente para aplicações industriais em processos de alta temperatura e sucessivamente para geração de eletricidade. A característica principal destes pequenos reatores modulares HTGR de cerca 80 MWe, está no fato de que em caso de perda do refrigerante, os sistemas passivos de refrigeração fazem com que a temperatura do combustível fique bem abaixo da sua temperatura de fusão (está é uma característica de segurança intrínseca).

Em 1985, uma organização norte americana de empresas de utilidade publica interessadas nos reatores HTGR (Gás Cooled Reactor Associates), escolheu o modelo alemão de reatores modulares HTGR como referência para os futuros programas americanos. As características principais do projeto de reatores modulares a alta temperatura refrigerados a gás (MHTGR) americanos são:

- Núcleo do reator em forma anular, contido em um vaso de aço, constituído por elementos combustíveis em grafite em forma de prisma;
- Combustível com baixo enriquecimento;
- 4 módulos separados conectados a uma única turbina;
- Sistemas de segurança passivos baseados em processos naturais de remoção do calor (radiação, condução, convecção).

Entre 1980 e 1990, os esforços da comunidade internacional para o desenvolvimento de reatores HTGR modulares foram direcionados novamente nas possíveis aplicações industriais e nos processos de co-geração.

O reator MHTGR é à base do conceito mais avançado GT-MHR.

Na década de 1990, houve uma retomada do conceito de utilização do ciclo Brayton (conexão direta do HTGR a uma turbina) para geração de eletricidade para atingir eficiências de 50% e para simplificar bastante o projeto do reator (assim diminuído os custos do capital e operacional).

Na Figura 2.2-12 são comparadas a eficiências das diferentes plantas e na Figura 2.2-13 é mostrada a simplificação do esquema de funcionamento do reator passando do reator HTGR-SC ao reator a ciclo direto.

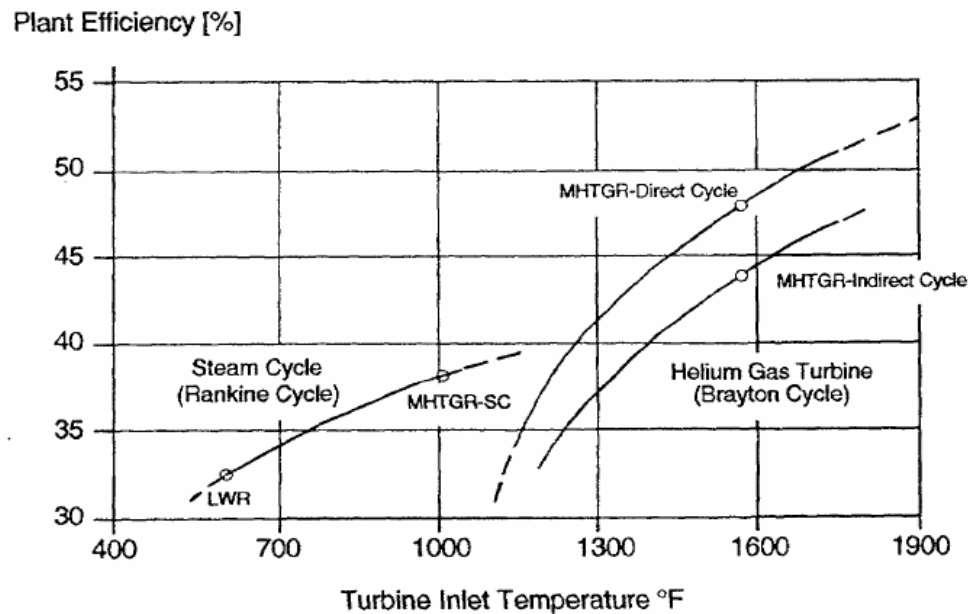


Figura 2.2-12: Comparação das eficiências das diferentes plantas nucleares [26].

Atualmente há um interesse renovado nos reatores a alta temperatura, sendo que estes apresentam boas características de segurança:

- Os componentes do núcleo podem suportar temperaturas muito altas;
- Combustível, refrigerante e moderador têm características de boa estabilidade química;
- Muito boas características de retenção dos produtos de fissão pelas partículas de combustível;
- Não há mudança de fase do refrigerante;
- Coeficiente de reatividade de temperatura negativo.

Atualmente, dois tipos de reatores HTGR estão em processo de pré-certificação pela NRC: o reator modular “pebble bed” (**PBMR** – Pebble Bed Modular Reactor) e o reator modular refrigerado com hélio com ciclo direto (**GT-MHR** - Gás Turbine Modular Helium Reactor). Estes reatores serão descritos com maiores detalhes no capítulo 3 dedicado aos reatores de nova geração.

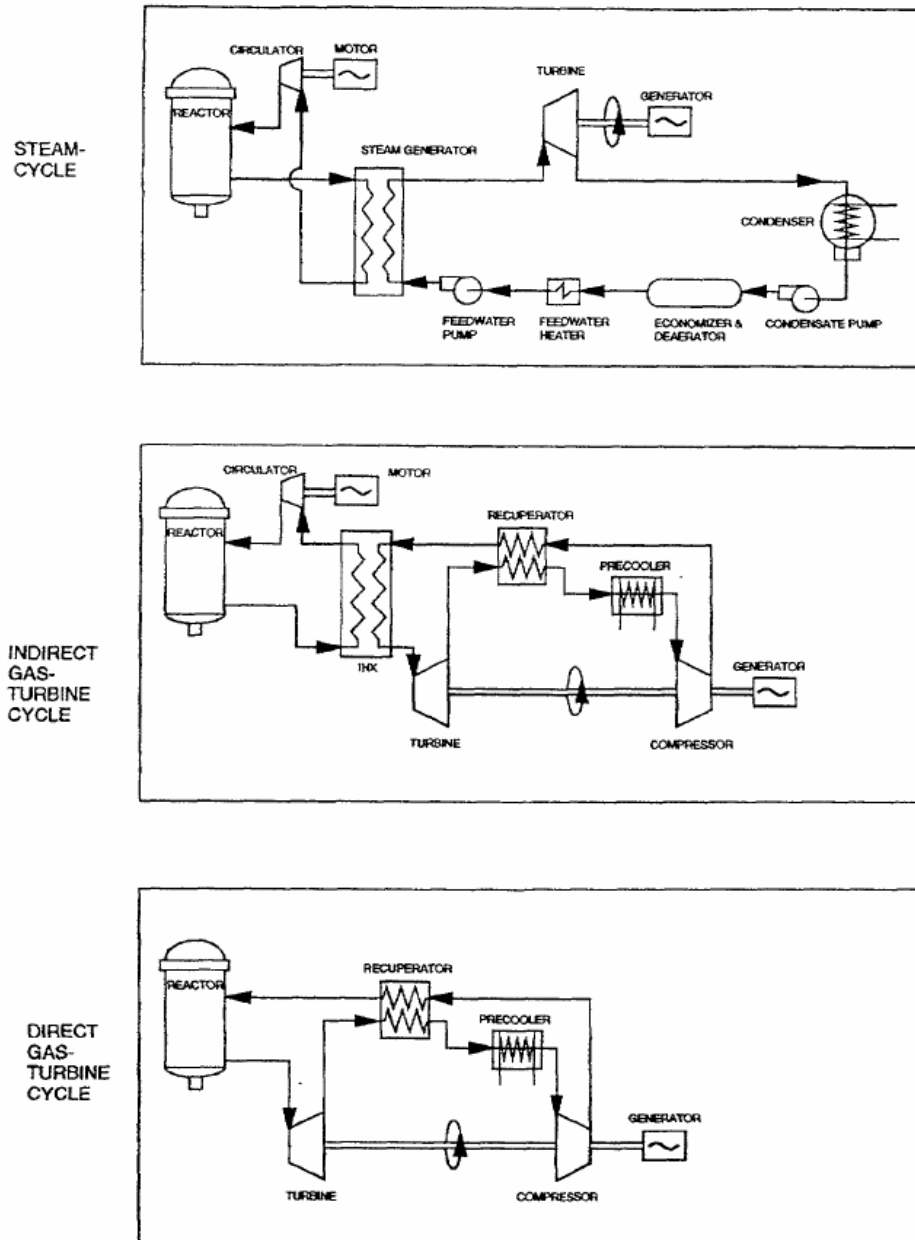


Figura 2.2-13: Simplificação dos sistemas: do ciclo a vapor ao ciclo direto [26].

As etapas de desenvolvimento dos reatores HTGR podem ser assim resumidas:

- Peach Bottom (junto com os reatores Dragon e AVR) na década de 1960 demonstrou a viabilidade da tecnologia dos reatores a gás a alta temperatura;
- FSV (junto com o THTR-300) demonstraram a aplicabilidade comercial da tecnologia;

- Desenvolvimento do conceito de reatores modulares como pequenas fontes de energia para geração de eletricidade mas também para outras aplicações industriais (ex. co-geração), e para melhorar as características de segurança;
- Na década de 1990, o conceito modular foi retomado introduzindo algumas modificações, como o núcleo em forma anular e o ciclo direto com turbina a gás;
- Na década de 2000, dois tipos diferentes de reatores HTGR, o PBMR e o GT-MHR entraram com pedido de pré-certificação na NRC;
- Atualmente, um dos programas principais do Gen IV é o desenvolvimento de reatores VHTR como evolução da família dos HTGR.

### 2.2.5.3 FBR – Reatores Regeneradores Rápidos

Nos anos 60, o crescimento da indústria nuclear para geração de eletricidade deu preferência aos reatores térmicos refrigerados com água e com gás. A taxa de conversão destes reatores é baixa, sendo que eles queimam mais combustível físsil do que produzem. O contínuo crescimento do uso da energia nuclear e o conseqüente consumo do combustível nuclear disponível esperado na década de 1970 levaram a uma revisão dos planos a longo prazo. Era necessário achar medidas para resguardar as reservas de urânio e para manter baixo o custo do combustível nuclear. Foi neste panorama que foi dado grande impulso ao desenvolvimento dos reatores regeneradores rápidos FBR (Fast Breeder reactor) que utilizam o processo de conversão para produzir mais combustível físsil do que é consumido.

O processo de conversão consiste na absorção pelos isótopos férteis (e.g.  $^{238}\text{U}$ ) dos nêutrons em excesso em um reator, para produzir isótopos físsis (e.g.  $^{239}\text{Pu}$ ). A razão de conversão  $C$  de um reator é definida como o número médio de isótopos físsis produzidos por átomo de combustível consumido, seja por fissão o por absorção. Em um FBR,  $C$  é maior que 1 e pode ser definido o ganho de regeneração  $G$  como o número de átomos físsis ganhados por átomo de combustível consumido, isto é  $G=C-1$  [27].

A gênese dos FBR remonta ao início da era nuclear quando foram reconhecidos os méritos do reator rápido de tornar o urânio em um combustível nuclear praticamente inesgotável e já na década de 1940 foram iniciadas pesquisas para tornar o reator rápido uma realidade. O problema maior para o desenvolvimento desta tecnologia



é e sempre foi o risco de proliferação de armamentos nucleares, devido a possibilidade de produzir  $^{239}\text{Pu}$ .

Nos reatores rápidos, os nêutrons não são moderados e, conseqüentemente à ausência do moderador, os núcleos são mais compactos que nos reatores térmicos. O refrigerante utilizado é normalmente um metal líquido (e.g Na, Pb, NaK), embora os projetos atuais de reatores rápidos prevêem a utilização de gás (e.g. He). O refrigerante mais utilizado foi Na cuja temperatura de fusão é de  $98^{\circ}\text{C}$  e que permanece no estado líquido até  $892^{\circ}\text{C}$ . A configuração típica de um reator rápido é mostrada em Figura 2.2-14 evidenciando um circuito primário e um intermediário a sódio, e um circuito secundário a água. O circuito intermediário tem o objetivo de evitar que o sódio altamente radioativo do primário entre em contato direto com a água do secundário. O sódio reage violentamente em contato com água ou ar, conseqüentemente os circuitos primário e intermediário devem permanecer selados. Óxidos mistos de urânio e plutônio ( $\text{U-Pu})\text{O}_2$  são utilizados como combustível.

Os reatores rápidos são de dois diferentes tipos: no projeto a circuito (“loop”) os trocadores de calor do primário são localizados fora do vaso do reator, mas dentro do edifício de contenção. No projeto a piscina (“pool”), os trocadores primários são localizados na piscina do reator.

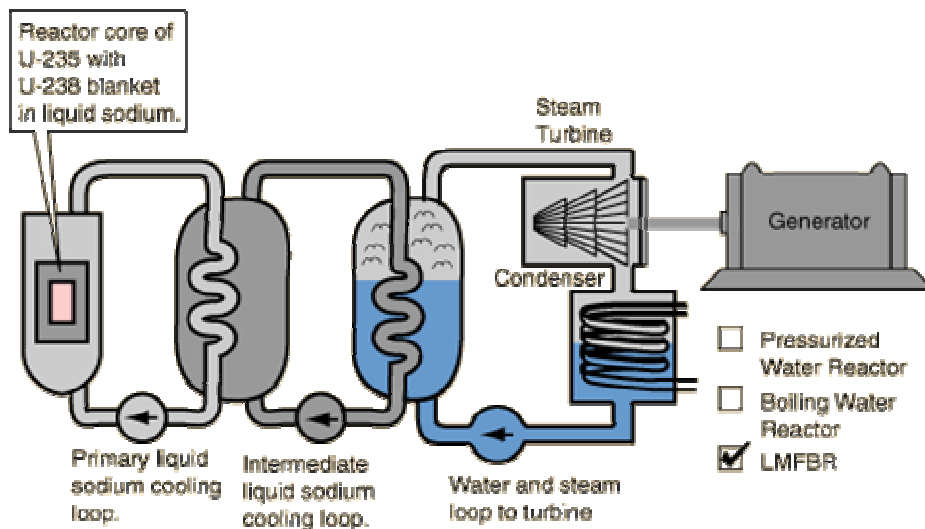


Figura 2.2-14: Esquema de funcionamento de um reator rápido [17].

Nos EUA dois reatores foram propostos nos anos 1945-46, o EBR-1 do INEEL no estado de Idaho e o Clementine no Los Alamos Scientific Laboratory em

Novo México. O Clementine era um reator pequeno (potência máxima de 25 kW) refrigerado por mercúrio com combustível de Pu metálico encamisado em tubos de aço.

O EBR-I (200 kWe) era maior e mais elaborado. O reator foi construído para demonstração da regeneração, verificação da viabilidade da utilização do metal líquido (liga eutética NaK), produção de energia elétrica e pesquisas técnico-científicas. O combustível utilizado era uma liga U-Zr enriquecida em 2% com encamisamento de aço inoxidável. O revestimento de aço inoxidável era utilizado também para o urânio natural do blanket. Durante a vida deste reator foram instaladas quatro versões do núcleo, Mark-I até Mark-IV, sendo a última carregada totalmente com Pu.

Em 1963, entrou em operação o EBR-II (62.5 MWt, 20 MWe). Este reator de tipo piscina era refrigerado a sódio, o combustível era uma liga de U (enriquecimento 49.5%) encapsulado em aço inoxidável e o manto (“blanket”) era carregado com U empobrecido. A missão principal do EBR-II, junto com a planta adjacente do Ciclo do Combustível (Fuel Cycle Facility-FCF), foi a demonstração do conceito integrado de reator rápido mais ciclo do combustível.

Estes reatores iniciais e outros que se seguiram nos EUA, mas também em outros países, mostraram a praticabilidade básica dos reatores rápidos refrigerados com metal líquido e carregados com U e/ou Pu. Desde então, diversos reatores experimentais e usinas foram construídos nos EUA, como mostrado na Tabela 2.2-9.

*Tabela 2.2-9: Reatores rápidos nos EUA [3, 28, 29].*

<b>Reator</b>	<b>Potencia [MWt/MWe]</b>	<b>Localização</b>	<b>Refrigerante</b>	<b>Combustível</b>	<b>Operação</b>
<i>Clementine</i>	0.025	<i>LASC, NM</i>	<i>Hg</i>	<i>Pu metálico</i>	<i>1946-1952</i>
<i>EBR-I</i>	<i>1.2/0.2</i>	<i>INEEL, Idaho</i>	<i>Nak</i>	<i>U metálico</i>	<i>1951-1963</i>
<i>Lampre</i>	<i>1.0</i>	<i>LASC, NM</i>	<i>Na</i>	<i>Pu líquido</i>	<i>1961-1963</i>
<i>SEFOR</i>	<i>20</i>	<i>Fayetteville, Arkansas</i>	<i>Na</i>	<i>Oxido Pu-U</i>	<i>1969-1972</i>
<i>Fermi</i>	<i>300/94</i>	<i>Monroe, MI</i>	<i>Na</i>	<i>U metálico</i>	<i>1963-1972</i>
<i>EBR-II</i>	<i>62,5/20</i>	<i>Idaho</i>	<i>Na</i>	<i>U metálico</i>	<i>1963-1994</i>
<i>FFTF</i>	<i>400</i>	<i>Hanford, Washington</i>	<i>Na</i>	<i>Oxido U-Pu</i>	<i>1982-1993</i>

*Lampre: Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment*

*EBR: Experimental Breeder Reactor*

*SEFOR: Southwest Experimental Fast Oxide Reactor*

*FFTF: Fast Flux Test Facility*

O primeiro reator regenerador rápido (FBR) comercial, refrigerado com sódio líquido, foi o Enrico Fermi Atomic Power Plant, conhecido como Fermi-1. Este reator, cujas características são mostradas na Tabela 2.2-10, teve uma fusão parcial do

núcleo em 1966 devido ao bloqueio da circulação do sódio refrigerante. Embora tivesse acontecido o “maximo acidente acreditável” não houve danos ao meio ambiente o as pessoas. Depois da introdução de algumas modificações, o reator recomeçou a funcionar em 1970.

*Tabela 2.2-10: Dados operacionais do reator nuclear Fermi I [3].*

	<b><i>Fermi I</i></b>
<i>Potência</i>	94 kWe
<i>Refrigerante (primário e secundário)</i>	Na
<i>Moderador</i>	Nenhum
<i>Fluxo nêutronico médio no núcleo</i>	$0.5 \cdot 10^{16} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
<i>Fluxo nêutronico maximo no núcleo</i>	$0.8 \cdot 10^{16} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
<i>Energia media dos nêutrons Combustível</i>	0.25 MeV
<i>Revestimento</i>	Núcleo: liga U-Mo (e=26.7%) em forma de pinos. Manto: U empobrecido em forma de pinos.
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	Zr (núcleo), aço inoxidável (manto) 668 °C
<i>Temperatura do refrigerante (Na primário)</i>	288 °C entrada, 427 °C saída
<i>Temperatura do Na secundário</i>	399 °C saída, 260 °C entrada no trocador
<i>Condições do vapor</i>	393 °C, 40.8 atm
<i>Temperatura água no ingresso do gerador de vapor</i>	171 °C
<i>Eficiência térmica</i>	31,3%

O reator SEFOR (tipo “loop”) foi construído para pesquisar as características operacionais e de segurança e as potencialidades econômicas de um reator rápido regenerador, com espectro mole, carregado com óxidos mistos (U-Pu)O<sub>2</sub> (enriquecimento em <sup>239</sup>Pu e <sup>241</sup>Pu=18.8%). Cada elemento combustível é constituído de 6 barras de combustível mais uma barra central de BeO para “amolecimento” do espectro.

Em 1976, a administração Ford decidiu a construção de uma planta piloto, no programa para o desenvolvimento de reatores regeneradores rápidos, perto do Clinch River, em Oak Ridge, Tennessee. Em 1983, sob a administração Carter, o Senado parou de financiar o projeto no qual, ambas as companhias particulares e o governo federal, tinham investido muito dinheiro.

FFTF foi construído para estudos e testes de combustíveis nucleares avançados e em 1992 foi colocado em estado de “parada quente”. Em 1993, o DOE ordenou o fechamento permanente do reator. Em 2001, a administração Bush ordenou o descomissionamento da planta e em agosto de 2004 o sódio líquido foi drenado dos circuitos primário e intermediário para ser processado.

Foi sob a administração Reagan que se despertou novamente o interesse pelos reatores rápidos. O Presidente Reagan permitiu que começasse um projeto chamado de Integral Fast Reactor (IFR). A idéia era a demonstração da viabilidade de um ciclo do combustível fechado baseados na reciclagem dos actínidos menores para limitar a radioatividade do lixo nuclear, assim solucionando o problema da estocagem do lixo nuclear. O combustível irradiado dos reatores PWR seria reprocessado para recuperação de U, Pu e dos actínidos menores e para separação dos produtos de fissão. O plutônio re-enriquecido seria re-utilizado como combustível nuclear em reatores rápidos junto com os actínidos menores. Os actínidos menores, cuja seção de choque para fissão rápida é bastante alta, serão fissionados e transformados em produtos de fissão de meia vida curta. Estes e os outros produtos de fissão serão estocados como rejeitos radioativos.

Em 1988, o DOE financiou um programa para desenvolver o ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor) baseado no conceito PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) da General Electric.

A GE ganhou um contrato de cinco anos para desenvolver o programa ALMR do DOE. Sucessivamente, a GE consolidou uma equipe que incluía Babcock and Wilcox, Bechtel, Burns and Roe, Foster Wheeler, Westinghouse, o Argonne National Laboratory (ANL), Idaho National Engineering Laboratory (INEL), Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Westinghouse Hanford Company (WHC), além de participações internacionais.

O projeto do ALMR [30] foi uma evolução do conceito do PRISM desenvolvido pela GE em 1980 e aproveitou a experiência adquirida na tecnologia do sódio com os reatores EBR II, Fermi, SEFOR, FFTF e com o Reator Regenerador de Clinch River.

O projeto do ALMR tem as seguintes características:

- Reatores modulares compactos. A planta global é constituída por unidades básicas (usinas) de 471 MWt;
- Na líquido como refrigerante para operação a pressão atmosférica;

- Sistemas passivos de desligamento em caso de perda do refrigerante;
- Capacidade regeneradora;
- Capacidade de utilizar como combustível os actínídeos menores de longa vida do combustível queimado dos reatores LWR num programa de diminuição da radiotoxicidade dos rejeitos;
- Capacidade de utilizar como combustível o Pu dos armamentos nucleares.

A idéia fundamental é de que, com esse esquema, sejam realizadas simplificação do projeto, utilização de sistemas passivos para melhorar o aspecto de segurança, facilidade de controle de qualidade, construção em tempo planejado e redução do custo.

Sob a Administração Clinton o programa de desenvolvimento de reatores rápidos foi freado e o projeto do IFR foi cancelado em 1994 [31]. Além disso, o baixo custo do urânio e do urânio enriquecido fez com que a tecnologia dos reatores rápidos não fosse mais competitiva com a tecnologia dos reatores a água leve e, em geral, com os reatores térmicos.

Foi só em 2000, com a instituição da iniciativa Generation IV pelo DOE [32], que o interesse pelos reatores rápidos foi novamente despertado [33]. O objetivo da iniciativa Gen IV é o desenvolvimento de reatores avançados até a maturidade comercial entre 2010 e 2030. Em 2001, foi criado o Generation IV International Forum (GIF) que reúne diferentes países (entre eles o Brasil) no esforço comum de desenvolver novas tecnologias. O GIF é liderado pelos EUA.

O programa Gen IV é firmemente ligado a um outro programa do DOE, a Iniciativa para Ciclos de Combustível Avançados (Advanced Fuel Cycle Initiative - AFCI), lançado em 2003 [34]. Conjuntamente estes dois programas têm o objetivo de definir o futuro da energia nuclear, sendo que ela deverá contribuir para a geração de eletricidade e, ao mesmo tempo, satisfazer os requisitos de segurança e solucionar o problema dos rejeitos radioativos. Atualmente, como parte do programa AFCI, o combustível do reator EBR-II esta sendo tratado utilizando um novo processo eletrometalúrgico. Maiores detalhes sobre estas iniciativas serão fornecidos no capítulo 3.

Os laboratórios e as instalações de pesquisas mais importante dos EUA para os estudos sobre os reatores rápidos são:

- Argonne National Laboratory – West (ANL-W), Idaho Falls, Idaho;

- Westinghouse Hanford Company (WHC), Richland, Washington;
- Energy Technology Engineering Center (ETEC), Santa Susana, Califórnia.

## 2.2.6 Ciclo do combustível e gestão dos rejeitos

O ciclo do combustível nos EUA é um ciclo aberto (“once through fuel cycle”) [35]. Todas as atividades relativas ao ciclo do combustível nuclear são conduzidas nos EUA a exclusão do reprocessamento. Devido a razões econômicas, mas sobretudo por controle do material nuclear para armamentos, a política nacional proíbe o reprocessamento do combustível queimado.

O “National Energy Policy” de 2001 re-examinou a possibilidade de começar as atividades de reprocessamento do combustível a nível comercial, mas até agora nenhuma atividade deste tipo começou.

Embora cada estágio do ciclo do combustível possa ser conduzido domesticamente, a concorrência internacional domina alguns destes estágios, fazendo com que os EUA sejam muitos dependentes das importações, como mostrado na Tabela 2.2-11.

*Tabela 2.2-11: Participação estrangeira em cada fase do ciclo do combustível nos Estados Unidos [36].*

<i>Estágio do ciclo do combustível</i>	<i>Importações %</i>	<i>Países</i>
<i>Concentrado de urânio U<sub>3</sub>O<sub>8</sub></i>	<i>81%</i>	<i>Canadá e depois Austrália, Rússia, Kazakhstan, Uzbekistan, Namíbia</i>
<i>Conversão do urânio (UF<sub>6</sub>)</i>	<i>48%</i>	<i>Canadá (Cameco), Rússia (Minatom)</i>
<i>Enriquecimento</i>	<i>88%</i>	<i>Reino Unido, França, Alemanha, Holanda, Rússia</i>
<i>Fabricação do combustível</i>	<i>0%</i>	

- **Mineração e concentração do urânio:** nos Estados Unidos, 5 minas de urânio estão em operação. 3 plantas para concentração em sito operaram em 2004 nos EUA produzindo 1035 t de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (yellow cake). Em 1996, 9 plantas produziram 2867 t de concentrado de urânio [37].
- **Conversão do urânio:** Os EUA tem uma planta de conversão do urânio em Metropolis, Illinois. Esta planta tem a capacidade de 14000 tU/a.
- **Enriquecimento:** este processo era completamente controlado pelo DOE, sendo que em 1993 foi transferido para uma empresa de propriedade do governo federal, a United States Enrichment Corporation (USEC), criada através do

Energy Policy Act do 1992. Em 1998 a USEC foi privatizada. A USEC opera uma planta de enriquecimento a difusão gasosa em Paducah, Kentucky. Esta tecnologia de enriquecimento, é considerada hoje anti economica e ineficiente, sendo que USEC e uma outra empresa, Louisiana Enrichment Services (LES), estão pensando de construir uma planta mais moderna baseada na tecnologia da centrifugação gasosa. Ac USEC propõe a utilização da tecnologia desenvolvida pelo DOE, entretanto a LES pretende se basear na tecnologia de centrifugação utilizada na Europa e desenvolvida pela Urenco.

Em 2004, os EUA importaram  $10.4 \cdot 10^6$  UTS (Unidade de Trabalho Separativo) e produziram  $1.4 \cdot 10^6$  UTS<sup>1</sup>.

- **Fabricação do combustível:** três empresas fabricam nos Estados Unidos o combustível a ser usado nos LWR: Westinghouse Nuclear Fuels cuja planta é localizada em Columbia na Carolina do Sul (1250 tU/a PWR), Framatome ANP, cuja plantas estão em Lynchburg na Virginia (400 tU/a PWR) e em Richland no Estado de Washington (700 tU/a PWR e BWR) e Global Nuclear Fuels cuja planta é localizada em Wilmington na Carolina do Norte (1100 tU/a BWR). Alguns produtos são exportados para o Japão.
- **Reprocessamento:** Não consta.
- **Gestão dos rejeitos:** De todos os rejeitos gerados durante a operação de uma usina nuclear, o combustível queimado representa menos do que 1% do volume, mas mais do que 99.9% da radioatividade. Até hoje, o combustível queimado é estocado nas próprias usinas nucleares, a espera de uma disposição definitiva. Em 1982, o Nuclear Waste Policy Act (NWPA) definiu o procedimento para a escolha de um repositório final dos resíduos de alta atividade (High Level Waste - HLW). As seguintes características tinham que ser satisfeitas:
  - Isolamento dos rejeitos HLW da biosfera por 10000 anos;
  - A formação geológica deve garantir isolamento contra a circulação de água;

---

<sup>1</sup> UTS é a medida do trabalho necessário para o processo de enriquecimento. Se F, P e W são as massas em kg da alimentação, do produto e dos rejeitos do processo de enriquecimento e  $x_f$ ,  $x_p$ , e  $x_w$  são as suas razões isotópicas, o numero de unidade de trabalho separativo para obter uma massa P de produto enriquecido a  $x_p$  é dado pela expressão:  $UTS = PV(x_p) + WV(x_w) - FV(x_f)$ , onde  $V(x)$  é a função valor definida como:  $V(x) = (1 - 2x) \ln((1 - x)/x)$ .

- A integridade do repositório deve ser interna, ou seja, pelas próprias características sem confiar na monitoração e intervenção humana;
- Além disso, as barreiras tecnológicas (cascos, vitrificação) devem garantir uma contenção completa dos rejeitos por um período entre 300 e 1000 anos.

Em 1987, o governo americano começou os estudos técnicos e científicos para viabilidade de um repositório em rocha dura em Yucca Mountain, no estado do Nevada. Em 2000, o Congresso e o Presidente aprovaram os planos para estocagem dos combustíveis queimados na Yucca Mountain. O plano é de escavar uma série de túneis na rocha, 300 m abaixo da superfície para disposição de até 70000 toneladas de combustíveis gastos (capacidade nominal máxima estimada do repositório). As previsões da EIA são que, se as plantas nucleares dos EUA operarem até o fim da sua vida nominal (40 anos), serão acumuladas no total 85000 toneladas de rejeitos de alta (HLW) até 2036 (cerca de 2000 t/a).

Segundo os dados do Office of Civilian Radioactive Waste Management (OCRWM) entre 1968 e 2002 foram acumuladas 47023 t de combustível gasto (HM).

O 0.1% do custo do kWh gerado das usinas nucleares e vendido é recolhido por formar o Fundo para os Rejeitos Nucleares (Nuclear Waste Fund - NWF) utilizado para o desenvolvimento do repositório da Yucca Mountain.

O “Office of Civilian Radioactive Waste Management” (OCRWM) é o departamento do DOE para gestão dos rejeitos nucleares.



## 2.3 A Europa Ocidental

A Europa Ocidental é o segundo grande consumidor de energia do mundo depois dos EUA, sendo que a sua dependência das importações é relativamente recente [38].

Até a Segunda Guerra Mundial, as reservas de carvão satisfaziam 90% das necessidades energéticas da Europa Ocidental. Depois da Guerra, a economia energética baseou-se no petróleo a baixo custo que era importado do Oriente Médio.

Durante o período 1956-1973 a demanda de energia cresceu em média de 50 Mtep<sup>1</sup>/a, ou seja, com uma taxa de crescimento média de 5%. A crise do petróleo de 1973 determinou uma forte parada na economia da Europa Ocidental, sendo que a taxa média de crescimento da demanda de energia caiu a 1% (8 Mtep/a) no período 1973-1978 e no período 1974-75 foi negativa. A recessão foi a causa principal da redução do consumo de energia, mas o aumento da eficiência na produção e no uso da energia teve um papel importante também.

Embora a Comunidade Européia tivesse constituído um Comitê da Energia desde 1970, esta nunca teve uma política energética centralizada e unificada. Mais do que tudo, os programas nucleares sempre foram desenvolvidos pelos governos nacionais individualmente.

Os programas nucleares nos países da Europa Ocidental haviam começado antes da crise do petróleo de 1973 e, em 1972, 7 países tinham uma capacidade nuclear total instalada de 12300 MWe, conforme mostrado na Tabela 2.3-1:

*Tabela 2.3-1: Capacidade nuclear instalada nos países da Europa Ocidental em 1972 [38].*

<i>Pais</i>	<i>Capacidade nuclear instalada [MWe]</i>
<i>RU</i>	<i>4500</i>
<i>França</i>	<i>2600</i>
<i>Alemanha</i>	<i>2100</i>
<i>Espanha</i>	<i>1100</i>
<i>Suíça</i>	<i>1000</i>
<i>Itália</i>	<i>600</i>
<i>Suécia</i>	<i>400</i>
<b><i>Total</i></b>	<b><i>12300</i></b>

<sup>1</sup> 1 **Kwh** = 290 x 10E-6 **tep** (Toneladas Equivalentes de Petróleo)

A crise da OPEC deu um grande impulso aos programas nucleares em muitos países, com o objetivo de diminuir a forte dependência da importação do petróleo. Para ter-se uma idéia, em 1975 a Itália importava 80% do combustível para suas necessidades energéticas (3/4 era petróleo), a Suíça e a Suécia 75%, a França 72%, a Espanha 69%, a Áustria 65% e a Alemanha 51%.

Em 1974, a IEA/OECD (International Energy Agency/Organization for Economic Co-operation and Development) identificou a necessidade de instalar 114000 MWe até 1985, sendo que, naquela data, a capacidade nuclear instalada era de 89500 MWe. Em julho de 1987, 150 reatores nucleares estavam operando na Europa Ocidental com uma potência instalada de 108297 MWe.

Foi com o incidente de Chernobyl que os programas nucleares foram em parte freados.

Em 2002, na Europa Ocidental, a capacidade nuclear instalada era de 127000 MWe produzida por 150 reatores [39].

A Comunidade Européia constituiu a Euratom (EUropean ATOMIC Energy Community) em 1958, como organismo regulador supra-nacional nas áreas de proteção radiológica, suprimento de combustível fissil, produção de energia, não proliferação e normas de segurança. As competências da Agência, com sede em Bruxelas, estão estabelecidas no Tratado Euratom.

Nos parágrafos seguintes serão analisados, como países representativos da Europa Ocidental e sob o ponto de vista da geração núcleo-elétrica, a França, o Reino Unido e a Alemanha.

## **2.4 França**

### **2.4.1 Panorama histórico**

A França teve um papel importante, desde o começo, no desenvolvimento da tecnologia nuclear. Foi em março de 1939 que os cientistas Joliot-Curi, von Halban e Kowarski, no “College de France”, em Paris, demonstraram a emissão de nêutrons no processo de fissão. A partir deste fenômeno, eles conseguiram imaginar e descrever o processo da reação em cadeia controlada para produção de energia.

A França, assim como a Alemanha e em posição contrária à Inglaterra e aos Estados Unidos, concentrou desde o início os seus esforços para o desenvolvimento de um sistema para geração de potência nuclear achando quase impossível a construção de uma

bomba atômica [40]. Só 10 anos mais tarde que a decisão de perseguir as pesquisas atômicas para fins militares foi tomada.

Foi com o objetivo de moderar um reator para produção de eletricidade que os franceses compraram os primeiros 185 kg de água pesada produzidos industrialmente no mundo, da empresa Norsk Hydro, na Noruega, um mês antes da invasão desta pelos Alemães (Abril 1940). Os Alemães invadiram a França em 1940 e a maioria dos cientistas que trabalhavam no desenvolvimento da tecnologia nuclear escapou rumo à Inglaterra, parando, conseqüentemente, o programa nuclear francês.

Foi em 1945 que o General Charles De Gaulle, depois de ter encontrado alguns cientistas franceses nos EUA, decidiu retomar as pesquisas nucleares que a guerra tinha interrompido.

No mesmo ano, a França foi o primeiro país no mundo a criar uma autoridade civil com responsabilidade de desenvolver e controlar o setor nuclear: o “Commissariat à l’Energie Atomique” (CEA) [41] cujo primeiro comissário técnico foi Joliot-Curie. Logo depois da sua fundação, a CEA tinha disponibilidade de uma pequena quantidade de urânio (10 t), insuficiente para construir um reator a grafite. A única escolha possível foi a utilização de água pesada como moderador, sendo que essa escolha foi reforçada pelo fato que alguns cientistas franceses tinham adquirido experiência trabalhando no time anglo-canadense, e que a empresa norueguês Norsk Hydro tinha assinado um contrato com o CEA para venda de água pesada.

Assim foram construídos os primeiros três reatores de pesquisa franceses. A primeira pilha foi chamada de ZOE (Zero power Oxide fuel Eau lourde (água pesada)), foi construída em 1946 perto de Paris sob a direção de Kowarki e começou a operar em 1948.

Mas a condição indispensável para o desenvolvimento de um programa nuclear francês independente foi a descoberta em 1948 de uma mina de urânio perto de Limoges, na parte central da França.

Em 1946, foi nacionalizada a EdF (Electricité de France) com a responsabilidade de geração, transmissão e distribuição da eletricidade na França.

Em 1952, foi criado um plano nuclear quinquenal cujo objetivo principal era a produção de grande quantidade de material fissil. Naquela época faltava a tecnologia e mesmo o urânio para produção em grande escala de  $^{235}\text{U}$ , através de plantas de enriquecimento, sendo que a direção seguida foi a da produção de Pu em reatores a U natural.

O objetivo era a produção de material fissil a ser utilizado em reatores de potência para produção de eletricidade, mas foi claro, desde o começo, que tudo isso abria as portas a possíveis aplicações militares. Foi assim que a CEA, de organização essencialmente científica, começou a gestão de projetos de tipo industrial.

Em 1958-1959 os reatores G1, G2 e G3 em Marcoule (urânio natural, gás, grafite), foram construídos para produção de Pu para geração de eletricidade, mas também para as bombas.

A primeira bomba nuclear francesa explodiu em 1960, na Algéria. Era três vezes mais poderosa que as bombas americanas e inglesas e, como estas, utilizava Pu.

Em 1959, foi criada a Framatome (“Société franco-américaine de construction atomique”) [42].

Em 1962 na vale de Loire foram construídos pela CEA em parceria com a EdF três reatores para demonstração da produção de eletricidade em escala industrial. Estes reatores, EdF 1 (65 MWe), Edf 2 (175 MWe) e EdF 3 (375 MWe) eram refrigerados a gás, moderados a grafite e usavam urânio natural como combustível, seguindo o modelo inglês dos GCR.

Os investimentos franceses na área nuclear abrangeram todas as fases do ciclo do combustível, com o objetivo de adquirir independência total. A França desenvolveu, em paralelo com o programa de desenvolvimento dos reatores de potência, uma forte indústria nacional no ciclo do combustível. Foram construídas uma planta de reprocessamento e uma de enriquecimento e conversão do combustível em Cap de la Hague (começo das atividades em 1967) e em Pierrelatte (começo das atividades em 1979), respectivamente.

Em 1976, é criada a COGEMA (Compagnie Generale des Matieres Nucleaires) que adquire as atividades da CEA de mineração, enriquecimento e reprocessamento do combustível.

Em 1970, a geração núcleo elétrica representava o 0.2% da geração total de eletricidade. Depois do aumento dos preços do petróleo, com a crise de 1973, o governo Messmer-Pompidou anunciou um programa para construção de 55 usinas de 1000 MWe até 1985 com o objetivo de fornecer 70% da eletricidade e 30% da energia total que se estimou fosse necessária para a França naquele ano.

O governo estabeleceu também a necessidade de focalizar em um tipo de reator e num consorcio só para a construção, com o objetivo de evitar o caos na engenharia que foi causado na Inglaterra pela presença de numerosos consórcios desenvolvendo muitos projetos de reatores. A escolha caiu na tecnologia dos reatores PWR da Westinghouse, que

tinha concedido a licença de construção dos componentes dos reatores “de água leve” a Framatome. Entretanto, era objetivo da França o desenvolvimento de um projeto nacional de reatores. Em 1981, a Framatome, quando terminou a licença com a Westinghouse, negociou um novo acordo de maior autonomia. A total independência da França nos projetos de reatores foi atingida com o modelo N4 de 1450 MWe (o primeiro reator deste tipo foi construído na planta nuclear de Chooz, perto da Bélgica, e foi conectado a rede em 1996).

A justificção do ambicioso programa nuclear francês não focalizava só na economicidade do kWh núcleo-eletrico, mas, sobretudo, na necessidade de obter independência energética.

Mais do que isso, a força do programa nuclear francês foi que ele sobreviveu às mudanças de governo. Em 1974, o governo Giscard e o governo Mitterand, que começou em 1981, tiveram a capacidade de adaptar o programa as reais condições e necessidades energéticas da época.

Em 1984, 11 anos depois de ter lançado o maciço programa nuclear, a França havia comissionado 32 reatores e 28 estavam sendo construídos. 50% da eletricidade gerada era de origem nuclear e em 1987, esta percentagem subiu até 70% com um total de 360 TWh gerados.

A queda, nos anos 1980, do preço do petróleo e a diminuição do crescimento do consumo de energia devido à estagnação da economia levaram a um excesso de produção de eletricidade que foi vendida para o exterior (Suíça, Itália, Inglaterra). Hoje em dia, a França é o maior exportador do mundo de eletricidade.

Uma característica do parque nuclear francês, que vale a pena anotar, é a localização das usinas perto dos centros de consumo e dos maiores rios (Reno, Senna, Rodano) e não, como no caso da Inglaterra, na costa, devido ao fraco sistema de linhas de transmissão da França, conforme mostrado na Figura 2.4-1.



Figura 2.4-1: Mapa dos reatores nucleares franceses. [49].

## 2.4.2 Situação atual e tipos de reatores

A capacidade nuclear total instalada na França é de 63 GWe e são gerados 448 TWh de eletricidade por ano, correspondente a 78% da eletricidade total gerada na França. Estes dados fazem da França o segundo país no mundo, atrás dos EUA, por capacidade nuclear instalada e o primeiro país no mundo na produção de energia nuclear per capita (695 kWh/capita) [11, 43].

A contribuição da energia nuclear para produção de eletricidade cresceu muito a partir dos anos 1970, conforme mostrado na Tabela 2.4-1:

Tabela 2.4-1: Geração de eletricidade por fonte, 1973-2004 [43].

	1973		2004	
	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%
<i>Produção total nacional</i>	182	100.0	572	100.0
<i>Hidroelétrica, eólica, fotovoltaica</i>	48	26.4	66	11.6
<b><i>Térmica nuclear</i></b>	<b>15</b>	<b>8.2</b>	<b>448</b>	<b>78.3</b>
<i>Térmica convencional</i>	119	65.4	58	10.1

Os primeiros reatores, construídos entre 1958 e 1966, eram do tipo GCR. Hoje em dia, estes reatores estão sendo descomissionados. Logo depois, quando a França começou a desenvolver a tecnologia do enriquecimento, a EdF escolheu a tecnologia PWR da Westinghouse e, em pouco tempo, desenvolveu um projeto nacional de reatores PWR.

Em agosto de 2005, a França tinha 59 reatores em operação, 1 reator rápido, o reator Phenix em Marcoule e 58 reatores nucleares de tipo PWR, localizados em 19 plantas, assim subdivididos [44]:

- 34 reatores de 900 MWe;
- 20 reatores de 1300 MWe;
- 4 reatores de 1450 MWe.

Este nível de padronização não é igualado em nenhum país no mundo. Todos estes reatores foram construídos pela Framatome (que fornece a ilha nuclear sendo que a Alstom é fornecedora das partes convencionais<sup>2</sup>) e são de propriedade e operados pela EdF [11].

Atualmente, a Framatome e a Siemens formam uma nova companhia chamada de Framatome-ANP (Advanced Nuclear Power) possuída pela AREVA (maior acionista com 4%) e pela Siemens (36%).

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede as 59 usinas nucleares atualmente em operação na França foi de 6.3 anos.

Os reatores da classe 900 MWe foram construídos entre 1970 e o começo do ano 1980 sendo que o primeiro reator foi o reator Fassenheim que iniciou as operações em 1977 [45].

O combustível usado nestes reatores era inicialmente constituído por UO<sub>2</sub> (70%) enriquecido em 3.25% e MOX (30%), com 1/3 do combustível trocado por ano.

<sup>2</sup> Ilha nuclear: reator, gerador de vapor, sistema de carregamento e manuseio do combustível.

Ilha convencional: turbina, trocadores de calor, sistemas para circulação do refrigerante, bombas, vaso em pressão...

Hoje, o  $UO_2$  é enriquecido em 3.75% permitindo a troca de 1/4 de combustível cada ano. EdF é autorizada a utilizar barras de MOX contendo 7.08% de Pu e 92.92% de urânio empobrecido. A taxa de queima deste combustível é de 37000 MWd/t, conforme mostrado na Tabela 2.4-2. Os reatores da classe 900 MWe obtiveram, em 2002, uma extensão da licença de mais 10 anos.

O primeiro reator da classe 1300 MWe a ser construído foi o reator Paluel 1, que começou as operações em 1984 [11]. Nos reatores de 1300 MWe é usado o  $UO_2$  com 4.1% de enriquecimento em  $^{235}U$ . A queima é de 52000 MWd/t e 1/3 do combustível é trocado a cada 18 meses. Estas informações são resumidas na Tabela 2.4-2.

Os mais recentes projetos de reatores, conectado a rede entre 1996 e 1999, são os reatores N4 de 1450 MWe. As principais modificações introduzidas no projeto dos reatores de 1300 MW são:

- Utilização de tubos de Inconel 690 para melhorar a resistência à corrosão;
- Aumento do número de elementos de combustível de 193 para 205;
- Utilização de barras de controle "cinzas" (porque absorvem uma fração menor de nêutrons em comparação com as barras "pretas"), para melhorar as características de seguidor de carga. Estas barras de controle são posicionadas no reator para obter a melhor distribuição de fluxo de nêutrons. O reator, assim controlado, pode variar a potência de 30% até 95% do valor nominal em 30 minutos.

O primeiro reator N4 foi o reator Chooz-B-1, construído na planta de Chooz, que começou as operações em 1996 [11]. As principais características deste reator são resumidas na Tabela 2.4-3.

Em 2003, a EdF conseguiu aumentar ainda mais a potência (uprating) dos 4 reatores da classe de 1450 MWe, Chooz B-1 e B-2, Civaux 1 e 2, de 1455 a 1500 MWe. O combustível utilizado nestes reatores é  $UO_2$  ( $e=3.4%$ ), conforme mostrado na Tabela 2.4-2.

*Tabela 2.4-2: Características principais dos reatores franceses.*

	<b>900 MWe</b>	<b>1300 MWe</b>	<b>1450 MWe</b>
<i>Combustível</i>	70% $UO_2$ $e=3.75%$ 30% MOX $e=7.08%$	$UO_2$ $e=4.1%$	$UO_2$ $e=3.4%$
<i>Troca</i>	1/4 do núcleo cada 12 meses	1/3 do núcleo cada 18 meses	1/3 do núcleo cada 12 meses
<i>Queima média</i>	37000 MWd/t	52000 MWd/t	45000 MWd/t

Em 2004, os reatores franceses tiveram, em média, um fator de carga de 76%, bem abaixo da média mundial (cerca de 90%) [5].



Uma visão ao passado mostra que o sucesso do programa nuclear francês é devido a uma série de fatores, entre os quais os mais importantes são:

- Uma vontade política constante e permanência das decisões desde o lançamento do programa industrial;
- A padronização dos equipamentos;
- A existência de uma organização industrial eficiente e competente, impulsionada por um só construtor, a EdF.

*Tabela 2.4-3: Parâmetros principais do reator Chooz B-1 [46].*

	<b>Chooz B-1</b>
<i>Tipo</i>	<i>PWR</i>
<i>Potência elétrica</i>	<i>1455 MWe</i>
<i>Combustível</i>	<i>Pastilhas de UO<sub>2</sub></i> <i>e=1.8/2.4/3.1% (inicial)</i> <i>e=3.4% (recargas)</i>
<i>Revestimento</i>	<i>Zr-4</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>412 °C</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>2200 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>205</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>274</i>
<i>Geometria</i>	<i>17x17</i>
<i>Queima media na descarga</i>	<i>39000 MWd/tU</i>
<i>Densidade media de potência</i>	<i>105.2 kWt/l</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>Ag/In/Cd</i>
<i>Temperatura da H<sub>2</sub>O refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>292.2/329.5 °C</i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>155 kg/cm<sup>2</sup></i>

Nos anos 1950-1960, no mundo todo, eram conduzidas pesquisas para o desenvolvimento de reatores rápidos, devido as possibilidade regeneradoras que eles ofereciam. A França, que havia maturado experiência no reprocessamento do combustível queimado dos reatores a gás e urânio natural, tinha disponibilidade do Pu necessário para um primeiro reator rápido. Ao longo do tempo foram construídos três reatores rápidos [47]:

- Rapsodie, 40 MWt, (Cadarache);
- Phenix, 233 MWe (Marcoule);
- Superphenix, 1200 MWe (Isere).

O reator Rapsodie (de tipo “loop”) foi construído entre 1962 e 1966 e atingiu pela primeira vez a criticalidade em janeiro de 1967. Inicialmente projetado para atingir uma potência de 20 MWt, depois de um ano de operação houve um aumento da potência

até 24 MWt e, em 1970, um reajuste do núcleo permitiu um novo aumento da potência até 40 MWt.

O reator Rapsodie, refrigerado a sódio, com (U-Pu)O<sub>2</sub> como combustível, foi construído como reator protótipo para os futuros reatores rápidos.

O reator Phenix (do tipo “pool”) foi construído em Marcoule. A primeira criticalidade foi atingida em agosto de 1973 e as operações comerciais iniciaram-se em julho do ano seguinte. A potência térmica do reator é de 563 MWt, sendo a potência elétrica de 233 MWe. O reator Phenix representou a primeira demonstração da viabilidade da produção de eletricidade em escala industrial por um reator rápido. Devido a uma perda no trocador de calor intermediário, o quinquagésimo ciclo de operações do reator Phenix foi interrompido em novembro 1998 e uma série de inspeções, renovações e melhorias nos sistemas de segurança foram realizadas. Em dezembro de 2003, o quinquagésimo primeiro ciclo de operações começou. Desde o começo, o reator foi utilizado para diversas campanhas de experimentos, devido ao alto fluxo de nêutrons e ao espectro “duro”. Até o fim dos anos 1980, as linhas de pesquisas e experimentações eram definidas no Programa Europeu para Reatores Rápidos:

- Qualificação de combustíveis nucleares com alta taxa de queima específica;
- Configuração do núcleo para otimização da taxa de conversão, para melhorar a estabilidade, para extensão do período entre duas trocas sucessivas de combustível;
- Queima do plutônio (programa CAPRA).

Foi com a lei de 30 de dezembro de 1991 do Parlamento francês, conhecida como lei “Bataille”, que um programa de pesquisas sobre a possibilidade de transmutação do combustível queimado começou. Esta lei focalizava a atenção na necessidade de estudar mais em detalhe e cientificamente o combustível queimado de longa vida para poder tomar uma decisão sobre a política francesa de rejeitos até 2006. Além das possibilidades de estocagem e condicionamento do combustível em repositórios geológicos ou superficiais, a lei atribuía a CEA a responsabilidade de investigar a possibilidade de transmutação para diminuição da toxicidade do “lixo” nuclear.

Como consequência desta lei, hoje em dia, a maioria dos experimentos conduzidos no reator Phenix tem como objetivo verificar os conceitos de separação e incineração ou transmutação de actínidos menores e produtos de fissão de vida longa. Alguns experimentos são:

- **Eric B e H** para testar a capacidade do reator de incineração do Amerício;

- **Anticorp 1** para verificar a transmutação dos produtos de fissão de longa vida em elementos estáveis;
- **Metaphix** para transmutação dos actínídeos menores;
- **Profil R** para obter dados neutrônicos para cálculos de transmutação.

Embora o programa de operações do reator Phenix terminará em 2009, este reator, além da importância das experimentações de transmutação seguidas a lei de dezembro 1991, tem mais uma razão para continuar as operações: o fato que no programa Generation IV, do qual também a França faz parte, dos 6 tipos diferentes de reatores selecionados, três são reatores rápidos.

Algumas características do reator Phenix são dadas na Tabela 2.4-4.

O reator Superphenix foi projetado como uma “extrapolação” de 1200 MWe do reator Phenix. Em 1974, três companhias européias produtoras de energia elétrica, a Edf, a ENEL (italiana) e a RWE (alemã) formaram um consorcio chamado NERSA para construção e operação do reator. O reator Superphenix, de tipo piscina, foi construído a Creys Malville entre 1976 e 1983, sendo que a primeira criticalidade foi atingida em 1985. Desde o começo muitos protestos ambientalistas surgiram a respeito deste reator que logo virou um símbolo da oposição antinuclear.

Em 1997, com a vitória nas eleições do partido socialista, o novo primeiro ministro, Lionel Jospin, anunciou a decisão de abandonar o projeto Superphenix, sendo que o fechamento definitivo do reator foi notificado no ano seguinte.

Tabela 2.4-4: Dados operacionais do reator nuclear Phenix e Superphenix [47, 48].

	<b>Phenix</b>	<b>Superphenix</b>
<i>Tipo</i>	<i>piscina</i>	<i>piscina</i>
<i>Potência térmica</i>	<i>563 MWt</i>	<i>3000 MWt</i>
<i>Potência elétrica neta</i>	<i>233 MWe</i>	<i>1200 MWe</i>
<i>Fluxo neutrônico no centro do núcleo</i>	$7 \cdot 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$	
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>2300 °C</i>	
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>700 °C</i>	<i>620 °C</i>
<i>Densidade média de potência</i>	$1200 \text{ kW/dm}^3$	
<i>Combustível</i>	<i>Núcleo: UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>, região central e=20%</i> <i>Região periférica e=25% (para homogeneizar o fluxo)</i> <i>Manto: UO<sub>2</sub> empobrecido</i>	<i>Núcleo: UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>, região central e=15.12%</i> <i>Manto: UO<sub>2</sub> empobrecido</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>Núcleo: 100 com 217 varetas cada</i> <i>Manto: 100 com 61 varetas cada</i>	<i>Núcleo: 364 canais com 271 barras por canal</i> <i>Manto: 233 canais com 91 barras por canal</i>
<i>Revestimento</i>	<i>Aço inoxidável</i>	<i>Aço inoxidável</i>
<i>Temperatura do Na primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>400/560 °C</i>	<i>395/545 °C</i>
<i>Temperatura do Na secundário(entrada/saída do trocador intermediário)</i>	<i>350/500 °C</i>	<i>345/525 °C</i>
<i>Temperatura da água (entrada/saída gerador de vapor)</i>	<i>246/512 °C</i>	<i>235/487 °C</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>Barras de B<sub>4</sub>C</i>	<i>Barras de B<sub>4</sub>C</i>
<i>Queima média</i>	<i>Centro: 90000 MWd/t</i> <i>Periferia: 115000 MWd/t</i>	<i>70000 MWd/t</i>
<i>Fator de conversão</i>	<i>1.13</i>	<i>1.24</i>
<i>Eficiência térmica</i>	<i>45%</i>	<i>40%</i>

### 2.4.3 Reatores nucleares da França. Reatores em operação e fechados. Dados

Hoje em dia os seguintes reatores são operacionais na França:

Tabela 2.4-5: Reatores operacionais na França [11].

<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Empresa operadora e proprietária da usina</i>	<i>Status</i>	<i>Fornecedor do reator</i>	<i>Conexão a rede</i>
<i>Belleville</i>	1-2	<i>PWR</i>	1310	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1987,1988
<i>Blayais</i>	1-4	<i>PWR</i>	910	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1981 (1),1983 (2,3,4,)
<i>Bugey</i>	1-4	<i>PWR</i>	910	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1979 (1,2,3), 1980
<i>Cattenom</i>	1-4	<i>PWR</i>	1300	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1986, 1987, 1990, 1991
<i>Chinon</i>	1-4	<i>PWR</i>	620	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1982, 1983, 1986, 1987
<i>Chooz</i>	1-2	<i>PWR</i>	1455	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1996, 1997
<i>Civaux</i>	1-2	<i>PWR</i>	1450	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1997, 1999
<i>Cruas</i>	1-4	<i>PWR</i>	915	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1982 (1,2,3), 1984 (4)
<i>Dampierre</i>	1-4	<i>PWR</i>	890	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1980 (1,2), 1981 (3,4)
<i>Fessenheim</i>	1-2	<i>PWR</i>	880	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1977
<i>Flamanville</i>	1-2	<i>PWR</i>	1330	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1985, 1986
<i>Golfech</i>	1-2	<i>PWR</i>	1310	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1990, 1993
<i>Gravelines</i>	1-6	<i>PWR</i>	915	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1980 (1,2,3), 1981, 1984, 1985
<i>Nogent</i>	1-2	<i>PWR</i>	1310	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1987, 1988
<i>Paluel</i>	1-4	<i>PWR</i>	1330	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1984 (1,2), 1985, 1986
<i>Penly</i>	1-2	<i>PWR</i>	1330	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1990, 1992
<i>Phenix</i>	1	<i>FBR</i>	233	<i>CEA/EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>CNCLNEY*</i>	1973
<i>St. Alban</i>	1-2	<i>PWR</i>	1335	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1985, 1987
<i>Saint</i>	1-2	<i>PWR</i>	880	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1983 (1,2)
<i>Laurant B</i>							
<i>Tricastin</i>	1-4	<i>PWR</i>	915	<i>EdF</i>	<i>Operacional</i>	<i>Framatome</i>	1980 (1,2), 1981 (3,4)
<b>Total</b>	<b>59</b>		<b>62063</b>				

\*CNCLNEY: CNIM-Constructions Navales et Industrielles de Mediterranee

Entre 1973 e 1994, 12 reatores nucleares foram permanentemente fechados na França. Entre estes todos os reatores CGR da primeira geração. A EdF decidiu completar o processo de descomissionamento e desmantelamento (D&D) dos seus reatores de primeira geração até 2025, ou seja cerca de 25 anos mais cedo do que inicialmente planejado. Esta decisão contrasta com a política que os ingleses adotam para o desmantelamento dos seus reatores Magnox e AGR, que prevê um prazo de 70-100 anos a partir do “shut down”.

A maioria dos reatores GCR foi desmantelada até o Nível 2, conforme definido no item 2.2.3, sendo que o desmantelamento até o Nível 3 não foi realizado devido à necessidade de estabelecer o destino final da grafite radioativa.

Na Tabela 2.4-6 são listados os 12 reatores permanentemente fechados na França até agosto 2005.

Tabela 2.4-6: Reatores fechados na França [11, 5].

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Fornecedor do reator</i>	<i>Estagio de descomissionamento</i>
<i>Bugey 1</i>	<i>GCR</i>	<i>540</i>	<i>EdF</i>	<i>1994</i>	<i>Vários</i>	<b>Desmantelamento</b> <i>Combustível reprocessado na unidade UP2 de La Hague.</i>
<i>Chinon A1</i>	<i>GCR</i>	<i>70</i>	<i>EdF</i>	<i>1973</i>	<i>Levivier</i>	<b>Nível 1 em cuidados e manutenção.</b> <i>Núcleo confinado em estrutura de concreto. Desmantelamento final planejado para 2027</i>
<i>Chinon A2</i>	<i>GCR</i>	<i>210</i>	<i>EdF</i>	<i>1985</i>	<i>Levivier</i>	<b>Nível 2. Núcleo, geradores de vapore primário confinados em estrutura de concreto. Desmantelamento final planejado para 2039</b>
<i>Chinon A3</i>	<i>GCR</i>	<i>480</i>	<i>EdF</i>	<i>1990</i>	<i>GTM</i>	<b>Nível 2. Desmantelamento final planejado para 2044.</b>
<i>Chooz A</i>	<i>PWR</i>	<i>310</i>	<i>SENA</i>	<i>1991</i>	<i>A/F/W</i>	<b>Descomisioanmento intermédio entre nível 1 e 2.</b>
<i>Superphenix</i>	<i>FBR</i>	<i>1200</i>	<i>NERSA</i>	<i>1998</i>	<i>Ansaldo</i>	<b>Limpeza da planta.</b> <i>Em 2001 foi descarregado o combustível e drenado o Na radioativo do primário.</i>
<i>EL 4 (Monts D'Arree)</i>	<i>HWGCR</i>	<i>70</i>	<i>EdF</i>	<i>1985</i>	<i>GAAA</i>	<b>Nível 2 entre 1997-2001, combustível reprocessado na planta UPI de Marcoule.</b>
<i>G 1 (Marcoule)</i>	<i>GCR</i>	<i>2</i>	<i>CEA</i>	<i>1968</i>		<b>Nível 2</b> <i>Combustível reprocessado para extração de P na planta UPI de Marcoule u.</i>
<i>G-2 (Marcoule)</i>	<i>GCR</i>	<i>38</i>	<i>COGEMA</i>	<i>1980</i>	<i>SACM</i>	<b>Nível 2.</b> <i>Combustível reprocessado para extração de Pu na planta UPI de Marcoule.</i>
<i>G-3 (Marcoule)</i>	<i>GCR</i>	<i>38</i>	<i>COGEMA</i>	<i>1984</i>	<i>SACM</i>	<b>Nível 2.</b> <i>Combustível reprocessado para extração de Pu na planta UPI de Marcoule.</i>
<i>St. Laurent A1</i>	<i>GCR</i>	<i>480</i>	<i>EdF</i>	<i>1990</i>	<i>Vários</i>	<b>Limpeza da planta</b> <i>Desmantelamento total planejado por 2044.</i>
<i>St. Laurent A2</i>	<i>GCR</i>	<i>515</i>	<i>EdF</i>	<i>1992</i>	<i>Vários</i>	<b>Limpeza da planta.</b> <i>Desmantelamento total planejado por 2046.</i>

O desmantelamento dos GCR de primeira geração será, segundo a EdF, muito mais caro que o futuro desmantelamento das 58 usinas padronizadas a água pressurizada. Para estas usinas, a EdF estima um custo de desmantelamento, em media, igual a 15% do seu custo de construção. Para o reator Superphenix, a mesma percentagem é estimada, podendo subir até 18%.

Além do custo, um outro grande problema neste processo de desmantelamento é relativo à colocação final dos rejeitos radioativos. A ANDRA é a agencia nacional francesa, criada em 1991, para gestão dos rejeitos nucleares. Atualmente, a ANDRA controla dois sítios para armazenamento superficial de rejeitos de baixa e media atividade, o Centre de la Manche (CSM), que está saturado, e o Centre de l'Aube (CSA - Soulaines), mas estes locais não estão qualificados para estocagem dos blocos moderadores de grafite

ativada. Ainda não há um repositório dedicado para rejeitos radioativos de media atividade e longa vida e para rejeitos de alta atividade.

Num estudo da EdF [50], estima-se que o desmantelamento dos reatores de primeira geração, com exceção dos de Marcoule e do Superphenix, produzirá um grande volume de rejeitos assim subdivididos:

*Tabela 2.4-7: Produção de rejeitos radioativos em consequência do desmantelamento das usinas de Bugey 1, Chinon A1, A2, A3, Chooz A, EL-4 e St. Laurent A1, A2.*

	<i>VLLW [MT]</i>	<i>LLW/MLW de meia vida curta [MT]</i>	<i>LLW/MLW de meia vida longa [MT]</i>	<i>MLW [MT]</i>
<i>Rejeitos metálicos</i>	25000	25000		200
<i>Grafite</i>			15000	
<i>Concreto</i>	70000	75000		
<i>Miscelâneas</i>	1800	1400		

*VLLW: Very Low Level Waste*

*LLW: Low Level Waste*

*MLW: Médium Level Waste*

*HLW: High Level Waste*

*MT: Metric Tons*

## 2.4.4 Regulamentação do setor nuclear

A legislação nuclear francesa, assim como aquela dos outros países onde é utilizada a energia nuclear, tem suas próprias peculiaridades, mas deriva principalmente das recomendações e regulamentações internacionais (AIEA).

Originariamente a Comissão da Energia Atômica (Commissariat a l'Energie Atomique - CEA), criada em 1945, tinha o monopólio das atividades nucleares e do seu controle. Quando as aplicações da energia nuclear entraram numa fase industrial e outros operadores, além do Estado, começaram a ser envolvidos nas atividades nucleares, surgiu a necessidade de uma legislação nacional mais completa.

O CEA, ao longo do tempo, começou a desenvolver um papel de guia nas atividades de P&D na área nuclear e, desde 1993, depende diretamente do Ministério da Indústria e do Ministério de Pesquisa.

A autoridade diretamente envolvida no processo de licenciamento das instalações nucleares francesa é a Diretoria Geral de Segurança Nuclear e de Radioproteção (DGSNR), que depende diretamente dos Ministérios da Indústria, da Ecologia e Desenvolvimento Sustentável, e da Saúde.

O processo de licenciamento, submetido ao DGSNR pelo proprietário da instalação nuclear, acontece através das seguintes etapas:

- Preparação do Relatório de Opção de Segurança, DOS (Dossier d’Options de Surete), que descreve brevemente a instalação, definindo os maiores riscos e como evitá-los;
- Preparação do Relatório Preliminar de Segurança, RPrS (Rapport Preliminaire de Surete) contendo uma descrição detalhada da instalação e uma completa análise de segurança;
- O projeto pode ser submetido a um debate público durante a sua fase de concepção, de acordo com a lei pela democracia das vizinhanças (“loi sur la democratie de proximite”) de 2002;

O processo de licenciamento é formalmente concluído com a emissão de dois documentos pelo governo:

2. “Decret d’Autorisation de Creation”, DAC, necessário para iniciar a construção da usina, assinado pelo Ministro da Indústria e pelo Ministro da Ecologia e Desenvolvimento Sustentável;
3. “Decret d’Autorisation de Rejets et de Prelevements d’Eau”, DARPE, necessário para começar as operações e assinado pelos Ministros da Indústria, da Saúde e da Ecologia e Desenvolvimento Sustentável.

Na França, assim como no Japão, os custos de construção e os atrasos na construção de uma usina nuclear, são bem menores que nos EUA, devido a maior simplificação dos procedimentos de certificação e licenciamento. Na França, em vez de certificar cada reator individualmente, a autoridade governamental reguladora certifica um projeto particular e o relativo processo de construção para produção de reatores seguros. Este processo de licenciamento, chamado de “type-licensing”, é permitido nos EUA, mas ainda não foi aplicado.

### **2.4.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos**

A COGEMA (“compagnie generale des matieres nucleaires”) controla a grande parte da indústria do ciclo do combustível nuclear com exceção da fabricação do combustível (Framatome) e do gerenciamento e estocagem dos rejeitos (ANDRA, que é uma agência pública independente).



A COGEMA é uma empresa líder nas áreas de prospecção e mineração do U, conversão (Comurhex), enriquecimento (Eurodif), fabricação do combustível MOX, reprocessamento e embalagem dos rejeitos (waste packaging). O maior acionista da COGEMA e da Framatome-ANP, é a AREVA.

O ciclo do combustível francês é um ciclo fechado [35], podendo ser dividido em:

- **Mineração e concentração do U:** A maioria das minas na França é localizada em Vendée, na Haute-Vienne, e no Massif Central. Antigamente, 50 minas operavam em Haute-Vienne. Atualmente estão todas fechadas, sendo que a última foi fechada em 2001. As maiores minas de U operadas pela COGEMA são localizadas na Nigéria (3500 tU/a) e no Canadá (4500 tU/a). Outras minas são localizadas nos EUA, na Austrália, no Cazaquistão, na Mongólia e no Uzbequistão. O urânio é transportado como concentrado ( $U_3O_8$ ) para a França para o processo de conversão.
- **Conversão: Comurhex** opera duas plantas de conversão com uma capacidade total de 14000 tU/a. Na planta de Malvesi é produzido  $UF_4$  a partir do yellow cake ( $U_3O_8$ ) e urânio metálico a partir do  $UF_4$ . Na planta de Pierrelatte, o  $UF_4$  é convertido em  $UF_6$ . Nestas duas plantas é também efetuada a conversão do nitrato de urânio  $UO_2(NO_3)_2$ , que é um produto do reprocessamento, em  $UO_2$  ou  $UF_4$ .
- **Enriquecimento:** O processo de enriquecimento utilizado é o processo de difusão gasosa. A **Eurodif** possui uma planta, chamada de George Besse I, em Tricastin (Pierrelatte) cuja capacidade total é de 10800 t SWU/a (suficientes para geração de 81 GWe, cerca de 1/3 a mais da capacidade total instalada na França). Há planos para construção, em Tricastin, de uma planta de centrifugação (George Besse II) baseada na tecnologia da Urenco cuja capacidade total será de 7500 t SWU/a. O início das operações é planejado para 2007, sendo que a planta atingirá a sua capacidade total em 2012. Esta planta seria útil também para o enriquecimento do urânio reprocessado (Reprocessed Uranium - RepU). O  $UF_6$  produzido a partir do RepU contém percentagem mais altas de  $^{234}U$  e  $^{236}U$ , sendo necessária um supra-enriquecimento em  $^{235}U$  entre 0.4 e 0.6%. Para este fim, o processo de centrifugação é o mais adequado, sendo que até hoje a França exporta o RepU para enriquecimento na Rússia. O  $UF_6$  enriquecido é transportado na forma sólida para as plantas de fabricação do combustível.

- **Fabricação do combustível:** Cogema e Framatome ANP fabricam  $UO_2$  para os PWR na planta de Romans, na França, cuja capacidade total é de 1400 t HM/a<sup>3</sup>. Uma outra planta está localizada em Dessel, na Bélgica.  
O combustível MOX é fabricado pela Cogema em Cadarache e em Marcoule. A capacidade total destas duas plantas é de 185 t HM/a.
- **Reprocessamento:** O combustível queimado dos reatores GCR foi reprocessado na unidade UP1 da planta de reprocessamento de Marcoule da COGEMA. Esta unidade está sendo decomissionada. O combustível queimado dos reatores PWR franceses é reprocessado na unidade UP2, localizada em La Hague, Normandia, depois de ter sido resfriado nas piscinas da planta. O combustível estrangeiro é reprocessado na unidade UP3 da COGEMA, também localizada em La Hague. A planta de La Hague tem uma capacidade de reprocessamento de 1700 t/a (equivalente ao combustível descarregado por 90-100 reatores a água leve). No processo são recuperados U e Pu para serem reutilizados nas plantas de fabricação do combustível, entretanto os rejeitos de alta atividade (HLW) são vitrificados para estocagem final. O Pu recuperado é enviado até a planta Melox (capacidade: 120 t/a), em Marcoule, para fabricação do combustível MOX. O U reprocessado (RepU) é re-enriquecido na planta de Pierrelatte e a EDF já o reutilizou como combustível nos reatores de 900 MWe embora hoje em dia seja mais econômico a utilização de urânio “fresco” (fresh uranium). O custo do combustível reprocessado é maior por causa da presença dos isótopos  $^{232}U$ ,  $^{234}U$  e  $^{236}U$  sendo que o primeiro é responsável por uma alta atividade gama e os últimos têm uma alta seção de choque de captura neutrônica necessitando de maior enriquecimento. O reprocessamento de 1150 t de combustível queimado produz cerca de 8,5 t de Pu, que é imediatamente reciclado no combustível MOX, e 815 t de U (RepU), que é em parte re-enriquecido, sendo que o restante é convertido em oxido para ser estocado [5].
- **Gestão dos rejeitos:** ANDRA, a agência para gestão de rejeitos radioativos, foi criada em 1991 com a Lei dos Rejeitos Radioativos. Atualmente a ANDRA é responsável por um depósito em Soulaives (Centre de l’Aube – CSA) para os rejeitos de baixa e média atividade. Até hoje, a França não tem um plano a longo prazo para gestão do combustível que não é reprocessado e, em geral, para os

---

<sup>3</sup> t HM/a= tonelada de metal pesado (“heavy metal”) por ano

rejeitos de alta atividade e meia vida longa. A lei de 1991 sugere a investigação de três linhas de pesquisas:

1. Separação e transmutação dos isótopos de meia vida longa do combustível queimado em sistemas críticos (reatores rápidos ou PWR) ou em sistemas híbridos (ADS);
2. Estocagem reversível ou irreversível em repositórios subterrâneos;
3. Empacotamento (“Packaging”) dos rejeitos para estocagem em repositórios superficiais.

A primeira e a terceira linha de pesquisas são investigadas pela CEA sendo que a segunda esta sendo estudada pela ANDRA. Para os custos de “back-end” do ciclo do combustível nuclear a EdF investe 0.15 €/kWh do preço de venda da eletricidade nuclear.

#### **2.4.6 Planos futuros**

Os reatores atualmente em operação na França foram projetados para operar cerca de 40 anos. Em 2020, 14 entre os reatores mais velhos terão 40 anos (v. Tabela 2.4-5), sendo que em 2025 mais 20 reatores chegarão a esta idade. Estes 34 usinas totalizam 31000 MWe ou seja, cerca de 50% da potência nuclear gerada atualmente na França.

Em 2020, a demanda de eletricidade crescerá de 33%, assumindo uma taxa de crescimento de 1.6% ao ano, isto é que a demanda de energia elétrica crescerá de 140 TWh. Para enfrentar este cenário, será necessário a instalação de mais 18000 MWe [51].

Neste panorama, a EdF investiu no desenvolvimento de um reator evolucionário para substituição do parque atual de usinas nucleares. Em 1989, a Framatome e o grupo Siemens começaram o desenvolvimento do projeto de um reator pressurizado europeu (EPR – European Pressurized Reactor) baseado nos mais atuais projetos franceses (N4) e alemão (Konvoy). O reator EPR é um reator de tipo PWR de 1600 MWe tendo como meta a substituição dos 58 reatores que equipam atualmente as 19 plantas nucleares franceses. Este reator será descrito com maiores detalhes no capítulo 3.

O CEA esta participando do programa GIF (Generation IV International Forum) dedicado ao desenvolvimento dos reatores nucleares da próxima geração e ao estudo de novas tecnologias no ciclo do combustível nuclear.

Entre os conceitos estudados, a prioridade francesa é a P&D de:

- Um reator rápido refrigerado a gás (Gás cooled Fast Reactor –GFR) com ciclo do combustível fechado “on site”;
- Um reator modular com turbina a gás, refrigerado com helio (Gás Turbine Modular Helium Reactor GT-MHR) para produção de eletricidade e para queimar o Pu dos armamentos nucleares.

A França também está conduzindo muitas pesquisas na área de sistemas híbridos (ADS) através do grupo Gedeon (CEA, CNRS, Andra, EdF, Framatome). Entre os projetos, todos baseados em colaborações internacionais, destaque-se [52]:

- O projeto PDS-ADS que reúne 25 organizações em 11 países europeus, lançado em 2001, para estudar as melhores opções técnicas para a realização de um ADS europeu de demonstração;
- O projeto IPHI para construção em Saclay de um injetor de prótons de alta energia e intensidade;
- O projeto Megapie para desenvolver e construir um alvo de espalação;
- O experimento Muse, no reator Masurca de Cadarache, para simulação de um sistema híbrido com potência zero.

### **2.4.7 A França no mundo**

Devido a forte política de independência energética que a França sempre perseguiu hoje em dia, 78% da eletricidade gerada na França é de origem nuclear e a França é o maior exportador do mundo de eletricidade.

A França sempre foi muito ativa no desenvolvimento da sua tecnologia nuclear, abrangendo todas as fases do ciclo do combustível, sendo que hoje muita desta tecnologia é exportada para o mundo todo.

A tecnologia dos reatores PWR franceses foi exportada para a Bélgica, África do Sul (2 unidades de 900 MWe estão operando em Koeberg), Coréia do Sul (duas unidades de 900 MWe em Ulchin) e na China (4 unidades de 900 MWe em Daya Bay e em Lingao).

O reator EPR, no curto prazo, representa a opção mais viável para substituição do atual parque europeu de reatores, e esta sendo considerado nos EUA representando uma opção viável para dar continuidade ao programa nuclear brasileiro.

A Framatome-ANP construiu, ao longo do tempo, 96 reatores em 11 países, representando cerca de 30% da capacidade nuclear total instalada no mundo todo.

A planta de enriquecimento de Pierrelatte é a terceira maior planta de enriquecimento do mundo (10800 t SWU/a), depois da Minatom (Rússia, 15000 t SWU/a) e da Enrichment Corporation (EUA, 11300t SWU/a). Os 4 reatores nucleares da planta de Tricastan fornecem 3520 MWe de potência para a planta de enriquecimento.

A planta de reprocessamento do combustível queimado de La Hague é a maior planta de reprocessamento do mundo. Além do combustível dos reatores da EdF, em La Hague, é reprocessado o combustível de reatores estrangeiros (Bélgica, Suíça, Holanda, Japão e Alemanha).

## **2.5 Reino Unido (RU)**

### **2.5.1 Panorama histórico [40]**

Os laboratórios nucleares britânicos tiveram um papel pouco importante no desenvolvimento das pesquisas que levaram, entre 1934 e 1939, a descoberta da fissão.

O interesse da Inglaterra nas pesquisas nucleares foi despertado depois da chegada de dois cientistas franceses, Halban e Kowarski, que fugiram da França depois da invasão alemã de 1940 e que trabalharam no laboratório Cavendish, em Cambridge, e pela redação de um memorandum por dois cientistas alemães refugiados, Rudolf Peierls e Otto Frisch. No documento, preparado logo no começo da guerra, eles enfatizaram a possibilidade de construir armamentos nucleares e calcularam os efeitos destes.

As atividades britânicas de pesquisas na área nuclear começaram assim em 1940 lideradas por um comitê chamado “Maud Committee”, formado antes que o RU se aliasse com os EUA no projeto Manhattan. Este comitê era formado por famosos cientistas da época como Marcus Oliphant, Sir George Paget Thomson, James Chadwick e John Cockcroft.

O programa atômico teve um direcionamento essencialmente militar, e, em 1947, o primeiro ministro Attlee tomou a decisão de produzir armamentos militares.

Sob a direção de Sir John D. Cockcroft, o primeiro reator de pesquisas, que utilizava grafite, urânio natural e água, foi construído em Harwell, perto de Oxford, em 1947. Este reator era chamado de GLEEP (“Graphite Low Energy Experimental Pile”).

O passo sucessivo foi a construção, em Windscale (Cumberland), de dois reatores para produção em grande escala de Pu, similares aos de Hanford, mas refrigerados com ar. Neste sentido, o programa nuclear britânico diferenciou-se, logo no início, do programa americano, que era baseado na utilização de reatores refrigerados a água. Os dois reatores de Windscale foram completados em 1950-1951 e permitiram testar a possibilidade de refrigeração do combustível através do ar. Uma planta para extração de Pu do combustível queimado foi construída mais tarde. A primeira bomba atômica britânica explodiu na Ilha de Monte Bello, na costa ocidental da Austrália, no Oceano Índico, em 1952.

No mesmo período, começou a construção, em Capenhurst (Manchester), de uma planta a difusão gasosa para separação isotópica do  $^{235}\text{U}$ .

Entre 1953 e 1955, para aumentar a produção de Pu para fins militares, foi decidido a construção de mais reatores nucleares em Calder Hall (Cumberland) com a dupla finalidade de produzir Pu e de gerar eletricidade. Assim, o programa nuclear civil do Reino Unido começou, de fato, em 1955, sendo que o objetivo declarado desde o começo era de atingir uma capacidade de 2000 MWe até 1965 através da construção de plantas nucleares constituídas por reatores idênticos.

O primeiro destes reatores, utilizado com a dupla finalidade de produzir eletricidade e Pu, foi inaugurado pela Rainha Elizabete em outubro 1956 e foi considerada a primeira usina nuclear industrial do mundo. Este reator, universalmente conhecido como Calder Hall, utilizava U natural como combustível, grafite como moderador, CO<sub>2</sub> em pressão como refrigerante e tinha uma potência de 50 MWe. Entre 1956 e 1959 mais três unidades de 50 MWe começaram a operar na planta de Calder Hall por um total de 200 MWe instalados. Os reatores desta planta foram chamados “**Magnox**”, pela liga de magnésio utilizada como revestimento das barras de combustível, sendo que este nome é até hoje utilizado para identificar esta tipologia de reatores. A planta de Calder Hall foi definitivamente fechada em 2003.

Entre 1959 e 1960, outros quatro reatores Magnox começaram a operar na planta de Chapelcross, na parte sul ocidental da Escócia, adicionando mais 196 MWe. Esta planta foi fechada definitivamente em 2004.

Estes reatores eram operados pela Autoridade da Energia Atômica do Reino Unido (UK Atomic Energy Authority - UKAEA), que foi fundada em 1954 com responsabilidade sobre o programa nuclear do RU, e foram construídos pela Divisão Industrial da UKAEA.

Enquanto a construção dos primeiros reatores protótipos nos Estados Unidos foi executada por indústrias privadas contratadas pelo governo, na Inglaterra um setor industrial especializado da agência atômica governamental (UKAEA) foi responsável pelo projeto, construção e operação das plantas nucleares industriais.

No ano de 1955, foi também aberto o sítio de Dounreay onde, ao longo do tempo, foram construídos três reatores rápidos, hoje em dias fechados e descomissionados.

Depois do primeiro programa nuclear lançado em 1955, um segundo programa nuclear britânico foi lançado pelo governo em 1964, desta vez baseado em reatores avançados refrigerados a gás (Advanced Gas-Cooled Reactors - AGR) e que utilizavam U enriquecido como combustível. Este programa previa o abandono da linha dos reatores Magnox de primeira geração em 1971, depois de ter atingido uma capacidade instalada de

5000 MWe. Os reatores AGR de segunda geração tinham que começar as operações entre 1970 e 1975, totalizando 8000 MWe de capacidade instalada.

A primeira planta nuclear deste tipo foi Dungeness B, constituída de dois reatores AGR de 600 MWe cada um, que, começada em 1965, levou 20 anos parara ser finalizada, evidenciando os primeiros sinais de declínio do programa nuclear britânico.

Em 1973, 10 reatores AGR de 650 MWe, organizados em cinco grupos de dois reatores cada e iniciados entre 1966 e 1971, permaneceram inacabados.

O declino do programa nuclear inglês, que logo no começo parecia muito promissor, pode ser atribuído a algumas razões de caráter técnico, administrativo e industrial:

- Razões técnicas: o novo programa nuclear britânico baseou-se na construção em escala industrial dos reatores AGR, sem ter operado um protótipo de tamanho significativo. O único protótipo, que tinha operado satisfatoriamente desde 1963, foi o reator de 30 MWe de Windscale;
- Razões administrativas: divergência de opiniões entre as diferentes partes operando no programa nuclear: a Autoridade da Energia Atômica (UKAEA), três grupos industriais construtores de reatores e dois de seus clientes, as empresas de utilidade publica CEGB (Central Electricity Generating Board) e a SSEB (South of Scotland Electricity Board). A CEGB e um dos três consórcios industriais queriam construir reatores PWR, visando a possibilidade de desenvolver um programa de independência da tecnologia Westinghouse como os franceses, por outro lado a UKAEA e a SSEB eram mais atraídos pela linha de reatores a água pesada em parceria com os canadenses;
- Razões de tipo industrial: devidas à dimensão do programa nuclear do país, claramente insuficiente para manter “ocupados” três diferentes consórcios de indústrias. As exportações da tecnologia nuclear britânica também não foram promissoras; ao longo do tempo só dois reatores de tipo Magnox foram exportados (um na Itália e um no Japão). Devido a estas dificuldades houve uma reorganização dos grupos industriais operantes na área nuclear. Em 1971 a divisão industrial da UKAEA foi separada para formar uma companhia industrial e comercial independente: a British Nuclear Fuels Limited (BNFL). Em 1972, alguns consórcios de indústrias se fundiram para formar a Corporação Nuclear Nacional (National Nuclear Corporation – NNC).



Neste caos todo, o publico em geral começou a se convencer da falta de necessidade da geração núcleo-eletrica para o desenvolvimento do país, sendo também que foram descobertos depósitos de gás e petróleo no Mar do Norte.

Em 1978, o Governo britânico decidiu abandonar também a linha dos AGR pela opção dos PWR. Em 1988, iniciou-se a construção da primeira planta PWR em Sizewell (Suffolk). O reator Sizewell B, o ultimo até hoje construído no RU, foi conectado a rede em 1995.

Atualmente o grupo BNFL, que atua em todas as fases do ciclo do combustível nuclear, é formado pelo “British Nuclear Group”, a Westinghouse e a “Nexia Solutions”. O “British Nuclear Group” atua principalmente na área de operação dos reatores, reprocessamento e descomisionamento. A Westinghouse fornece os equipamentos, o combustível e o projeto dos reatores e a “Nexia Solutions” fornece serviços e soluções tecnológicas em todas as fases do ciclo do combustível. A BNFL possui também uma divisão de pesquisa: a NSTS (“Nuclear Science e Technology Service”).

A NNC Ltd. atualmente fornece serviços de consultoria na área da engenharia nuclear.

## 2.5.2 Situação atual e tipos de reatores

A capacidade nuclear total instalada no RU é de 11.85 GWe e são gerados 73.7 TWh de eletricidade (dados de 2004), correspondente a 20% da eletricidade total gerada (375.2 TWh) [53, 54].

A contribuição da energia nuclear para a geração de eletricidade evoluiu ao longo do tempo, na matriz elétrica do RU, conforme mostrado na Tabela 2.5-1.

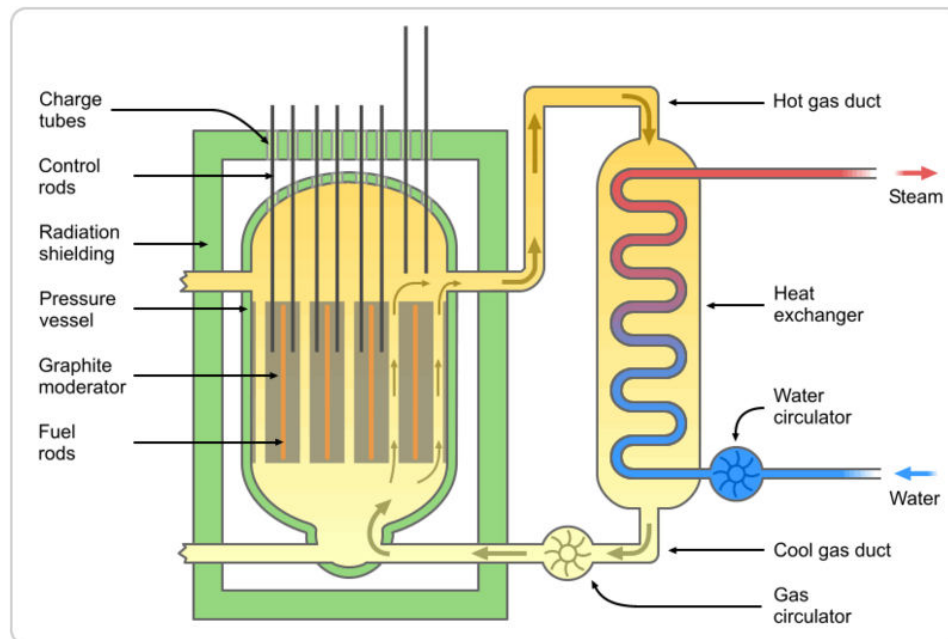
Tabela 2.5-1: Geração de eletricidade por fonte. 1970-2004 [53, 54, 11].

	1970		1980		2004	
	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%
<i>Produção total nacional</i>	247.9	100	265.1	100.0	375.2	100.0
<i>Gás</i>			1.6	0.4	152.8	41
<i>Petróleo</i>	217.3	87.6	33.9	13	4.3	1
<i>Carvão</i>			190	72	126.6	34
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>26</b>	<b>10.6</b>	<b>32.3</b>	<b>12</b>	<b>73.7</b>	<b>20</b>
<i>Hidroelétrica</i>	4.6	1.8	7.3	2.6	4.2	1
<i>Outras</i>	-	-	-	-	13.6	3

Em agosto de 2005, 23 reatores nucleares, de três diferentes tipos, estavam operando no RU:

- **MAGNOX:** 8 reatores deste tipo estão operando no RU. Eles foram construídos entre 1962 e 1971 e são todos operados pela BNFL. No total foram construídas 26 unidades Magnox no RU, sendo que a eficiência dos primeiros reatores era de 22%, enquanto a dos últimos é de 28%. Estes reatores foram inicialmente projetados para operar 30 anos, sendo que em 1998 a autoridade de segurança nacional (Nuclear Installation Inspectorate - NNI) autorizou uma extensão da vida útil dos reatores Magnox, em alguns casos até 50 anos. Até 2011 todas as unidades Magnox serão fechadas. O tempo médio necessário da construção até a conexão a rede deste tipo de reator é de 5.9 anos.

Os reatores Magnox utilizam urânio natural como combustível, em forma de barras e encapsulado em uma liga de magnésio que possui uma baixa seção de choque para absorção dos nêutrons. O revestimento de Magnox é feito em forma de escamas, a fim de facilitar a transferência de calor para o gás refrigerante ( $\text{CO}_2$ ). O combustível, na forma metálica e em forma de barras, é localizado nos canais do moderador. O refrigerante flui de baixo para cima, enquanto as barras de controle são inseridas por cima. Estes reatores são caracterizados pelas grandes dimensões do núcleo, pelas baixas densidades de potência e têm a vantagem de ter o refrigerante que não muda de fase (não há efeitos de vazios). Um esquema do reator Magnox é ilustrado na Figura 2.5-1.

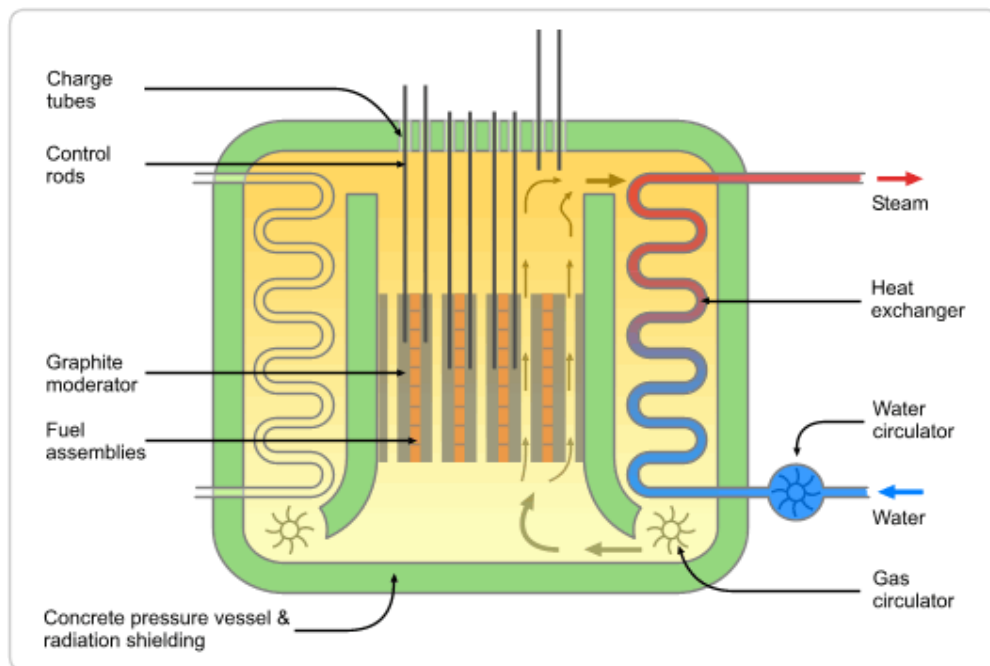


*Figura 2.5-1: Representação esquemática de um reator nuclear tipo Magnox. Note-se que o trocador de calor é localizado fora do edifício de contenção de concreto [55].*

- **AGR:** há atualmente 14 unidades deste tipo, em 7 plantas, baseadas no protótipo construído em Windscale em 1962. Este tipo de reator avançado refrigerado a gás foi adotado para equipar o parque nuclear britânico a partir de 1964, sendo que as 14 unidades atualmente operando começaram a funcionar entre 1976 e 1989. Todos estes reatores são operados pela British Energy (BE) e a eficiência destes atinge 40% devido à alta temperatura do gás refrigerante. Cada par de reatores foi projetado singularmente, sendo que a ausência de padronização (ao contrário do caso francês) causou muitos problemas técnicos e operacionais. As previsões são que estas unidades serão fechadas entre 2008 e 2023. Reatores AGR só foram construídos no RU. Estas unidades levaram em média 11.8 anos para ser conectadas a rede.

Os reatores AGR nasceram como desenvolvimento e aperfeiçoamento dos reatores Magnox, embora estes últimos tivessem demonstrado um bom desempenho. A principal limitação dos reatores Magnox era a baixa eficiência térmica. Para aumentar a eficiência térmica e extrair mais calor do combustível foi necessário substituir o combustível metálico por um na forma de óxido e, conseqüentemente, mudar o revestimento para um material que agüentasse temperaturas mais altas, como o aço inoxidável. Desta maneira evitou-se também a possibilidade de reações de oxidação entre o U metálico e o CO<sub>2</sub>. Devido a não desprezível seção de choque de captura de nêutron do aço, o combustível utilizado é o dióxido de urânio UO<sub>2</sub> ligeiramente enriquecido (2.5-3.5%) em pastilhas. Os elementos combustíveis são colocados nos canais entre a grafite, conforme mostrado na Figura 2.5-2 que atua como moderador. O refrigerador é o CO<sub>2</sub>, como nos Magnox, mas os AGR são consideravelmente mais compactos, sendo, conseqüentemente, o custo do capital menor.

As pastilhas de UO<sub>2</sub> utilizadas nos AGR são maiores que num PWR, mas possuem um foro central. A eficiência térmica média destes reatores (41%) é maior que a eficiência média dos reatores PWR (32%) devidos às mais altas temperaturas do refrigerante (640 °C, contra 325 °C nos PWR) na saída do núcleo. Os reatores AGR (como os reatores Magnox, CANDU e RBMK), são projetados para serem recarregados enquanto em operação.



*Figura 2.5-2: Esquema de funcionamento de um reator AG. [56].*

- **PWR:** em 1978 foi tomada a decisão de construir um PWR com tecnologia Westinghouse. Este reator de 1188 MWe iniciou a operação em 1995, é operado pela BE e funcionará até 2035.

O tempo médio necessário para construir e conectar na rede as 23 usinas nucleares atualmente em operação no Reino Unido foi de 9.6 anos.

Na Tabela 2.5-2 são listadas algumas características representativas de dois reatores atualmente em operação no RU: o reator Wylfa 1, de tipo Magnox e o reator Dungeness B1, do tipo avançado.

*Tabela 2.5-2: Parâmetros principais do reator Wylfa (Magnox) e do reator Dungeness B1 (AGR) atualmente em operação no RU [46].*

	<b><i>Wylfa 1</i></b>	<b><i>Dungeness B1</i></b>
<i>Tipo</i>	<i>CGR</i>	<i>AGR</i>
<i>Potência elétrica</i>	<i>475 MWe</i>	<i>555 MWe (1387 MWth)</i>
<i>Combustível</i>	<i>U metálico natural</i>	<i>UO<sub>2</sub> pastilhas</i>
	<i>592.9 tHM</i>	<i>e inicial=1.46%(centro)/2.0% (periferia)</i>
		<i>e recargas=2.55%(centro)/2.95% (periferia)</i>
		<i>122 tHM</i>
<i>Carregamento combustível</i>	<i>110 tHM/a</i>	<i>15 tHM/a</i>
<i>Revestimento</i>	<i>Magnésio</i>	<i>Aço inoxidável</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>451 °C</i>	<i>825 °C</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>569 °C</i>	<i>1300 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>49248</i>	<i>2856</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>1</i>	<i>36</i>
<i>Queima media na descarga</i>	<i>5400 MWd/t</i>	<i>18000 MWd/t</i>
<i>Densidade media de potencia</i>	<i>0.9 kWt/l</i>	<i>12.7 kWt/l</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>Aço borado</i>	<i>Aço borado</i>
<i>Temperatura da CO<sub>2</sub> refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>230/370 °C</i>	<i>276/673 °C</i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>26.2 bar</i>	<i>3.36 bar</i>
<i>Numero de circuitos de refrigeração</i>	<i>1</i>	<i>4</i>
<i>Eficiência</i>		<i>40%</i>

Em 1955 no Reino Unido começou também um programa de desenvolvimento de reatores rápidos que levou a construção, na planta de Dounreay, de três reatores [52]:

- O reator para testes de materiais de Dounreay (Dounreay Material Test Reactor - DMTR), que atingiu a criticalidade em 1958 e foi fechado em 1969;
- O reator rápido de Dounreay (Dounreay Fast Reactor - DFR). Este reator de 60 MWth (15 MWe) foi construído para demonstrar a tecnologia dos metais líquidos para refrigeração e a física dos reatores rápidos. Era um reator de tipo circuito, carregado com dióxido de urânio como combustível e refrigerado com uma liga NaK. Este reator atingiu criticalidade em 1959, foi conectado na rede em 1962 e fechado em 1977. Atualmente esta sendo descomissionado conforme detalhado na Tabela 2.5-4.

- O reator rápido protótipo (Prototype Fast Reactor - PFR). Foi construído para demonstrar a viabilidade comercial dos reatores rápidos. Este reator do tipo piscina tinha uma potência de 600 MWth (250 MWe) e utilizava combustível MOX em ciclo fechado sendo que o seu combustível era reprocessado e o Pu recuperado e reutilizado no mesmo PFR. Era refrigerado com Na líquido, e foi conectado a rede em 1975 e fechado em 1994.

Estes três reatores hoje em dia estão sendo desmantelados (Tabela 2.5-4), sendo que a liberação total do sítio é planejada para daqui a 50-60 anos.

Desde o começo das atividades nucleares, outros tipos de reatores foram pesquisados no RU. A planta de Winfrith, construída em 1958, é uma das mais velhas plantas nucleares do RU. Foi utilizada para as primeiras pesquisas na área dos reatores nucleares de potencia para produção de eletricidade, para estudos sobre a segurança das instalações nucleares, a fabricação do combustível, o retratamento e a estocagem dos rejeitos e o ciclo do Pu.

Ao longo do tempo 8 reatores foram construídos nesta planta, incluindo o Steam Generating Heavy Water Reactor (SGHWR), os reatores DRAGON e ZEBRA mais outros cinco reatores de potência zero.

O SGHWR foi um reator protótipo de 300 MWt, foi conectado a rede em 1967 e fechado em 1990.

O DRAGON era um reator a alta temperatura (HTGR), refrigerado com He, de 20 MWt, que operou desde 1962 até 1975.

O reator ZEBRA (Zero Energy Breeder Reactor Assembly), que operou entre 1962 e 1982, era um reator rápido experimental de potência zero.

Em 1990, o último destes reatores foi fechado e começaram as operações de desmantelamento da planta.

### **2.5.3 Reatores nucleares do Reino Unido. Reatores em operação e fechados. Dados**

Os reatores atualmente em operação no Reino Unido (agosto 2005) são listados na Tabela 2.5-3.

Na Tabela 2.5-4 são listados os 20 reatores comerciais permanentemente fechados no Reino Unido até agosto de 2005 mais os três reatores rápidos.

Vale a pena enfatizar que os custos de desmantelamento dos reatores a gás (por unidade de capacidade) são muitos mais altos do que no caso dos reatores a água leve

devido a grande quantidade de materiais e a necessidade de armazenar grandes volumes de grafite radioativa. O volume de material a ser desmantelado em um reator Magnox é dez vezes maior do que num reator LWR, por unidade de capacidade.

Tabela 2.5-3: Reatores operacionais no Reino Unido [5, 11].

<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica [MWe]</i>	<i>Empresa operadora e proprietária da usina</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão a rede</i>
<i>Dungeness A</i>	<i>1-2</i>	<i>Magnox</i>	<i>225</i>	<i>BNFL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1965</i>
<i>Oldbury A</i>	<i>1-2</i>	<i>Magnox</i>	<i>217</i>	<i>BNFL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1968</i>
<i>Sizewell A</i>	<i>1-2</i>	<i>Magnox</i>	<i>210</i>	<i>BNFL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1966</i>
<i>Wylfa</i>	<i>1-2</i>	<i>Magnox</i>	<i>490</i>	<i>BNFL</i>	<i>Operacional</i>	<i>1971-72</i>
<i>Dungeness B</i>	<i>1-2</i>	<i>AGR</i>	<i>555</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985-86</i>
<i>Hartlepool A</i>	<i>A-B</i>	<i>AGR</i>	<i>605</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984-85</i>
<i>Heysham 1</i>	<i>A-B</i>	<i>AGR</i>	<i>575</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1985-86</i>
<i>Heysham 2</i>	<i>A-B</i>	<i>AGR</i>	<i>625</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1988-89</i>
<i>Hinkley Point B</i>	<i>A-B</i>	<i>AGR</i>	<i>610</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976-78</i>
<i>Hunterston B</i>	<i>A-B</i>	<i>AGR</i>	<i>595</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976-77</i>
<i>Torness</i>	<i>1-2</i>	<i>AGR</i>	<i>625</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1988-89</i>
<i>Sizewell B</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1188</i>	<i>BE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1995</i>
<b>Total</b>	<b>23</b>		<b>11852</b>			

Tabela 2.5-4: Reatores fechados no Reino Unido [5, 11].

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Estagio de descomissionamento (opção)</i>
<i>Berkeley 1&amp;2</i>	<i>Magnox</i>	<i>138</i>	<i>BNFL</i>	<i>1988-89</i>	<b>Desmantelamento.</b> Combustível removido (SAFESTORE)
<i>Bradwell 1&amp;2</i>	<i>Magnox</i>	<i>123</i>	<i>BNFL</i>	<i>2002</i>	<b>Permanentemente fechado</b> (SAFESTORE).
<i>Calder Hall 1-4</i>	<i>Magnox</i>	<i>50</i>	<i>BNFL</i>	<i>2003</i>	<b>Permanentemente fechado</b>
<i>Chapelcross 1-4</i>	<i>Magnox</i>	<i>49</i>	<i>BNFL</i>	<i>2004</i>	<b>Permanentemente fechado</b>
<i>Hinkley Point A 1&amp;2</i>	<i>Magnox</i>	<i>235</i>	<i>BNFL</i>	<i>2000</i>	<b>Limpeza da planta</b>
<i>Hunterston A 1&amp;2</i>	<i>Magnox</i>	<i>160</i>	<i>BNFL</i>	<i>1989-90</i>	<b>Limpeza da planta.</b> Combustível removido (SAFESTORE)
<i>Trawsfynydd 1&amp;2</i>	<i>Magnox</i>	<i>196</i>	<i>BNFL</i>	<i>1993</i>	<b>Desmantelamento.</b>
<i>Windscale</i>	<i>AGR</i>	<i>28</i>	<i>UKAEA</i>	<i>1981</i>	Combustível removido(SAFESTORE)
<i>DFR Douneray Fast Reactor</i>	<i>FBR</i>	<i>15</i>	<i>UKAEA</i>	<i>1977</i>	<b>Demolição e limpeza do sítio.</b>
<i>DMTR Dounreay Material Test Reactor</i>	<i>FR</i>	<i>25 MWt</i>	<i>UKAEA</i>	<i>1969</i>	<b>Limpeza da planta.</b>
<i>PFR Prototype Fast Reactor</i>	<i>FBR</i>	<i>250</i>	<i>UKAEA</i>	<i>1994</i>	Desmantelamento ao Nível 1 em andamento. NAK removido
<i>Winfrith</i>	<i>SGHWR</i>	<i>92</i>	<i>UKAEA</i>	<i>1990</i>	<b>Nível 2 em cuidados e manutenção.</b> Desmantelamento ao Nível 1 e 2 completado.
					<b>Limpeza da planta.</b> Desmantelamento ao Nível 1 em andamento. Combustível removido. Na parcialmente removido.

A autoridade encarregada do descomissionamento e da limpeza (“clean up”) das plantas britânicas acima listadas é a NDA (Nuclear Decommissioning Authority),

criada com o Energy Act de 2004. A NDA é atualmente responsável pelo descomissionamento de 20 plantas, operadas pela BNFL:

- Plantas de reatores comerciais já fechadas: Berkley, Bradwell, Calder Hall, Chapelcross, Hinkley Point, Hunterston, Trawsfynydd, Windscale, Winfrity, Dunreay;
- Plantas de reatores comerciais ainda em operação: Dungeness A, Sizewell A, Oldbury, Wylfa;
- Plantas de estocagem de rejeitos: Drigg (ainda em operação);
- Plantas de enriquecimento: Capenhurst (ainda em operação)
- Plantas de fabricação do combustível: Springfield (ainda em operação);
- Plantas de reprocessamento do combustível: Sellafield (ainda em operação);
- Plantas de pesquisa: Culham JET (Joint European Torus), Harwell.

Segundo as estimativas preliminares da NDA, o descomissionamento e a limpeza de todas as plantas nucleares levará entre 50 e 100 anos e custará cerca de £50 bilhões.

O descomissionamento dos 14 reatores AGR e do reator PWR operados pela BE é de responsabilidade da mesma BE, através de um financiamento governamental, o “Nuclear Generation Decommissioning Fund”.

## **2.5.4 Regulamentação do setor nuclear**

A autoridade responsável por licenciar uma planta nuclear é o Nuclear Installation Inspectorate (NNI), que faz parte do Health and Safety Executive (HSE), e a legislação principal que governa a construção e a operação das instalações nucleares é o Nuclear Installation Act de 1965.

O NNI licencia uma planta nuclear só no caso do operador satisfazer todos os complexos requisitos de segurança a partir do projeto da planta ao seu descomissionamento. A responsabilidade última da segurança de uma planta nuclear é legalmente da companhia que a opera.

## **2.5.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos**

Com exceção da mineração do urânio, o RU possui um ciclo do combustível independente, sendo que todas as atividades de enriquecimento do combustível, fabricação do elemento, reprocessamento, transporte, descomissionamento e gestão de rejeitos são



operadas pela BNFL para o mercado nacional e internacional [35]. Maiores concorrentes da BNFL no “front-end” são a GE norte-americana, a Framatome francês e a Siemens alemã. No “back-end” a COGEMA francês é concorrente da BNFL nas atividades de reprocessamento.

O ciclo do combustível no RU é um ciclo fechado.

- **Mineração e concentração do U:** não constam atividades no RU.  $U_3O_8$  é importado da Austrália, Canadá, ex URSS, Namíbia, África do Sul e EUA.
- **Conversão:** uma planta de conversão do concentrado de U proveniente das minas é operada pela Westinghouse em Springfields. Foi aberta em 1993, sendo a mais nova planta de conversão do mundo. A linha de conversão concentrado- $UF_6$  tem uma capacidade de 6000 tU/a; a linha de conversão concentrado- $UF_4$  (este estágio intermediário é necessário para produção do combustível dos Magnox) tem uma capacidade de 10000 tU/a.
- **Enriquecimento:** a planta de Capenhurst é operada pela Urenco, um grupo formado pela Alemanha, o RU e a Holanda e que opera plantas de enriquecimento por centrifugação nestes três países. A capacidade desta planta, em operação desde 1977, é de 2300 tSWU/a. Inicialmente em Capenhurst existia uma planta de difusão gasosa que operou até 1982.
- **Fabricação do combustível:** na planta de Springfields, a Westinghouse fabrica diferentes tipos de combustível, para o mercado interno e internacional. Nesta planta, fundada em 1946, é fabricado o combustível para os reatores Magnox (capacidade 1300 tU/a), AGR (capacidade 260 tU/a) e PWR. Em 1996, foi aberta a Oxide Fuel Complex (OFC) em Springfields. Ela é operada pela BNFL.  
O combustível MOX, exportado principalmente para a Alemanha, o Japão e a Suíça, é fabricado na planta comercial de Sellafield desde 2001. Esta planta é operada pela BNFL e sua capacidade é de 120 tHM/a.
- **Reprocessamento:** o combustível queimado dos reatores Magnox, AGR e LWR estrangeiros é reprocessado na planta de Sellafield operada pela BNFL contratada pela NDA.

Desde 1964 a planta reprocessa o combustível metálico dos reatores Magnox de primeira geração (Magnox Fuel Reprocessing Plant) com uma capacidade de 1500 tHM/a. Esta planta será fechada em 2012, após o que todas as unidades de tipo Magnox pararão de funcionar.

A planta THORP (THERmal Oxide Reprocessing Plant) iniciou as operações em 1994 e reprocessa o combustível na forma de óxido dos reatores de segunda geração britânicos e dos reatores estrangeiros com uma capacidade de 1200 tHM/a.

- **Gestão dos rejeitos:** até 1982, os rejeitos de baixa e média atividades eram colocados em repositórios oceânicos.

Os rejeitos de alta atividade (combustível queimado dos reatores AGR e LWR) são estocados na planta de Sellafield, na maioria dos casos na forma vitrificada, para um tempo de resfriamento de pelo menos 50 anos. A capacidade destas piscinas é de 8000 t HM.

Desde 1982 a Nirex (Nuclear Industry Radioactive Waste Executive) é encarregada de construir e operar os repositórios para os rejeitos de baixa e média.

A maioria dos rejeitos de baixa (LLW) é estocada no repositório superficial de Drigg (BNFL) ou no repositório de Dounreay (UKAEA).

Rejeitos de atividade intermediária (ILW) são estocados em Sellafield ou nas proximidades da planta de origem.

Até hoje não há planos para a estocagem final dos rejeitos, sendo o comitê para a gestão dos rejeitos radioativos (Committee on Radioactive Waste Management - CoRWM), criado em 1978, encarregado de estudar este assunto. A opção mais aceita para estocagem final dos rejeitos HLW e ILW parece ser a do repositório geológico cuja localização ainda não foi definida.

Vale a pena notar que em muitos casos é adotada a política do “SAFESTORE” dos rejeitos nucleares entre estruturas de concreto construídas no redor da instalação nuclear logo na fase inicial do processo de descomissionamento. Desta maneira, na espera da radioatividade decair, o problema do armazenamento de uma parte dos rejeitos é prorrogado por um período de cerca de 100 anos.

O volume total dos rejeitos radioativos produzidos no RU é mostrado na Tabela 2.5-5.

*Tabela 2.5-5: Volume total dos rejeitos radioativos no Reino Unido [57].*

<i>Rejeitos</i>	<i>Volume total [m<sup>3</sup>]</i>
<i>LLW</i>	<i>1510000</i>
<i>ILW</i>	<i>237000</i>
<i>HLW</i>	<i>1510</i>
<b><i>Total</i></b>	<b><i>1750000</i></b>

## 2.5.6 Planos futuros

O último reator que foi construído no RU foi o reator PWR Sizewell B cuja construção começou em 1988. O reator foi conectado a rede em 1995.

Se nenhum outro reator for construído no Reino Unido o número das usinas nucleares de potência diminuirá progressivamente até 2023, quando o único reator em operação será este PWR.

O último “White Paper” do departamento do comércio e da indústria (Department of Trade and Industry - DTI) sobre a política energética do RU (“Our energy future: creating a low carbon economy”), publicado em fevereiro de 2003 contém os quatro objetivos principais do Reino Unido em matéria energética [58]:

- Diminuição das emissões de monóxido de carbono em até 60% até 2050;
- Manter a confiabilidade das fontes energéticas;
- Promover mercados competitivos;
- Assegurar-se que cada habitação seja adequadamente aquecida.

Neste panorama é reconhecida a importância da geração nucleo-elétrica para conter as emissões de gás que causam efeito estufa, embora nenhuma nova central nuclear foi até hoje planejada no Reino Unido.

No documento a opção nuclear é declarada pouco atrativa economicamente e é enfatizada a necessidade de achar uma solução ao problema dos rejeitos radioativos.

Esta tendência é evidenciada nas atividades principais dos órgãos de pesquisas e das autoridades nucleares (HSE, NNI, UKAEA, NDA) que estão focalizadas no decomissionamento das instalações nucleares.

Numa recente conferência sobre a política energética britânica organizada pela Sociedade Geológica Britânica (British Geological Society) e pelos Institutos de Física, de Engenharia Elétrica e de Engenharia Civil foi enfatizada a necessidade de construir novas usinas nucleares para suprir as futuras necessidades energéticas cumprindo as obrigações relativas às emissões de gás estufa [59].

No caso em que algum reator seja construído no futuro para substituir a atual capacidade nuclear instalada, uma escolha óbvia será para o projeto AP1000 (Advanced Passive) da BNFL/Westinghouse.

Em 2002, a BNFL/Westinghouse e a British Energy lançaram um projeto para definir uma estratégia para substituição do atual parque nuclear do RU com reatores AP1000. A BNFL pediu para que o NNI examinasse o projeto do AP1000 e submeteu a

agencia para o meio ambiente (Environmental Agency - EA) um pedido de autorização para revisar o projeto.

Atualmente, o Reino Unido está participando em atividades de pesquisa sobre os reatores rápidos e os ADS [52]:

- Projeto **CAPRA** liderado pelo CEA e dedicado aos estudos sobre a incineração de Pu, LLFP e actínídeos menores em reatores rápidos;
- **5º Programa EURATOM** (EURATOM 5<sup>th</sup> framework Programme):
  - ✓ CGFR: estudos sobre reatores rápidos refrigerados com gás;
  - ✓ MUSE: dados e medidas nucleares na instalação Masurca do CEA;
  - ✓ CONFIRM: fabricação de elementos combustíveis contendo Pu e actínídeos menores;
  - ✓ PDS-XADS: sistemas híbridos;
  - ✓ FUTURE: combustíveis nucleares na forma de óxido com transurânicos.
- **GIF** (Generation IV International Forum):
  - ✓ VHTR: estudos sobre reatores a altas temperaturas, como continuação natural do interesse do RU em reatores moderados a grafite e refrigerados com gás;
  - ✓ GFR: reatores rápidos refrigerados com gás;
  - ✓ SFR: reatores rápidos refrigerados com Na.

### **2.5.7 O Reino Unido no mundo**

A tecnologia dos reatores AGR nunca foi exportada, sendo que somente dois reatores de tipo Magnox foram construídos fora do RU: o reator Tokai-1 (1966-1998, 159 MWe) no Japão e o reator de Latina (1964-1987, 153 MWe) na Itália.

As plantas de fabricação do combustível de Springfields da Westinghouse e da BNFL exportam combustível para os reatores LWR. A planta de Sellafield produz combustível MOX principalmente para Alemanha, Japão e Suíça.

Na planta de Sellafield é reprocessado o combustível queimado de muitos reatores no mundo todo, em particular o combustível proveniente do Japão.

## **2.6 Rússia**

### **2.6.1 Panorama histórico [38, 40]**

Os cientistas soviéticos começaram as pesquisas sobre o processo de fissão durante a segunda guerra mundial e, a partir de 1942, um grupo liderado por Igor Kurchatov foi encarregado de investigar a possibilidade de produzir uma bomba atômica. Houve uma interrupção destes estudos preliminares com a invasão da União Soviética pela Alemanha, quando os cientistas envolvidos nas pesquisas nucleares foram designados a outras tarefas.

Não obstante, os russos foram mantidos informados, durante a guerra, sobre as atividades anglo-americanas através de cientistas simpatizantes com o país comunista (ex. Klaus Fuchs) que trabalhavam nos EUA.

Em dezembro de 1946, os russos conseguiram a primeira reação em cadeia controlada, quatro anos depois do reator de Fermi, e no mesmo ano criaram em Sarov (400 km da Moscou) um laboratório secreto para pesquisas sobre armamentos nucleares chamado de Arzamas-16. Os russos explodiram a primeira bomba atômica em agosto de 1949, em Semipalatinsk, no Cazaquistão.

Em 1954, começaram as operações do primeiro reator nuclear do mundo projetado para produzir eletricidade, o reator APS-1 localizado em Obninsk no sudoeste de Moscou. Este reator de 5 MWe, utilizava grafite como moderador, água natural como refrigerante e foi fechado em 2002, depois de 48 anos de operações.

Entre 1958 e 1963 foi construída, em Novotroitsk, a maior instalação militar do mundo para produzir Pu. A planta era formada de seis reatores de 100 MWe utilizando urânio natural, refrigerados com água pressurizada e moderados com grafite.

A esta primeira fase militar sucedeu uma fase de aproveitamento comercial da energia nuclear, com a instalação de duas plantas em 1964:

- a) Beloyarsk: BWR moderado com grafite de 108 MWe;
- b) Novovoronezh: PWR de tipo tanque (vessel type) de 278 MWe.

A evolução destes dois conceitos levou aos dois tipos de reatores até hoje utilizados na Rússia e em outros países antes sob a sua esfera de influência: os reatores RBMK (reatores com canais a alta potência – Reactor Bloshey Moshchnosty Kanalny, desenvolvido a partir da tecnologia de produção do Pu) e VVER (reator moderado e

refrigerado com água - Vodo-Vodyannoy Energeticheskiy Reactor, desenvolvido a partir da tecnologia da propulsão naval), que serão descritos no parágrafo 2.6.2.

Em 1976, 8 unidades de 1000 MWe do tipo RBMK estavam sendo construídas na ex União Soviética, mais 4 unidades de 400 MWe e uma de 1000 MWe de tipo VVER [11].

Estes tipos de reatores foram exportados para os países satélites sendo que em 1973 três plantas de tipo VVER estavam funcionando na ex Alemanha Oriental e mais duas estavam ali sendo construídas, duas unidades estavam sendo construídas na Bulgária e uma na Hungria, na Checoslováquia e na Finlândia, respectivamente.

De um ponto de vista político, os países que utilizavam reatores do tipo soviético eram totalmente dependentes da Rússia para o fornecimento de combustível enriquecido. A Rússia fornecia combustível na forma de barras que eram literalmente “alugadas” e depois da utilização devolvidas para serem reprocessadas nas plantas russas. Desta maneira, era também resolvido o problema da proliferação.

A primeira planta de enriquecimento russa (conhecida como a Urals Electro Chemical Combine ou UECC) começou a funcionar em 1949 em Sverdlovsk, perto de Yekaterinburg, utilizando o método da difusão gasosa. A primeira unidade D-1 foi fechada em 1955, mas em 1953 mais três unidades, D-2, D-3 e D-4, foram construídas. Ao longo do tempo, este método foi abandonado em favor da centrifugação. Em 1957, no mesmo sítio, foi construída a primeira planta-piloto de enriquecimento por centrifugação, enquanto a primeira planta industrial foi construída entre 1962 e 1964. Em 1970, todos os equipamentos a difusão gasosa foram substituídos por centrífugas, sendo que hoje em dia a planta está equipada com centrífugas de última geração (sesta). Mais três plantas de enriquecimento por centrifugação estão hoje em dia funcionando na Rússia (em Tomsk, Angarsk e Krasnoyarsk).

A planta russa RT-1 de reprocessamento do combustível queimado começou a funcionar em 1977.

Na Rússia, desde os anos 1950, foram conduzidas pesquisas sobre os reatores rápidos e as primeiras unidades protótipos foram construídas em Obninsk (BR-5). Em 1973 o primeiro reator rápido regenerador de escala industrial do mundo (BN-350, 150 MWe) foi construído em Aktau, perto de Shevchenko, no mar Cáspio (Cazaquistão), com a dupla finalidade de produzir eletricidade e dessalinização da água do mar. Este reator, que foi amplamente utilizado também para estudos de seções de choques até 20 MeV, está sendo atualmente descomissionado [52].

Em meados dos anos 80, a Rússia tinha 25 reatores em operação e os planos de crescimento do parque nuclear eram ambiciosos.

Estes planos foram congelados repentinamente em 1986 com o acidente de Chernobyl quando a atenção do mundo inteiro focalizou-se nos problemas de segurança das instalações nucleares russas.

Naquela data seis reatores estavam sendo construídos: o reator de Rostov-1, a unidade 3 de Kalinin, o Kursk-5 e mais três unidades na planta de Balakovo. Estas últimas começaram a operar em 1987, 1988 e 1993 respectivamente.

A partir do acidente de Chernobyl os russos começaram a desenvolver novos reatores avançados, com características de segurança mais próximas aos padrões ocidentais e a partir de 1990 muitos programas ocidentais de assistência, dedicados a aumentar a cultura de segurança das instalações nucleares, começaram na Rússia e nos países satélites.

A partir daí e com a queda da União Soviética em 1991, os países da Europa Oriental começaram a ver a oportunidade de se emancipar da dependência da tecnologia russa.

Em 1992, é criado o Ministério da Energia Atômica da Federação Russa (Minatom) para substituir o Ministério da Energia Atômica e da Indústria da antiga União Soviética, e um plano de 20 anos para a expansão do parque nuclear russo é anunciado pelo Primeiro Ministro Viktor Chernomyrdin prevendo adicionar 16.5 GWe de capacidade nuclear até 2015. Ao longo do tempo este plano sofrerá ajustes sucessivos, conforme as necessidades energéticas.

Em 2000, foi retomada a construção interrompida da unidade 1 de Rostov e o reator foi conectado a rede em 2001. Seguiu-se, em 2004, Kalinin 3.

As plantas nucleares de potência russas são localizadas na região oeste do país, onde vivem 70% da população russa e onde a demanda de energia é maior e as reservas de carvão (localizadas principalmente a leste dos Montes Urais) são bem limitadas.

## **2.6.2 Situação atual e tipos de reatores**

A capacidade nuclear total instalada na Rússia é de 21.7 GWe e, em 2004, foram gerados 149 TWh de eletricidade, correspondente a 16% da eletricidade total gerada (930 TWh) [5, 11, 60].

A contribuição da geração núcleo-elétrica na matriz energética da Rússia cresceu de 0.8% em 1970 para os 16% atuais e a previsão é atingir 25% em 2020.

Tabela 2.6-1: Geração de eletricidade por fonte: 1970-2004 [5, 11].

	1970		1980		2004	
	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%
<i>Produção total nacional</i>	470	100.0	805	100.0	930	100.0
<i>Térmica</i>	373	79.2	622	77.2	586	63
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>4</b>	<b>0.8</b>	<b>54</b>	<b>6.7</b>	<b>149</b>	<b>16</b>
<i>Hidroelétrica</i>	94	20	129	16.1	195	21

Em agosto de 2005, 31 reatores nucleares estavam operando em 10 plantas diferentes na Rússia:

- 4 reatores **VVER 440/230**. Os reatores VVER são a versão russa dos reatores PWR. Existem três versões sucessivas de reatores VVER: os projetos VVER 440/230 e VVER 440/213 com 6 circuitos de refrigeração e o projeto VVER 1000 com 4 circuitos de refrigeração. O combustível é constituído por pastilhas de dióxido de urânio  $UO_2$  levemente enriquecido (2.4–4.4%) organizadas em barras. Como nos tradicionais PWR, o recarregamento do combustível pode ser efetuado somente parando temporariamente o reator. Os VVER 440/230 de primeira geração foram desenvolvidos nos anos 1960. O núcleo é fechado em uma estrutura de aço cilíndrica em pressão (vaso de pressão). Os sistemas de emergência de resfriamento do núcleo e as estruturas de contenção não correspondem aos padrões ocidentais. Para ter uma idéia comparativa, os reatores ocidentais de tipo PWR têm uma estrutura de contenção do núcleo, dos circuitos primário e secundário e dos geradores de vapor em concreto projetada para resistir a pressões de 4-6 bar. Além disso, existem sistemas de resfriamento do vapor para diminuir a pressão interna em caso de incidente. A pressão no circuito primário nos reatores PWR é de cerca de 150-170 bar, mais alta do que nos reatores VVER 440 (cerca 123-124 bar). Consequentemente, sendo a temperatura da água menor nos reatores VVER, o reator é submetido a tensões menores. O esquema de funcionamento do reator VVER é ilustrado na Figura 2.6-1.
- 2 reatores **VVER 440/213** de segunda geração. São reatores PWR desenvolvidos nos anos oitenta. O vaso de pressão em aço é maior que no caso precedente. Sistemas de supressão do vapor para diminuir a pressão interna em caso de incidente. Adição de sistemas de resfriamento de emergência;
- 9 reatores **VVER 1000** de terceira geração com projeto evolucionário. São reatores PWR desenvolvidos entre 1975 e 1985, com estrutura de contenção em concreto, 4



circuitos de refrigeração, instrumentação de controle e sistemas de segurança mais parecidos com os padrões ocidentais;

## VVER Reactor Design

(VVER-440 Model V230)

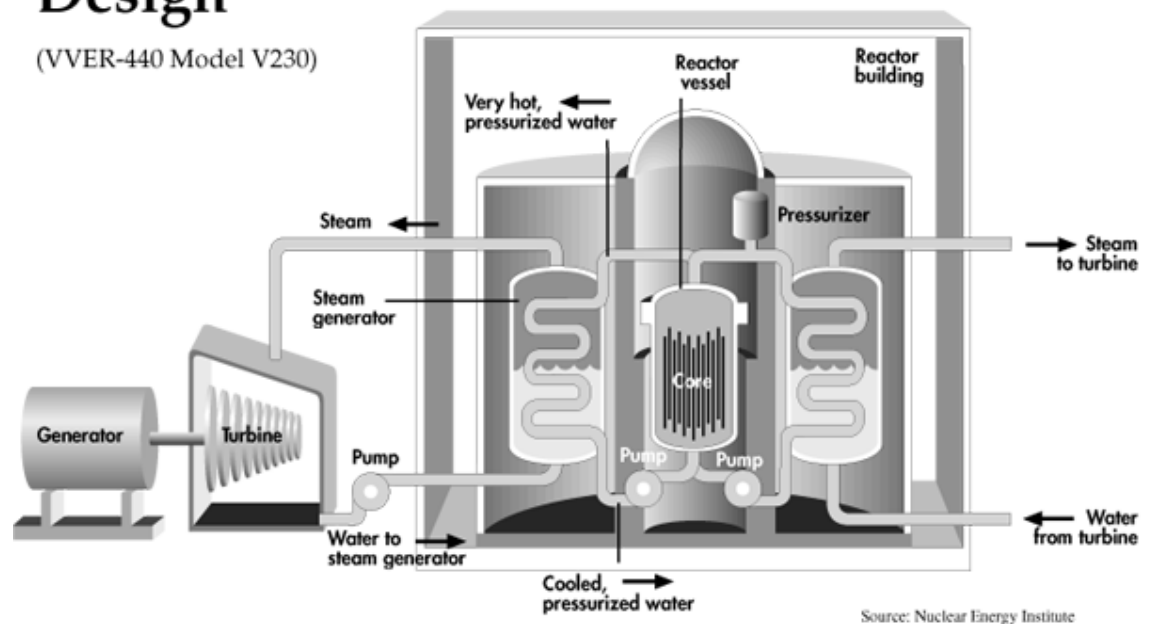
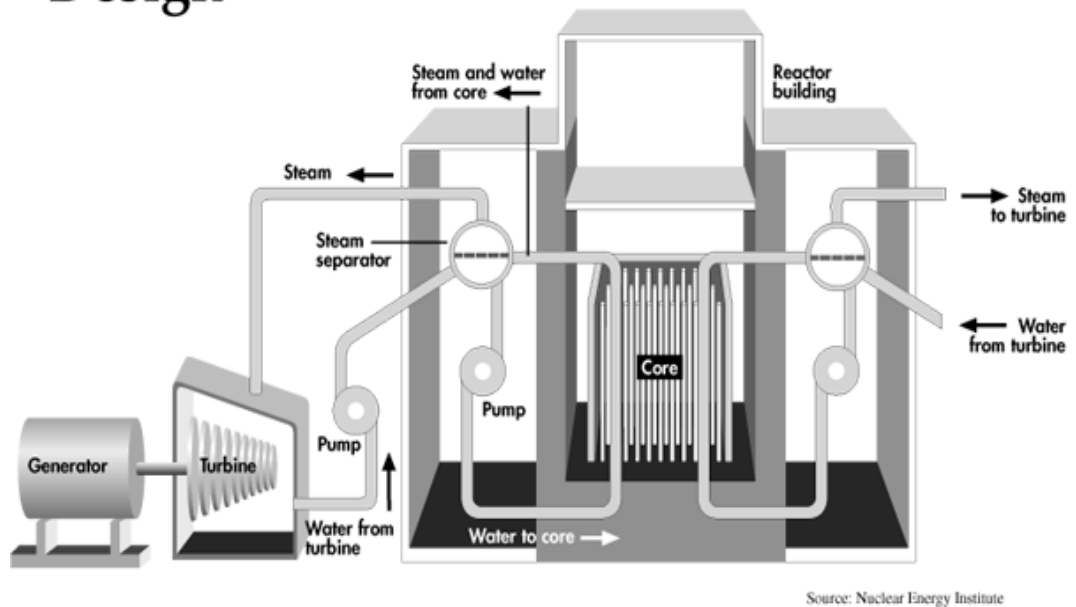


Figura 2.6-1: Esquema de funcionamento de um reator VVER [61].

- 11 reatores **RBMK**. Estes reatores são moderados com grafite e refrigerados com água leve. As barras de combustível são constituídas por pastilhas de dióxido de urânio levemente enriquecido, encapsuladas em tubos de Zircaloy. Um conjunto de 18 barras forma um elemento combustível cilíndrico. Cada elemento combustível é contido em um tubo de pressão longo cerca de 7 metros, sendo que esta característica permite a troca de combustível com o reator em operação. Cada um destes canais é refrigerado com água fervente que sai do núcleo do reator a uma temperatura de cerca 290°C. Os blocos de grafite, com função moderadora, separam os tubos em pressão. Não existe uma estrutura de contenção como nos reatores ocidentais. O reator é localizado em uma cavidade de concreto, enquanto a blindagem da parte superior do reator é a própria estrutura em aço que segura os elementos combustíveis. Uma característica importante destes reatores é a instabilidade quando operam a um nível de potência menor do que 20% da potência nominal. Esta instabilidade é devida principalmente a um coeficiente de vazios

positivo, e foi esta característica que determinou o acontecimento do acidente de Chernobyl. Uma representação do reator RBMK é ilustrada na Figura 2.6-2.

## RBMK Reactor Design



*Figura 2.6-2 Representação esquemática de um reator tipo RBMK [61].*

Existem três gerações de reatores RBMK que se diferenciam pelos sistemas de segurança introduzidos. À primeira geração pertencem os reatores construídos entre o meado dos anos setenta, os reatores de segunda geração foram construídos entre o fim dos anos setenta e o começo dos anos oitenta, e à terceira geração pertencem os reatores construídos depois de Chernobyl (Abril 1986).

Depois do incidente de Chernobyl, as principais modificações introduzidas para melhorar a segurança foram:

- ✓ Aumento do número de barras de controle manuais para melhorar a margem de reatividade de desligamento operacional;
- ✓ Introdução de 80 absorvedores adicionais no núcleo para inibir o funcionamento do reator a baixa potência;
- ✓ Aumento do enriquecimento de 1.8% até 2.4% para aumentar o número de nêutrons absorvidos;
- ✓ Novo projeto das barras de controle.

- 4 pequenos (11 MWe) reatores BWR moderados com grafite, chamdos de **EGP-6**, construídos em 1970 e localizados na Sibéria Oriental, em Bilibino, para co-geração (produção simultânea de energia térmica para aplicações industriais, e elétrica);
- Um reator rápido regenerador **BN-600**.

Os 31 reatores russos, 15 reatores a água pressurizada (9 VVER-1000 e 6 VVER-440), 15 reatores com canais moderados com grafite (11 RBMK e 4 EPG-6) e 1 reator rápido regenerador (BN-600) são operados pela empresa publica **ROSENERGOATOM** (Russian state concern for generation of electric and thermal power at nuclear power plants) a qual foi fundada em 1992 pela Agencia Federal da Energia Atômica (Rosatom) para operar e manter todas as plantas nucleares russas.

A padronização dos reatores russos em tipo e tamanho foi planejada desde o começo da era nuclear com a finalidade de facilitar o controle central, economizar e exportar a tecnologia para os países satélites mantendo o desenvolvimento da tecnologia nuclear nestes países completamente sob a influência da Rússia.

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede as 31 usinas nucleares atualmente em operação na Rússia foi de 6.4 anos [11].

Pesquisas sobre os reatores rápidos começaram na Rússia desde os anos cinqüenta. Atualmente dois reatores rápidos estão operando [52, 60]:

- O reator BN-600 na planta de Beloyarsky é um reator tipo piscina de 600 MWe, refrigerado com Na, para produção de energia. Há planos para substituir este reator pelo reator BN-800, cujas características técnicas e econômicas serão melhoradas.
- O reator experimental BOR-60 de 55 MWe, localizado em Dimitrovgrad. Este reator opera desde 1969, é de tipo circuito, utiliza combustível MOX e foi utilizado principalmente para pesquisas na área da tecnologia do Na. Este reator será substituído com o reator mais avançado BOR-60M.

Na TAB. 2.6-2 são listadas as principais características de três reatores russos para comparação: o reator VVER 440/213 de segunda geração Kola 4, o reator de tipo VVER 1000 Balakovo 4 e o reator de terceira geração dos tipos RBMK Smolensk 3.

Tabela 2.6-2: Parâmetros principais do reator Kola 4 (VVER 440/213), do reator Balakovo 4 (VVER 1000) e do reator Smolensk 3 (RBMK) atualmente em operação na Rússia [46].

	<b>Kola 4</b>	<b>Balakovo 4</b>	<b>Smolensk 3</b>
<i>Tipo</i>	VVER 440/213	VVER 1000	RBMK
<i>Criticalidade</i>	1984	1993	1989
<i>Potência elétrica</i>	411	950	925
<i>Combustível</i>	Pastilhas UO <sub>2</sub> e (inicial e recargas)=3.3% 42 tHM	Pastilhas UO <sub>2</sub> e (inicial e recargas)=3.3- 4.4% 76 tHM	Pastilhas UO <sub>2</sub> e (inicial)=1.8-2.4% e (recargas)=2.4% 192 tHM
<i>Diâmetro das pastilhas</i>	7.55 mm	7.55 mm	11.5 mm
<i>Carregamento combustível</i>		25 tHM/a	42.1 tHM/a
<i>Revestimento</i>	Zr-Nb Espessura=0.65 mm	Zr-1%Nb Espessura=0.68 mm	Zr-1%Nb Espessura=0.9 mm
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	345.5 °C	350°C	325 °C
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	1028°C	1600°C	1400 °C
<i>Elementos combustíveis</i>	349	163	1661
<i>Numero de barras por elemento</i>	126	312	18
<i>Queima media na descarga</i>	28600 MWd/t	40000 MWd/t	22200 MWd/t
<i>Densidade media de potência</i>	83.0 kWt/l	108 kWt/l	
<i>Barras de controle</i>	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C	B <sub>3</sub> C
<i>Veneno queimavel</i>	-	CrB <sub>2</sub>	-
<i>Temperatura da água refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	267/300 °C	290/322 °C	270/284 °C
<i>Pressão no primário</i>	123 bar	157 bar	69 bar
<i>Numero de circuitos de refrigeração</i>	6	4	2
<i>Vaso de pressão</i>	Aço CrMoVa, cilíndrico, 140 mm de espessura	15Ch2NFMA cilíndrico, 190 mm de espessura	Tubos Zr-2.5%Nb, 4 mm de espessura
<i>Contenção externa</i>	-	Cilindro de concreto reforçado	-
<i>Ciclo</i>	12 meses	12 meses	

### 2.6.3 Reatores nucleares da Rússia. Reatores em operação e fechados. Dados

A data de agosto de 2005, os seguintes reatores estavam em operação na Rússia:

Tabela 2.6-3: Reatores operacionais na Rússia [5, 11].

Planta	Unidades	Tipo	Potência elétrica [MWe]	Empresa operadora e proprietária da usina	Status	Conexão a rede
Balakovo	1-4	VVER 1000	950	REA	Operacional	1986-88-89-93
Beloyarsk	3	BN-600 FBR	560	REA	Operacional	1981
Bilibino	1-4	LGR	11	REA	Operacional	1974-74-75-76
Kalinin	1-3	VVER 1000	950	REA	Operacional	1985-87-2004
Kola	1-2	VVER	411	REA	Operacional	1973-75
		440/230				
Kola	3-4	VVER	411	REA	Operacional	1982-84
		440/213				
Kursk	1-4	RBMK	925	REA	Operacional	1976-79-83-85
Leningrad	1-4	RBMK	925	REA	Operacional	1973-75-79-81
Novovoronezh	3-4	VVER	385	REA	Operacional	1972-73
		440/230				
Novovoronezh	5	VVER 1000	950	REA	Operacional	1981
Smolensk	1-3	RBMK	925	REA	Operacional	1982-85-90
Volgodonsk	1	VVER 1000	950	REA	Operacional	2001
<b>Total</b>	<b>31</b>		<b>21743</b>			

LGR= refrigerado com água leve, moderado com grafite.

REA=Rosenergoatom

Atualmente é dada grande ênfase a melhoria do desempenho destes reatores para aumentar a eficiência elétrica e para diminuir as diferenças entre os reatores russos e ocidentais. Com estes objetivos focalizou-se a atenção em:

- **Aumento do fator de capacidade:** entre 1998 e 2004, o fator de capacidade médio das plantas russas passou de 56% a 76%, sendo que a eletricidade gerada cresceu de 104 TWh em 1998 para 149 TWh em 2004.
- **“Upgrading”**, ou seja, o aumento da capacidade de geração de eletricidade dos reatores existentes obtido através a instalação de equipamentos mais eficientes e acurados.
- **Extensão da vida útil** dos reatores de primeira geração. Em 2000, 8 reatores (Novovoronezh 3&4, Kursk 1&2, Kola 1&2, Leningrad 1&2) obtiveram uma extensão de licença de 15 anos, enquanto os reatores Bilibino 1&2 obtiveram um extensão de 5 anos.
- **Melhoria dos combustíveis e aumento da eficiência na utilização:** No combustível dos reatores VVER é introduzido um veneno queimável (tipicamente

gadolínio), que aumenta a duração do elemento em até 4 anos. O enriquecimento é também aumentado (de 3.77% a 4.87%), conseqüentemente aumenta a taxa de queima. Há previsões de queimar o Pu dos armamentos nucleares como MOX nestes reatores.

Nos reatores RBMK é aumentado o enriquecimento de urânio de 2.6% até 2.8% e é utilizado érbio (0.6%) como veneno queimável, aumentando, conseqüentemente, a taxa de queima. Estes reatores utilizam o urânio reciclado dos reatores VVER.

No reator BN-600 foi aumentado o período entre duas trocas sucessivas de combustível até 560 dias e há previsão de se utilizar combustível MOX.

Além dos reatores construídos para produção de Pu para os armamentos (Chelyabinsk 1-6 e Sibéria 1-5), dois reatores rápidos (BR-10 e BN-350) e quatro reatores comerciais para produção de eletricidade (Beloyarsky 1-2 e Novovoronezh 1-2) estão sendo descomissionados na Rússia. Estes últimos 4 reatores foram fechados entre 1983 e 1990 e estão sendo desmantelados. O combustível foi removido e está sendo enviado para o repositório centralizado de Zheleznogorsk (RT-2) para estocagem intermediária de 10 anos.

Na Tabela 2.6-4 são listados os reatores fechados na Rússia:

*Tabela 2.6-4: Reatores fechados na Rússia [5, 11].*

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Estágio de descomissionamento (opção)</i>
<i>Beloyarsky 1</i>	<i>RBMK</i>	<i>102</i>	<i>REA</i>	<i>1983</i>	<i>Descomisionado</i>
<i>Beloyarsky 2</i>	<i>RBMK</i>	<i>146</i>	<i>REA</i>	<i>1990</i>	<i>Descomisionado</i>
<i>Novovoronezh 1**</i>	<i>VVER-440</i>	<i>197</i>	<i>REA</i>	<i>1988</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Novovoronezh 2**</i>	<i>VVER-440</i>	<i>336</i>	<i>REA</i>	<i>1990</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Chelyabinsk 1-3*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1989</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Chelyabinsk 4-6*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1990</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Sibéria 1-2*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1990</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Sibéria 3*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1992</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Sibéria 4*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1964</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Sibéria 5*</i>	<i>LGR</i>	<i>100</i>	<i>REA</i>	<i>1965</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>BR-10</i>	<i>FBR</i>	<i>0</i>	<i>MAE</i>	<i>2002</i>	<i>Combustível e Na removidos (SAFESTORE)</i>
<b><i>BN-350</i></b>	<i>FBR</i>	<i>350</i>	<i>REA</i>	<i>1999</i>	<i>Permanentemente fechado</i>

*LGR= refrigerado com água leve, moderado com grafite.*

*\*Reatores para produção de Pu.*

*\*\*Reatores protótipos.*

## **2.6.4 Regulamentação do setor nuclear**

O Ministério de Energia Atômica (Minatom) foi criado em 1992 em substituição do Ministério Soviet (da antiga URSS). Em 2004, foi substituído pela Agência Federal de Energia Atômica (Rosatom) que depende diretamente do Presidente.

A Rosatom (Minatom) compreende:

- Rosenergoatom: que opera todas as plantas nucleares russas;
- TVEL: responsável pela produção do combustível nuclear;
- Technabexport (Tenex): responsável pelo comércio de combustível nuclear no exterior;
- Atomstroyexport: responsável pelo comércio de equipamentos no exterior.

O Comitê do Estado para Proteção Radiológica e Segurança Nuclear (Gosatomnadzor -GAN) foi criado em 1992, depende diretamente do Presidente, e tem responsabilidade de:

- Aprovar o projeto e a construção de todas as plantas nucleares;
- Licenciatar todas as plantas nucleares russas com a emissão das licenças temporárias;
- Definir as leis em tema de segurança e proteção radiológica;
- Garantir a operação segura de todas as instalações nucleares russas;
- Inspeccionar todas as plantas;
- Analisar os incidentes nucleares e implementar medidas corretivas;
- Supervisionar o transporte seguro de materiais nucleares.

“Atommas” é a principal empresa fornecedora de equipamentos nucleares. Criada em 1970, havia planos para que fornecesse oito reatores RBMK por ano, mas o incidente de Chernobyl freou os entusiasmos iniciais. Depois de ter enfrentado grandes dificuldades financeiras, em 1997, a empresa foi reestruturada e recuperou-se através de contratos com clientes estrangeiros (China, Iran).

## **2.6.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos**

O ciclo do combustível na Rússia é um ciclo fechado [5, 11, 35]. A federação Russa tem capacidades em todas as fases do ciclo do combustível. A capacidade em excesso é exportada. A maioria das tecnologias do ciclo do combustível foi originariamente desenvolvida para fins militares e as instalações foram localizadas em cidades que anteriormente eram fechadas e secretas.

- **Mineração e concentração do U:** A Rússia possui boas reservas de urânio. Cerca de 4% das reservas mundiais até US\$ 80/kg. A Rússia é o sétimo país do mundo em termo de disponibilidade de urânio, entretanto ocupa o quarto lugar em termo de produção do mineiro, com 3200 tU produzidas por ano, depois do Canadá, a Austrália e o Cazaquistão, conforme mostrado na Tabela 2.6-5. A companhia atualmente responsável pela mineração do urânio é a Priargunsky Mining Chemical Combine (PMCC). Há previsões de aumentar a capacidade de mineração até 5000-6000 tU/a na próxima década.

Tabela 2.6-5: Produção anual dos quatro maiores produtores de urânio no mundo [5, 62].

<i>Países</i>	<i>Produção anual de U em 2004</i> <i>[t]</i>
<i>Canadá</i>	<i>11597</i>
<i>Austrália</i>	<i>8982</i>
<i>Cazaquistão</i>	<i>3719</i>
<b><i>Rússia</i></b>	<b><i>3200</i></b>

- **Conversão:** Duas plantas de conversão do “yellow cake” em UF<sub>6</sub> são operadas pela Minaom em Angarsk e em Tomsk, na Sibéria. A capacidade total destas plantas é de 30000 tU/a. A capacidade em excesso é exportada.
- **Enriquecimento:** A indústria do enriquecimento na Rússia foi desenvolvida a partir dos anos 1940 para fins militares, sendo o objetivo primário o enriquecimento até 90% do U para armamentos nucleares.

A primeira planta de enriquecimento russa começou a operar em 1964 em Ekaterinburg. Mais três plantas foram construídas sucessivamente em Tomsk, Angarsk, Krasnoyarsk, todas na Sibéria. A Minatom opera estas quatro plantas cuja capacidade total é de 15000 tSWU/a e que são de propriedade da Urals Electrochemical Combines (UEC).

Originariamente, a Rússia utilizava a tecnologia da difusão gasosa que foi abandonada definitivamente em 1992. Hoje em dia, as quatro plantas utilizam centrifugas de 5<sup>a</sup>-7<sup>a</sup> geração.

As plantas de Tomsk e Angarsk são especializadas no enriquecimento do urânio reprocessado, enquanto as outras duas plantas são dedicadas ao mercado externo (30% da capacidade total é vendida no exterior). A planta de Ekaterinburg é a



maior e o grau de enriquecimento atingido nesta planta foi de 30% em  $^{235}\text{U}$  (para reatores de pesquisa e para os reatores rápidos BN). As outras enriquecem até 5%.

- **Fabricação do combustível:** Duas plantas fabricam os elementos combustíveis (pó, pastilhas, varetas) para os reatores russos: a planta Electrostal (para os reatores VVER 440, VVER 1000, BN-600, RBMK) e Novosibirsk (para reatores VVER 1000) que são operadas pela JSC TVEL (Minatom). O Zircônio para os revestimentos das barras é produzido na planta de Glazov (Ugmutia). Uma parte das pastilhas de dióxido de urânio para os reatores russos é fornecida pela planta de Ust Kamenogorsk no Cazaquistão.

A capacidade total de fabricação do combustível é de 2600 tHM/a. Combustível nuclear é vendido à Armênia, Ucrânia, Lituânia, Bulgária, República Checa, Finlândia, Eslováquia, Hungria, Alemanha, Suíça e Índia.

- **Reprocessamento:** O combustível queimado dos reatores VVER 440, BN-600 e dos reatores para propulsão naval é reprocessado na planta RT-1 em Mayak (Chelyabinsk), nos Urais, que tem uma capacidade de 400 tHM/a. Esta planta está funcionando desde 1971 utilizando o processo Purex. O urânio reciclado é utilizado como combustível nos reatores RBMK. O plutônio é estocado em forma de óxido e os rejeitos de alta atividade são vitrificados e estocados na mesma planta cuja capacidade é de 9000 t. Há planos para ampliar esta planta para reprocessar também o combustível dos reatores VVER 1000. A construção de uma segunda planta de reprocessamento para o combustível dos reatores VVER 1000, a planta RT-2 em (Zheleznogorsk) Krasnoyarsk, na Sibéria, com capacidade de 800 tHM/a foi posposta.

Uma planta piloto para fabricação do combustível MOX, utilizando o Pu do reprocessamento e dos armamentos desmantelados, está localizada também em Mayak e a construção de uma planta comercial de 60 t/a é planejada em Zheleznogorsk. O combustível MOX será utilizado no reator BN-600, no reator BN-800, que irá substituí-lo, e nos reatores VVER 1000.

- **Gestão dos rejeitos:** o plutônio e os rejeitos de alta derivados do reprocessamento são estocados na planta RT-1, cuja capacidade é de 9000 t.

O combustível dos reatores VVER 1000 é estocado na planta RT-2 (Zheleznogorsk), numa piscina com capacidade de 6000 t, aguardando pelo reprocessamento.

Não há ainda soluções para estocagem final dos rejeitos radioativos, sendo a opção mais provável aquela do repositório subterrâneo em granito na península de Kola.

## 2.6.6 Planos futuros

Depois de ter estagnado por quase uma década, a partir de 1999 o consumo de eletricidade per capita na Rússia voltou a crescer com uma taxa média de 3% ao ano [11]. A frente deste crescimento, muitas plantas nucleares hoje em operação chegarão ao final da vida útil em 2010 e a Gazprom (empresa pública de distribuição do gás natural) diminuirá o fornecimento em até 12%, obtendo mais lucro na venda do gás no mercado ocidental do que na própria Rússia.

Para enfrentar as futuras necessidades de energia elétrica da Rússia, não será suficiente somente o melhor desempenho das usinas nucleares, mas a construção de novas usinas será necessária. Os planos de crescimento energético prevêem que a contribuição da geração nuclear na matriz elétrica russa crescerá para 25% até 2020 (35 GWe).

Com esta finalidade, algumas usinas nucleares estão sendo construídas (Tabela 2.6-6) na Rússia, mas a escassez de recursos atual determinará, com certeza, muitos atrasos nos planejamentos.

Tabela 2.6-6: *Reatores nucleares de potência atualmente em construção na Rússia [5].*

<i>Unidade</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência</i>	<i>Operação*</i>
<i>Volgodonsk 2</i>	<i>VVER 1000 Modelo 320</i>	<i>950</i>	<i>2008</i>
<i>Balakovo 5</i>	<i>VVER 1000 Modelo 320</i>	<i>950</i>	<i>2010</i>
<i>Kalinin 4</i>	<i>VVER 1000 Modelo 320</i>	<i>950</i>	<i>2010</i>
<i>Beloyark 4</i>	<i>FBR BN-800</i>	<i>750</i>	<i>2010?</i>
<i>Balakovo 6</i>	<i>VVER 1000 Modelo 320</i>	<i>650</i>	<i>2011?</i>
<i>Kursk 5</i>	<i>RBMK</i>	<i>625</i>	<i>?</i>
<b>Total: 6</b>		<b>4675 MWe</b>	

*\*Começo sugerido das operações comerciais.*

O modelo V 320 é uma versão avançada do reator VVER 1000, utilizando sistemas de segurança parecidos com os padrões ocidentais.

Outros dois modelos avançados do reator VVER 1000 foram desenvolvidos:

- O modelo V 428 (ou AES 91), que já foi vendido à China e esta sendo avaliado pela Finlândia;

- O modelo V 392 (ou AES 92), que esta sendo construído na Índia e em avaliação pela China.

Atualmente a Rosatom esta desenvolvendo o projeto de reator VVER 1500/V 448 e há previsões de que as primeiras unidades serão comissionadas em 2012-13.

Além das novas unidades em construção listadas na Tabela 2.6-6 há previsões de se substituir algumas velhas unidades que logo serão fechadas. A Rosatom planeja substituir os reatores das plantas de Kursk e Leningrad, que atualmente são equipadas com reatores RBMK construídos nos anos 1970, com o reator VVER1500/V 448.

O reator BN-800 Beloyarsk 4 substituirá o reator rápido BN-600 atualmente em operação. A estratégia de longo prazo da Rosatom prevê uma progressiva substituição do atual parque de reatores nucleares por reatores rápidos, utilizando um ciclo fechado com combustível MOX. Outras unidades BN-800 são planejadas, sendo que esta política representará uma vantagem tecnológica da Rússia e abrirá a potenciais colaborações e exportações para o exterior (e. g. Japão).

O Governo Russo está atualmente avaliando a hipótese de quadruplicar o orçamento para construção do reator rápido BN-800, para começar as operações em 2011 (Energy Central Daily 28/11/05).

Os estudos sobre sistemas híbridos (ADS) estão sendo conduzidos em colaborações internacionais ou pela iniciativa de alguns institutos de pesquisa:

- Em Dubna, está sendo construído um conjunto subcrítico (SAD) como parte do projeto ISTC (International Scientific e Technological Center);
- O primeiro alvo de espalação construído no mundo foi desenvolvido pelo Instituto de Física e Engenharia de Potência (IPPE). O Complex TC-1 refrigerado com chumbo bismuto foi acoplado com um acelerador de próton de 800 MeV em Los Alamos.

## **2.6.7 A Rússia no mundo**

Os reatores projetados pelos russos, VVER e RBMK, ao longo do tempo foram exportados nos países do antigo bloco soviético. Atualmente, há 65 reatores de projeto russo:

- 9 reatores a água pressurizada de primeira geração, VVER 440/230, apresentando deficiências grave de projeto (4 na Rússia, 2 na Bulgária, 2 na Eslováquia, 1 na Armênia);

- 16 reatores de segunda geração de tipo VVER 440/213 cujos problemas mais graves foram remediados. 2 são localizados na Rússia, 4 na República Checa, 4 na Hungria, 4 na Eslováquia, 2 na Ucrânia. Outros dois reatores deste tipo foram vendidos à Finlândia, mas receberam substanciais modificações;
- 22 reatores VVER 1000 de terceira geração com estrutura de contenção;
- 13 reatores RBMK, 11 na Rússia mais 2 na Lituânia. Estes últimos dois reatores (Ignalina 1&2) são os maiores RBMK construídos no mundo;
- 4 pequenos reatores BWR moderados com grafite construídos na Sibéria em 1970.

Os modelos mais recentes do tipo VVER 1000, o modelo V428 (AES 91) e o modelo V392 (AES 92) estão sendo construídos na China e na Índia.

Desde as primeiras exportações da tecnologia nuclear, a política da Rússia foi a do fornecimento do ciclo completo do combustível nuclear, com repatriamento final do combustível queimado. Esta política será utilizada também com a venda das unidades mais modernas AES 91 e 92.

Além da tecnologia dos reatores nucleares, a Rússia, com a sétima reserva mundial de urânio e a quarta em termo de produção, exporta grandes quantidades de minério, satisfazendo 1/3 das necessidades de urânio da Europa. A Rússia exporta U minado e U militar diluído. Desde 1970, o minério é exportado até a França, Reino Unido, Alemanha, Espanha, Bélgica, enquanto as exportações para os EUA e a Coreia do Sul começaram em 1990.

Desde 1973, a Rússia exporta serviços de enriquecimento e reprocessa o combustível dos reatores VVER 440 estrangeiros.

A Minatom está promovendo, desde a última década, um programa para a estocagem temporária, o reprocessamento e o repatriamento do combustível estrangeiro para adquirir verba para expandir o programa nuclear civil russo. O problema à atuação deste programa é a lei para a proteção ambiental de 1991 que proíbe a importação do combustível queimado estrangeiro com exceção do combustível dos reatores que a Rússia ajudou a construir (Eslováquia, Bulgária, Hungria, República Checa, Ucrânia, Finlândia, Armênia, Cazaquistão).

## **2.7 Canadá**

### **2.7.1 Panorama histórico [11, 38, 40]**

A história das pesquisas científicas e do desenvolvimento da tecnologia na área da energia nuclear do Canadá é tão longa como aquela dos Estados Unidos e do Reino Unido.

Ao longo do tempo, os canadenses conseguiram desenvolver um ciclo do combustível completamente autônomo, baseado nas reservas de urânio nacionais e numa tecnologia desenvolvida autoctonia.

As pesquisas nucleares começaram no Canadá antes da Segunda Guerra Mundial, mas receberam um grande impulso com a cooperação sucessiva com os Aliados da Segunda Guerra Mundial (EUA e Inglaterra) para o desenvolvimento da bomba atômica.

Em 1942, o Conselho Nacional Canadense de Pesquisas (Canadian National Research Council) instituiu formalmente um programa de pesquisas sobre a energia atômica e em 1943 alguns cientistas canadenses, franceses e ingleses começaram a projetar e sucessivamente construir um reator de pesquisa a água pesada em Chalk River, em Ontário.

A utilização da água pesada como moderador e refrigerante iria ser a característica futura dos reatores canadenses, e a sua primeira utilização foi devida a uns acontecimentos históricos. Em 1943, as duas substâncias usadas como moderadores num sistema crítico eram grafite e água pesada. Com a invasão da França em 1941 pelos alemães, um grupo de cientistas franceses escapou para o Reino Unido com 200 kg de água pesada produzida na Noruega. Naquela época, só pequenas quantidades de água pesada estavam disponíveis e os EUA já estavam produzindo e utilizando grafite nos reatores de pesquisa. Os Aliados decidiram ue os 200 kg de água pesada fossem utilizados nas pesquisas anglo-canadenses.

Em 1945, o programa nuclear canadense começou a perder a característica militar e o McMahon Act de 1946 nos EUA limitou as trocas de informações na área nuclear. Isto impediu aos ingleses o desenvolvimento de um programa nuclear independente. Não foi assim com o Canadá. Os canadenses possuíam uma rede de excelentes instalações de pesquisas e cientistas e engenheiros preparados e treinados para desenvolver um programa atômico independente. Em 1952, foi criada a “Atomic Energy of

Canada Limited” (AECL), com responsabilidade sobre as pesquisas nucleares e a Eldorado Mining and Refining Limited (hoje Cameco Limited) para a gestão das consideráveis reservas de urânio do país.

Depois das primeiras experiências em Chalk River com a construção em 1947 do primeiro reator experimental a água pesada pressurizada (PHWR), a AECL e a Ontário Power Generation (OPG) construíram em 1955 o primeiro protótipo de reator CANDU (CANadian Deuterium Uranium Reactor) para produção de energia elétrica. Esta planta de demonstração de potência nuclear (Nuclear Power Demonstration Plant - NPD), de 22 MWe estava localizada em Rolphton (Ontário).

Um protótipo maior de 200 MW foi construído em Douglas Point (Ontário) e começou a operar em 1967. Estes dois primeiros reatores constituíram as bases tecnológicas do futuro programa nuclear canadense.

Em 1966, começou a construção da planta nuclear de Pickering na beira do Lago Ontário, perto de Toronto. Entre 1971 e 1973, quatro reatores de 515 MWe começaram a operar. Em 1974, foi decidido adicionar mais 4 unidades de 500 MWe a planta de Pickering. Estas unidades foram conectadas a rede entre 1983 e 1986.

Em 1966, a AECL junto com a concessionária de energia Quebec Hydro Power (HQ) começaram a construir um reator nuclear de 250 MWe em Gentilly, no Quebec. Este reator foi projetado como uma variante do CANDU, mas revelou-se insatisfatório. Só em 1974, na planta de Gentilly foi construída a unidade número 2 de 635 MWe, que opera desde 1983, sendo o único reator nuclear do Quebec.

Entre 1977 e 1979, começaram a operar as 4 unidades de 800 MWe da planta nuclear Bruce A em Ontário. Outras 4 unidades adicionais (Bruce B) entraram em serviço entre 1984-1987.

O parque nuclear canadense expandiu-se rapidamente, sendo que todos os reatores hoje em funcionamento foram construídos entre 1966 e os meados dos anos oitenta.

O Canadá é um país extenso, cuja população está localizada em algumas regiões longe dos depósitos de combustíveis fósseis e longe dos locais onde seria possível o aproveitamento hidroelétrico.

Conseqüentemente, as plantas nucleares canadenses são localizadas em Ontário, a região mais densamente habitada e mais industrial do Canadá.

## 2.7.2 Situação atual e tipos de reatores

A eletricidade é vital para quase todos os aspectos da economia canadense, sendo o consumo de eletricidade per capita, 17000 kWh em 2004, entre os maiores do mundo. O Canadá é o sexto país no mundo em termo de capacidade instalada com 113 GWe, atrás dos EUA, do Japão, da China, da Rússia e da Alemanha. É o segundo maior produtor de hidroeletricidade, depois dos EUA, e o sexto país no mundo em capacidade nuclear instalada, com 13 GWe. Em 2004 foram gerados 85 TWh de eletricidade por via nuclear, correspondente a 14.5% da eletricidade total gerada (602 TWh) no Canadá [5, 11], conforme mostrado na Tabela 2.7-1.

Tabela 2.7-1: Geração de eletricidade por fonte: 1970-2004 [5, 11].

	1970		1980		2004	
	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%
<i>Produção total nacional</i>	204.7		377.52		601.81	
<i>Térmica</i>	47.05	23	85.95	22.8	159.19	26
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>0.97</b>	<b>0.5</b>	<b>38.5</b>	<b>10.2</b>	<b>84.2</b>	<b>14.5</b>
<i>Hidroelétrica</i>	156.71	76.5	253.07	67	358.42	59.5

Em agosto de 2005, 18 reatores nucleares estavam operando em 5 plantas diferentes no Canadá. 16 reatores estão localizados na província de Ontário, 1 no Quebec e 1 em New Brunswick, contribuindo diferentemente para a matriz energética local, conforme mostrado na Tabela 2.7-2. Todos estes reatores são de tipo CANDU [63].

Tabela 2.7-2: Geração núcleo-elétrica nas províncias canadenses [11].

	<i>Canadá</i>	<i>Ontário</i>	<i>New Brunswick</i>	<i>Quebec</i>
<i>Numero de reatores em serviço</i>	18	16	1	1
<i>Geração núcleo elétrica [%]</i>	14.5	41	21	2.5
<i>Capacidade instalada [MW]</i>	14104	12834	635	635

- **CANDU:** Este tipo de reator foi desenvolvido pela AECL em colaboração com algumas indústrias canadenses. A chave do seu sucesso está na simplicidade, na utilização de urânio natural como combustível (UO<sub>2</sub>) e na possibilidade de recarregar o combustível sem parar o reator. Esta capacidade é obtida através da subdivisão do núcleo em tubos de pressão separados que contêm o combustível. Água pesada pressurizada, fluindo nos canais combustíveis, atua como refrigerante. O moderador é a água pesada, de baixa temperatura e pressão, ao redor dos canais.

O vaso cilíndrico que contém os tubos de pressão e o moderador é chamado de “calandria”. O núcleo dos reatores CANDU é horizontal e a máquina de carga e descarga do combustível, que opera nas extremidades do núcleo, permite a inserção de combustível “novo”. Desta maneira é possível controlar a cada instante a forma axial e radial do fluxo de nêutrons e garantir o controle da reatividade ao longo da vida do reator. O controle do reator é efetuado através da utilização de barras de controle. Do ponto de vista termohidráulico, o núcleo dos reatores CANDU é dividido em duas metades, cada uma possuindo um circuito de refrigeração independente. Esta subdivisão, mais a subdivisão do núcleo em centenas de tubos de pressão interconectados, reduz significativamente as conseqüências de um potencial LOCA (Loss-of-Coolant Accident). Uma representação esquemática do reator CANDU é mostrada na Figura 2.7-1.

A utilização de água pesada determina uma boa economia de nêutrons e proporciona taxas de queima elevadas para o combustível. Os conseqüentes custos das recargas baixos, a não necessidade de enriquecimento e a ausência do reprocessamento, fazem com que o ciclo do combustível dos reatores CANDU seja relativamente econômico. Como contra parte, a produção de água pesada é cara proporcionando um aumento dos custos capitais do reator. Os reatores CANDU possuem barras de cobalto como barras reguladoras. Devido a reação  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ , os reatores CANDU são uns dos maiores produtores de  $^{60}\text{Co}$ , que é um isótopo largamente utilizado em aplicações medicas.

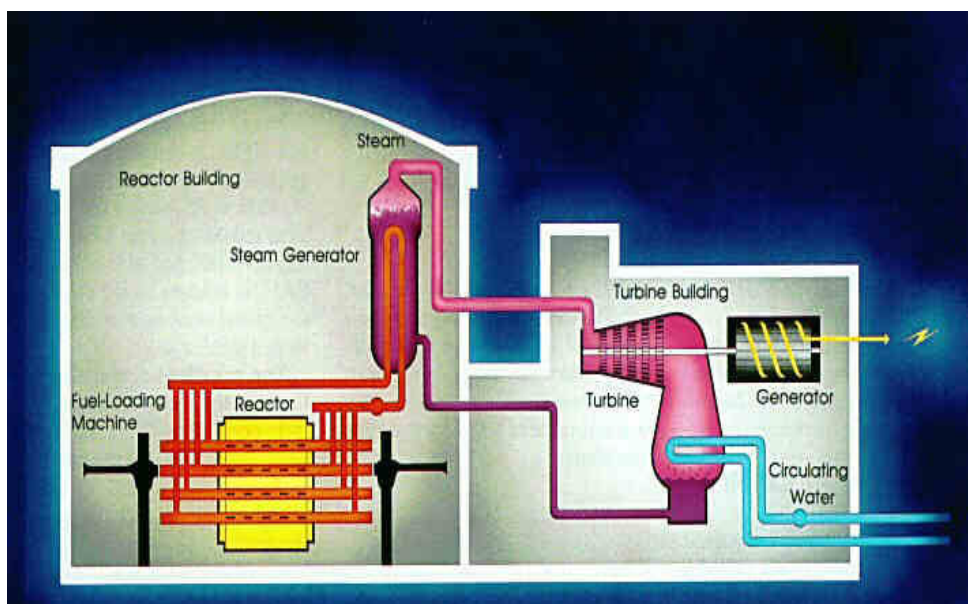


Figura 2.7-1: Representação esquemática de um reator CANDU [64].



Há dois modelos de reator CANDU em operação atualmente: o modelo CANDU-6 e o CANDU-9.

- **CANDU-6:** dois reatores CANDU-6 de 600 MWe estão atualmente operando no Canadá: Gentilly e Point Lepreau. Este modelo foi exportado com sucesso sendo licenciado para operar em muitos países (Coréia do Sul, Romênia, Índia, Paquistão, Argentina e China). No total há 10 unidades CANDU-6 em operação no mundo todo e uma em construção (na Romênia). O fator de capacidade médio destas unidades é 88%, um dos mais altos entre os diversos tipos de reatores.
- **CANDU-9:** É uma evolução de 900 MWe do modelo precedente cuja descrição mais detalhada está disponível no item 3.4.

Na Tabela 2.7-3 são listadas as características principais de dois reatores CANDU de 900 e 500 MWe, respectivamente.

*Tabela 2.7-3: Parâmetros principais dos reatores Darlington 4 de 881 MWe e Pickering 5 de 516 MWe atualmente em operação no Canadá [46].*

	<b><i>Darlington 4</i></b>	<b><i>Pickering 5</i></b>
<i>Tipo</i>	<i>CANDU</i>	<i>CANDU</i>
<i>Criticalidade</i>	<i>1993</i>	<i>1982</i>
<i>Potencia elétrica</i>	<i>881 MWe</i>	<i>516 MWe</i>
<i>Combustível</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub></i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub></i>
	<i>119 tHM</i>	<i>90.5 tHM</i>
<i>Diâmetro das pastilhas</i>	<i>12.1 mm</i>	<i>14.3 mm</i>
<i>Carregamento combustível</i>	<i>121 tHM/a</i>	<i>73 tHM/a</i>
<i>Revestimento</i>	<i>Zr-4</i>	<i>Zr-4</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>300 °C</i>	<i>315 °C</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>2000 °C</i>	<i>2000 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>6240</i>	<i>4560</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>37</i>	<i>28</i>
<i>Queima media na descarga</i>	<i>7790 MWD/tU</i>	<i>8330 MWD/tU</i>
<i>Densidade media de potência</i>	<i>18.5 kWt/l</i>	<i>15.3 kWt/l</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>Cd em aço inoxidável</i>	<i>Cd em aço inoxidável</i>
<i>Temperatura do D<sub>2</sub>O refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>265/313 °C</i>	<i>249.5/293.4 °C</i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>104 bar</i>	<i>88 bar</i>
<i>Circuitos de refrigeração</i>	<i>2</i>	<i>2</i>
<i>Vaso de pressão</i>	<i>Cilíndrico aço inoxidável</i>	<i>Cilíndrico aço inoxidável</i>
<i>Contenção externa</i>	<i>Concreto reforçado</i>	<i>Concreto reforçado</i>

- **ACR – Advanced CANDU Reactor:** é um modelo inovativo (de terceira geração) projetado a partir do reator CANDU-6. O modelo atualmente em desenvolvimento prevê uma potência de 700 MWe (ACR 700), sendo que AECL está também trabalhando numa versão maior, de 1000 MWe (ACR 1000). Maiores detalhes sobre este tipo de reator são fornecidos no § 3.4.

### 2.7.3 Reatores nucleares do Canadá. Reatores em operação e fechados. Dados

A data de agosto de 2005, os seguintes reatores estão operacionais no Canadá:

*Tabela 2.7-4: Reatores operacionais no Canadá [5].*

<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Empresa operadora e proprietária da usina</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão a rede</i>
<i>Pickering A</i>	<i>1 e 4</i>	<i>CANDU</i>	<i>515</i>	<i>OPG</i>	<i>Operacional</i>	<i>A1: 1971/2005*</i> <i>A4: 1972/2003*</i>
<i>Pickering B</i>	<i>5-8</i>	<i>CANDU</i>	<i>516</i>	<i>OPG</i>	<i>Operacional</i>	<i>1982-83-84-86</i>
<i>Bruce A</i>	<i>3 e 4</i>	<i>CANDU</i>	<i>769</i>	<i>BP</i>	<i>Operacional</i>	<i>1977/2003*</i> <i>1978/2003*</i>
<i>Bruce B</i>	<i>5-8</i>	<i>CANDU</i>	<i>785</i>	<i>BP</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984-8486-87</i>
<i>Darlington</i>	<i>1-4</i>	<i>CANDU</i>	<i>881</i>	<i>OPG</i>	<i>Operacional</i>	<i>1990-90-92-93</i>
<i>Gentilly</i>	<i>2</i>	<i>CANDU</i>	<i>635</i>	<i>HQ</i>	<i>Operacional</i>	<i>1982</i>
<i>Point Lepreau</i>	<i>1</i>	<i>CANDU</i>	<i>635</i>	<i>NBP</i>	<i>Operacional</i>	<i>1982</i>
<b>Total</b>	<b>18</b>		<b>12566</b>			

*\*Data da segunda criticalidade depois de ter sido fechado temporariamente*

*BP=Bruce Power*

*OPG=Ontário Power Generation*

*HQ=Hydro Quebec*

*NBP=New Brunswick Power*

As concessionárias de energia elétrica das províncias são responsáveis por construir, operar e manter em segurança os reatores nucleares. A Ontário Power Generation e a Bruce Power operam no Ontário, a Hydro Quebec no Quebec e a New Brunswick Power opera na homônima província. Estas desenvolveram, junto com a AECL, o projeto dos reatores nucleares que depois construíram nas respectivas províncias.

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede os 18 reatores hoje em operação no Canadá foi de 7.3 anos [11].

Em Ontário, 16 diferentes reatores estão operando em 3 plantas (Pickering, Bruce, Darlington).

Dos 4 primeiros reatores de Pickering que foram fechados temporariamente em 1997, a unidade número 4 foi conectada novamente a rede em 2003 e a unidade número 1 em 2005. Em 2005, foi decidido que seria anti-econômico submeter ao mesmo processo as unidades 2 e 3.

Em 2003, voltaram a operar também duas velhas unidades da planta de Bruce A (3 e 4). Os reatores 1 e 2 da planta Bruce A voltarão a funcionar em 2009-10, conforme anunciado pela Bruce Power em outubro de 2005.

Com esta estratégia, em vez de construir novas plantas nucleares optou-se para o mais breve processo de modernização das velhas. Os canais pressurizados para o combustível e o moderador, os geradores de vapor e, obviamente, os elementos combustíveis foram trocados e os sistemas de segurança foram melhorados para satisfazer os atuais padrões internacionais, obtendo um prolongamento da vida do reator de mais 25 anos.

Os reatores CANDU, desde o começo, foram projetados para facilmente substituir alguns equipamentos, uma vez que as condições de intenso fluxo neutrônico, as altas pressões e o elevado calor danificam rapidamente os materiais.

A única unidade atualmente em operação no Quebec é a unidade Gentilly 2 construída em 1973 e equipada com um reator CANDU-6 desenvolvido pela AECL.

O mesmo tipo de reator está equipando a única unidade em operação em New Brunswick, a unidade Point Lepreau de 635 MWe construída em 1974. Em 2005, foi decidido que também este reator, depois de ser fechado, será recarregado e reformado para operar novamente. Será o primeiro reator do tipo CANDU 6 a ser submetido a estas operações.

O fator de capacidade médio dos reatores CANDU em operação no Canadá foi de 80% em 2000, sendo que o fator de capacidade médio para todos os reatores CANDU-6 em operação no mundo foi de 88% no mesmo ano [63].

Os reatores atualmente fechados no Canadá estão listados na Tabela 2.7-5. Os dois reatores da planta de Bruce A estão temporariamente fechados, sendo que a previsão é que voltem a funcionar em 2009, depois das operações de reabastecimento.

*Tabela 2.7-5: Reatores fechados no Canadá [5, 11].*

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Estagio de descomissionamento</i>
<i>Bruce A 1</i>	<i>CANDU</i>	<i>769</i>	<i>BP*</i>	<i>1997</i>	<i>Temporariamente fechado (laid up)</i>
<i>Bruce A 2</i>	<i>CANDU</i>	<i>769</i>	<i>BP</i>	<i>1995</i>	<i>Temporariamente fechado (laid up)</i>
<i>Pickering A 2</i>	<i>CANDU</i>	<i>515</i>	<i>OPG</i>	<i>1997</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Pickering A 3</i>	<i>CANDU</i>	<i>515</i>	<i>OPG</i>	<i>1997</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Douglas Point</i>	<i>CANDU</i>	<i>206</i>	<i>OPG</i>	<i>1984</i>	<i>Permanentemente fechado. Safestore</i>
<i>Gentilly 1</i>	<i>CANDU</i>	<i>250</i>	<i>HQ</i>	<i>1977</i>	<i>Permanentemente fechado. Safestore</i>
<i>NPD</i>	<i>CANDU</i>	<i>22</i>	<i>HQ</i>	<i>1987</i>	<i>Permanentemente fechado. Safestore</i>

*BP=Bruce Power, OPG =Ontário Power Generation, HQ=Hydro Quebec*

A legislação canadense prevê que para obter a licença de operação de uma usina nuclear seja submetido às autoridades de competência um plano conceitual de descomissionamento.

Este plano tem que detalhar:

- As quantidades e os tipos de rejeitos gerados;
- A disponibilidade de depósitos para armazenamento dos rejeitos;
- Estimativa das despesas do processo de desmantelamento;
- Possível reutilização da planta.

#### **2.7.4 Regulamentação do setor nuclear**

O Governo Federal é responsável pela política energética do Canadá, mas as diversas províncias são muito independentes. As concessionárias de energia elétrica provinciais são responsáveis pela planificação, construção e operação das plantas nucleares de cada província e o Governo Federal fornece suporte e regulamenta o setor nuclear através da AECL e da Comissão Canadense de Segurança Nuclear (Canadian Nuclear Safety Commission - CNSC) que dependem diretamente do Parlamento.

AECL é responsável pelos programas de pesquisas e desenvolvimento na área nuclear e pelo projeto dos reatores CANDU no Canadá e no exterior. Empresas privadas atuam como subcontratantes da AECL.

A CNSC é responsável pela regulamentação da utilização da energia nuclear e dos materiais nucleares e do licenciamento das instalações nucleares através do Nuclear Safety and Control Act de 2000. Para emitir uma licença, a CNSC deve ter certeza de que os que fazem pedido de licenciamento:

- Justifiquem a escolha de uma dada localização;
- Detalhem o projeto e o método de construção da instalação;
- Definam como será operada a instalação;
- Protejam adequadamente o ambiente e as pessoas;
- Respeitem as legislações internacionais;
- Possuam os fundos necessários para o decomissionamento da instalação, uma vez terminado de operar.

Para a legislação canadense, uma vez obtida a licença, a empresa é a responsável principal pela segurança da instalação.

## 2.7.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos

O ciclo do combustível no Canadá é um ciclo aberto [5, 11, 35]. No ciclo do combustível dos reatores CANDU, que geralmente usam dióxido de urânio natural, a conversão em  $UF_6$  é desnecessária. O urânio é purificado e convertido em  $UO_2$  ou em  $UO_3$ . Não há enriquecimento e o combustível queimado não é reprocessado.

A indústria nuclear canadense tem capacidades em todas as fases do ciclo do combustível dos reatores CANDU.

- **Mineração e concentração do U:** O Canadá é o maior produtor de Urânio no mundo, conforme mostrado na TAB. 2.6-5. Em 2004, produziu 11597 tU (13976 t de  $U_3O_8$ ), cerca de 30% da produção total mundial. As reservas totais canadenses de urânio de baixo custo são estimadas em 509000 t de  $U_3O_8$  (432000 tU, cerca de 12% das reservas mundiais). As minas com alta concentração de urânio e a baixo custo são localizadas no norte da província de Saskatchewan (Mc Arthur River, Mc Clean Lake, Rabbit Lake, Key Lake). A mina de Mc Arthur River é a mina com a mais alta concentração de U do mundo (26%  $U_3O_8$ ).

O maior produtor de urânio é a Cameco Corporation que opera as minas de Key Lake, Rabbit Lake e Mc Arthur Lake. Cogema Resources opera a mina de Mc Clean Lake.

O Canadá consome cerca de 20% do urânio que produz.

Atualmente novas minas estão sendo exploradas em Saskatchewan e nos Territórios de Norte-oeste.

- **Conversão:** Cameco Corporation opera duas plantas de conversão de urânio em Ontário, a planta de Blind River, com capacidade de 18000 tU/a ( $UO_3$ ), e a planta de Port Hope, cuja capacidade é de 2800 tU/a ( $UO_2$ ) e 12800 tU/a ( $UF_6$ ) para o mercado externo.
- **Enriquecimento:** não consta.
- **Fabricação do combustível:** Duas companhias fabricam elementos combustíveis para os reatores CANDU no Canadá. A GE Canadá opera uma planta de produção de pastilhas de  $UO_2$  em Toronto (1300 tU/a) que são juntadas para formar elementos combustíveis na planta de Peterborough, no Ontário (1200 tU/a). “Zircatec Precision Industries” opera em Port Hope, no Ontário, uma fábrica de elementos combustíveis (1500 tU/a).
- **Reprocessamento:** não consta.

- **Gestão dos rejeitos:** Em 2002, como parte do Nuclear Fuel Waste Act, o governo canadense criou a Organização para a Gestão dos Rejeitos Radioativos (Nuclear Waste Management Organization - NWMO) para explorar e propor, junto com a AECL, opções para a estocagem dos rejeitos nucleares e para futura implementação das opções escolhidas.

Atualmente o combustível queimado é estocado em piscinas nas plantas nucleares, sendo a opção mais provável para o armazenamento definitivo deste em repositório geológico subterrâneo em Canadian Shield.

- **Produção de água pesada:** O Canadá tinha uma planta de produção de água pesada (BHWP-B) que foi fechada em 1997. Hoje em dia, a água pesada para os reatores CANDU é produzida na Argentina, na China, na Índia e na Romênia.

### 2.7.6 Planos futuros

No curto e médio prazo não há planos de construção de novas plantas nucleares embora seja reconhecido que a energia nuclear será necessária no futuro do Canadá para satisfazer a crescente demanda de energia elétrica e simultaneamente respeitar os compromissos ambientais com uma variada matriz energética.

O foco atual está no reabastecimento das usinas temporariamente fechadas, sendo que essa política evitará, por enquanto, a construção de novas plantas a combustíveis fósseis.

Em Ontário, as usinas Bruce A 1&2 serão reabastecidas e voltarão em serviço em 2009, com uma extensão da vida de 25 anos. Em New Brunswick, a unidade Point Lepreau será reabastecida em 2008 e HQ (Hydro Quebec) esta avaliando a hipótese de reabastecer a unidade Gentilly 2 em 2009.

Segundo uma recente notícia (Energy Central Daily 28/11/05), o governo do Ontário esta avaliando a hipótese de adicionar mais duas unidades CANDU 6 na planta de Darlington.

Para próxima década, há previsões de construir novas plantas nucleares que serão equipadas com reatores ACR 700 em substituição dos reatores que chegarão ao fim das suas vidas úteis.

### 2.7.7 O Canadá no mundo

Atualmente, 12 reatores CANDU estão funcionando ou estão sendo construídos no exterior, conforme mostrado na tabela seguinte.

*Tabela 2.7-6: Reatores CANDU no mundo [63].*

<i>Países</i>	<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>
<i>Argentina</i>	<i>Embalse</i>	<i>1</i>
<i>România</i>	<i>Cernavoda</i>	<i>1, 1 em construção</i>
<i>Coréia</i>	<i>Wolsong</i>	<i>4</i>
<i>China</i>	<i>Qinshan</i>	<i>2</i>
<i>Índia</i>	<i>RAPS</i>	<i>2</i>
<i>Paquistão</i>	<i>KANUPP</i>	<i>1</i>
<b><i>Total</i></b>		<b><i>11+1 em construção</i></b>

As primeiras exportações de reatores CANDU foram realizadas em 1963 pela Índia, antes que o primeiro protótipo canadense fosse terminado. As unidades RAP 1 e 2, de 200 MWe, do tipo Douglas Point foram terminadas na Índia em 1973 e 1981, respectivamente.

Em 1964, começou a construção de uma unidade de 120 MWe no Paquistão. O reator KANUPP entrou em serviço em 1972, mas o Canadá terminou a cooperação nuclear com o Paquistão não concordando com a sua política de não proliferação.

Em 1973, ambos Argentina e Coréia compraram um reator CANDU 6 de 600 MWe para as suas segundas usinas nucleares. A Coréia ordenou mais 3 unidades CANDU 6 em 1990.

Em 1979, foi assinado um contrato com a Romênia para construção de uma planta nuclear equipada com reatores CANDU 6 em Cernavoda. O primeiro reator da planta entrou em serviço em 1996, o segundo esta sendo construído.

Em 1996, a AECL entrou no mercado chinês vendendo dois reatores CANDU 6 para a Corporação Nuclear Nacional da China.

O Canadá é o maior produtor e exportador de urânio do mundo. Em 2004 produziu 11597 tU, 29% da produção total mundial [5].

## **2.8 Alemanha**

### **2.8.1 Panorama histórico [11, 38, 40]**

As pesquisas na área nuclear começaram na Alemanha em 1939, quando um grupo de cientistas, entre eles Werner Heisenber, o Otto Hahn, fundaram a Sociedade do Urânio.

A Alemanha não concentrou os seus esforços na direção dos armamentos nucleares, não acreditando na possibilidade de construir uma bomba em tão pouco tempo. Ao contrario, dirigiu as atividades no desenvolvimento de máquinas para produção de potência.

Entretanto, o número de cientistas dedicados às pesquisas era pequeno, a coordenação das atividades era pouco centralizada e o orçamento insuficiente, fazendo com que os Aliados ganhassem a corrida armamentista nuclear.

No fim das hostilidades, os Aliados proibiram qualquer atividade na área nuclear nas duas partes da Alemanha.

Em 1955, a Alemanha Ocidental renunciou oficialmente de produzir e possuir armas nucleares, e foi permitido que ela começasse pesquisas na área nuclear para fins pacíficos.

O Programa Atômico Alemão começou em 1955 com o propósito de construir reatores protótipos, de implementar o ciclo do combustível e de explorar as possibilidades para a estocagem dos rejeitos, tentando diminuir a diferencia tecnológica entre a Alemanha e as outras nações. Com este objetivo, foram assinados programas de cooperação com a França, os Estados Unidos e o Reino Unido.

Entre 1955 e 1969, muitos centros de pesquisas nucleares surgiram, sendo o maior construído em Karlsruhe. Todos foram equipados com reatores de pesquisas hoje descomissionados.

As plantas nucleares comerciais alemãs foram desenvolvidas inicialmente com a ajuda dos EUA, a parceria Siemens/Westinghouse para os PWR, a GE/AEG para os BWR.

Em 1958, a GE/AEG iniciaram a construção do primeiro reator BWR de 16 MWe em Vak Kahl.

Em 1961, foi encomendado o primeiro reator HTGR (pebble bed) de 15 MWe para a planta de Julich Avr.



Entre 1965 e 1970, foram construídos reatores de potência comerciais de 600-700 MWe, assim definitivamente preenchendo a diferença tecnológica com os outros países.

A Alemanha chegou até a receber as primeiras encomendas estrangeiras da Holanda e da Argentina e em 1972 construiu o maior reator do mundo da época, o reator Biblis A de 1200 MWe.

Em 1975, foi assinado um acordo de cooperação para o uso pacífico da energia nuclear com o Brasil. O acordo previa a construção de 8 usinas nucleares no país sul-americano e a transferência da tecnologia em todas as fases do ciclo do combustível. Num panorama mundial de grande crescimento da indústria nuclear, este acordo representou uma grande oportunidade para a Alemanha ampliar o seu mercado nuclear e o volume dos seus negócios numa área geográfica historicamente de influencia dos competidores norte americanos. Os detalhes deste acordo, que foi só parcialmente cumprido, são descritos no capítulo 4.

Na Alemanha Oriental, a tecnologia nuclear para produção de energia elétrica começou com o auxílio da União Soviética.

O primeiro reator comercial da Alemanha oriental foi um reator VVER de tipo soviético de 70 MWe, na planta de Rheinsberg, conectado a rede em 1966 (e fechado em 1990).

As plantas nucleares de potência sucessivamente construídas eram de tipo VVER 440, modelos 230 (Greifswald 1-4) e 213 (Greifswald 5).

Com a unificação da Alemanha em 1990, surgiu o problema da segurança destas instalações nucleares, sendo que, por razões econômicas e técnicas, foi decidido fechar as usinas existentes em vez que melhorá-las e de interromper a construção das unidades 6, 7 e 8 em Greifswald (VVER 440/213) e da unidade VVER 1000 de Stendal.

Na Alemanha, ao longo do tempo, foram construídos dois protótipos de reatores avançados: o reator THTR 300, que operou com sucesso de 1985 até 1988 e foi fechado por razões políticas, e o reator rápido regenerador SNR 30, que foi construído, mas nunca operou.

O programa nuclear alemão, embora tivesse sido coroado com muitos sucessos, desde o começo foi obrigado a enfrentar uma oposição firme e determinada. A construção e o licenciamento das plantas nucleares de potência experimentou muitos atrasos e, hoje em dia, a construção de novas usinas nucleares para produção de eletricidade é proibida por lei (1998).

## 2.8.2 Situação atual e tipos de reatores

A capacidade nuclear total instalada na Alemanha é de 23.4 GWe e, em 2004, foram gerados 157 TWh de eletricidade, correspondente a 28% da eletricidade total gerada (560 TWh), ou seja cerca de um terço da eletricidade total gerada [5, 11, 65]. Esta contribuição na matriz elétrica alemã é mais o menos constante desde 1985 sendo destinada a decrescer nas próximas duas décadas devido à decisão política de concluir qualquer programa nuclear.

Tabela 2.8-1: Geração de eletricidade por fonte: 1970-2004 [5, 11, 65].

	1970		%	1980		%	2004	
	TWh			TWh			TWh	
	Oeste	Leste		Oeste	Leste			
<i>Produção total nacional</i>	237.7	67.7		365	98.8		561.55	100.0
<i>Fóssil</i>	218.8	65.9	92(97.3)	305.06	85.26	83(86)	348.96	62
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>2.7</b>	<b>0.5</b>	<b>1.2(0.7)</b>	<b>43.7</b>	<b>11.89</b>	<b>12(12)</b>	<b>157</b>	<b>28</b>
<i>Hidroelétrica</i>	16.2	1.3	6.8(2)	17.13	1.66	5(2)	20.79	3.7
<i>Eólica</i>	-	-		-	-		25	4.5
<i>Outras (geotérmica solar biomassa)</i>	-	-		-	-		9.8	1.8

Em agosto de 2005, 17 reatores nucleares estavam em operação operando na Alemanha, 6 BWR mais 11 PWR, conforme mostrado na TAB. 2.8-3.

Desde o início, na Alemanha foram conduzidas pesquisas sobre outros tipos de reatores:

- **Reatores refrigerados a gás:** o primeiro reator experimental a gás foi construído em 1966 na Bavária. O reator KKN, moderado com água pesada e refrigerado com CO<sub>2</sub> em tubos em pressão (HWGCR), operou desde 1972 até 1974.

Em 1961, foi construído em Julich o reator AVR de 15 MWe moderado a grafite e refrigerado com Helio, de tipo “pebble bed”. As partículas de combustível (100000 partículas de UO<sub>2</sub>/ThO<sub>2</sub>) podiam ser carregadas e descarregadas durante a operação do reator.

Depois da bem sucedida operação deste reator de teste, em 1972 começou a construção de um reator protótipo “pebble bed” (650000 partículas): o reator THTR 300 que operou até 1988.

Estes três reatores estão sendo descomissionados.

- **Reatores a água pesada:** o reator MZFR, refrigerado e moderado com água pesada pressurizada operou de 1965 até 1984. O reator, de 52 MWe, foi construído para adquirir experiência sobre este tipo de reatores e para testes de materiais e elementos combustíveis.
- **Reatores rápidos:** o reator rápido regenerador de 17 MWe Kompakt KNK II, construído pela Siemens, era refrigerado com Na e operou de 1977 até 1991.

Na TAB. 2.8-2 são listadas as características principais dos dois reatores da planta de Isar, um BWR e um PWR Convoy, respectivamente.

*Tabela 2.8-2: Parâmetros principais dos reatores KKI 1 e 2 da planta de Isar, na Alemanha [46].*

	<b>Isar 1</b>	<b>Isar 2</b>
<i>Tipo</i>	<i>BWR</i>	<i>PWR Convoy</i>
<i>Criticalidade</i>	<i>1977</i>	<i>1988</i>
<i>Potência elétrica</i>	<i>870 MWe</i>	<i>1330 MWe</i>
<i>Combustível</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub> e inicial=1.94 e recargas=2.7/2.8/3.0</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub>, MOX e inicial=2.49 e recargas=3.6</i>
<i>Diâmetro das pastilhas</i>	<i>103.7 tHM</i>	<i>103 tHM</i>
<i>Carregamento combustível</i>	<i>8.2 mm</i>	<i>8.05 mm</i>
<i>Revestimento</i>	<i>21 tHM/a</i>	<i>21.5/23.5 tHM/a</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>Zr-2</i>	<i>Zr-4</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>380 °C</i>	<i>348.5 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>1700 °C</i>	<i>1748.3 °C</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>592</i>	<i>193</i>
<i>Queima media na descarga</i>	<i>62</i>	<i>300</i>
<i>Densidade media de potência</i>	<i>45000 MWd/t</i>	<i>43000 MWd/t</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>50.4 kWt/l</i>	<i>93.2 kWt/l</i>
<i>Veneno queimavel</i>	<i>B<sub>4</sub>C</i>	<i>Ag/In/Cd</i>
<i>Temperatura da H<sub>2</sub>O refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub></i>	<i>Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub></i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>215/286 °C</i>	<i>291.8/327.4 °C</i>
<i>Numero de circuitos de refrigeração</i>	<i>68.7 bar</i>	<i>155 bar</i>
<i>Vaso de pressão</i>	<i>4</i>	<i>Cilíndrico 20MnMoNi55</i>
<i>Contenção externa</i>	<i>Cilíndrico ASTM A 508 Cl2 (143 mm)</i>	<i>(250 mm)</i>
<i>Ciclo</i>	<i>Aço</i>	<i>Aço</i>
	<i>11 meses</i>	<i>12 meses</i>

### 2.8.3 Reatores nucleares da Alemanha. Reatores em operação e fechados. Dados

Hoje em dia os seguintes reatores estão operacionais na Alemanha:

Tabela 2.8-1: Reatores operacionais na Alemanha [5].

<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Empresa operadora da usina*</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão a rede</i>	<i>Data prevista de fechamento</i>
<i>Biblis (KWB)</i>	<i>A e B</i>	<i>PWR</i>	<i>1167, 1240</i>	<i>RWE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1974, 76</i>	<i>2007-09</i>
<i>Neckarwestheim (GKN)</i>	<i>1 e 2</i>	<i>PWR</i>	<i>785, 1269</i>	<i>GKN</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976, 89</i>	<i>2008-21</i>
<i>Brunsbüttel (KKB)</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>771</i>	<i>KKB</i>	<i>Operacional</i>	<i>1976</i>	<i>2009</i>
<i>Unterweser (KKU)</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1345</i>	<i>E.ON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1978</i>	<i>2011</i>
<i>Isar (KKI -1)</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>878</i>	<i>E.ON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1977</i>	<i>2011</i>
<i>Isar (KKI -2)</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1400</i>	<i>E.ON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1988</i>	<i>2020</i>
<i>Phillipsburg (KKP -1)</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>890</i>	<i>EnBW</i>	<i>Operacional</i>	<i>1979</i>	<i>2011</i>
<i>Phillipsburg (KKP -2)</i>	<i>2</i>	<i>PWR</i>	<i>1392</i>	<i>EnBW</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984</i>	<i>2017</i>
<i>Grafenrheinfeld (KKG)</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1275</i>	<i>E.ON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1991</i>	<i>2014</i>
<i>Krummel (KKK)</i>	<i>1</i>	<i>BWR</i>	<i>1260</i>	<i>KKK</i>	<i>Operacional</i>	<i>1983</i>	<i>2016</i>
<i>Gundremmingen (KRB)</i>	<i>B e C</i>	<i>BWR</i>	<i>1284, 1288</i>	<i>KGB</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984</i>	<i>2016-17</i>
<i>Grohnde (KWG)</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1360</i>	<i>KWG</i>	<i>Operacional</i>	<i>1984</i>	<i>2017</i>
<i>Brokdorf (KBR)</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1370</i>	<i>E.ON</i>	<i>Operacional</i>	<i>1986</i>	<i>2018</i>
<i>Emsland (KKe)</i>	<i>1</i>	<i>PWR</i>	<i>1329</i>	<i>KLE</i>	<i>Operacional</i>	<i>1988</i>	<i>2020</i>
<b>Total</b>	<b>17</b>		<b>20303</b>				

\*RWE=RWE NUKEM Group  
 GKN=Kernkraftwerk Neckarwestheim  
 KKB=Kernkraftwerk Brunsbüttel  
 E.ON=Eon Energy  
 EnBW= Energie Baden-Württemberg  
 KKK=Kernkraftwer Krummel  
 KWG=Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde  
 KLE= Kernkraftwer Emsland

A maioria das usinas é de grande porte (1200 MWe) e o último reator construído começou a operar em 1989 (GKN-2). Todos estes reatores foram construídos pela Siemens-KWU, que hoje forma, junto com a Framatome, a Framatome ANP (Advanced Nuclear Power). A Siemens-KWU desenvolveu o projeto de todos os reatores até culminar com o projeto padronizado de reatores PWR “convoy” de 1300 MWe. Só quatro unidades deste tipo foram construídas (Isar-2, Neckarweistheim-2, Emsland, na Alemanha e Angra II no Brasil).

Ao contrario da França, onde o setor elétrico é controlado por uma empresa estatal (EdF), a Alemanha possui inúmeras concessionárias de energia elétrica de diversos tamanhos e funções (operadoras, produtoras e distribuidoras). Onze concessionárias privadas possuem e operam a maior parte da capacidade geradora da Alemanha, incluindo

todas as plantas nucleares de potência [38]. Nenhuma concessionária opera exclusivamente usinas nucleares, todas baseando-se na diversificação energética.

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede os 17 reatores hoje em operação na Alemanha foi de 6.6 anos [11].

A capacidade instalada na Alemanha cresceu ao longo do tempo embora nenhuma nova unidade tenha sido encomendada desde 1982. Em 2004, a capacidade nuclear instalada foi de 23.4 GWe, 5% a mais que em 1999. Este resultado foi realizado através do aumento da potência térmica dos reatores (KKP 2, KKV), ou através da otimização das turbinas (KKE, KKI 1, KKI 2). Há planos para aumentar a potência térmica de outras plantas nucleares.

O debate sobre a necessidade da geração núcleo-elétrica começou na Alemanha após o acidente de Chernobyl em 1986. Uma primeira resolução contra a energia nuclear foi entregue ao Governo Federal no mesmo ano pelo Partido Democrático Socialista (SDP). Em 1998, o SDP ganhou as eleições e a decisão de excluir a energia nuclear para geração de eletricidade foi ratificada com uma emenda a Lei da Energia Atômica em 2001. Em 2002, esta emenda se tornou operativa, proibindo a construção de outras plantas nucleares e limitando a vida útil das existentes à 32 anos. As datas do provável “shut down” dos reatores hoje em operação estão listadas na TAB. 2.8-1.

Com a unificação da Alemanha em 1990 foi decidido fechar todos os reatores da Alemanha Oriental baseados em projetos soviéticos. Dos 5 reatores da planta de Greifswald fechados em 1990, o reator KGR 5, que atingiu criticalidade em 1989, nunca operou comercialmente.

Estes 5, mais outros 14 reatores estão sendo descomissionados na Alemanha, conforme mostrado na TAB. 2.8-2.

O desmantelamento das plantas nucleares na Alemanha é responsabilidade da concessionária operadora da planta.

Tabela 2.8-2: Reatores fechados na Alemanha [5, 11].

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Estágio de descomissionamento (opção)</i>
<i>AVR Juelich (AVR)</i>	<i>HTGR</i>	<i>13</i>	<i>AVR</i>	<i>1988</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>THTR 300</i>	<i>HTGR</i>	<i>296</i>	<i>HKG</i>	<i>1988</i>	<i>Nível 1, Limpeza da planta</i>
<i>Niederaichbach (KMK)</i>	<i>HWGCR</i>	<i>100</i>	<i>FZK</i>	<i>1974</i>	<i>Sítio liberado</i>
<i>KNK II</i>	<i>FBR</i>	<i>17</i>	<i>FZK</i>	<i>1991</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>MZFR</i>	<i>PHWR</i>	<i>52</i>	<i>FZK</i>	<i>1984</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio entre 2009</i>
<i>Greifswald (KGR 1-5)</i>	<i>VVER (230 e 213)</i>	<i>440</i>	<i>EWN</i>	<i>1990</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio (Liberação imediata do sítio)</i>
<i>Gundremmingen A (KRB a)</i>	<i>BWR</i>	<i>237</i>	<i>KGB</i>	<i>1977</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio</i>
<i>HDR</i>	<i>BWR</i>	<i>23</i>	<i>FZK</i>	<i>1971</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio</i>
<i>Grosswelzheim Lingen (KWL)</i>	<i>BWR</i>	<i>240</i>	<i>KWL</i>	<i>1977</i>	<i>Cuidados e manutenção (Safestor)</i>
<i>Vak Kahl</i>	<i>BWR</i>	<i>15</i>	<i>VAK</i>	<i>1985</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio</i>
<i>Wuergassen (KWW)</i>	<i>BWR</i>	<i>640</i>	<i>E.ON</i>	<i>1994</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Muelheim (KMK)</i>	<i>PWR</i>	<i>1219</i>	<i>RWE</i>	<i>1988</i>	<i>Nível 2, desmantelamento começado em 2004, lavará 10 anos para release</i>
<i>Rheinsberg (KKR)</i>	<i>PWR</i>	<i>62</i>	<i>EWN</i>	<i>1990</i>	<i>Nível 3, demolição e limpeza do sítio (Early site release)</i>
<i>Obrigheim (KWO)</i>	<i>PWR</i>	<i>340</i>	<i>KWO</i>	<i>2004</i>	<i>Permanentemente fechado</i>
<i>Stade (KKS)</i>	<i>PWR</i>	<i>640</i>	<i>E.ON</i>	<i>2003</i>	<i>Permanentemente fechado</i>

O desmantelamento do reator HWGCR da planta de Niederaichbach demonstrou pela primeira vez na Europa como um reator nuclear pode ser completamente descomissionado sem prejuízo para as pessoas e o meio ambiente e a planta convertida em uma área verde.

## 2.8.4 Regulamentação do setor nuclear

A Lei da Energia Atômica de 1959, promulgada logo depois que a Alemanha Ocidental abriu as mãos da qualquer atividade para adquirir armamentos nucleares, representa hoje em dia a legislação de referencia em termo de segurança e licenciamento das plantas nucleares. Antes de 1990, ela tinha validade só na Alemanha Ocidental.

A execução das leis federais é responsabilidade de cada estado federal, consequentemente o processo de licenciamento das instalações é individual e submetido a autoridades locais.

O Ministério Federal do Meio Ambiente (BMU) [66], auxiliado pelo Escritório Federal de Proteção da Radiação (Federal Office of Radiation Protection - BfS) [67], atua como supervisor das atividades de licenciamento conduzidas pelas autoridades locais (Lander).

O BfS é a autoridade legal responsável pelo decomissionamento das plantas e pelos rejeitos nucleares. A responsabilidade operativa é das concessionárias que operam as plantas.

Os últimos três reatores que começaram a operar na Alemanha, os reatores Isar 2 (1988, 1400 MWe), Emsland (1988, 1329 MWe) e Neckarwestheim 2 (1989, 1269 MWe) marcaram o começo de um novo sistema de licenciamento padronizado (sistema “convoy”) em substituição do velho sistema que requeria aprovação individual para cada planta.

Em 1998, a coalizão de governo formada pelo partido social democrático e pelo partido verde mudaram a lei com o objetivo de cancelar a opção nuclear da matriz energética alemã. Este processo foi discutido com as empresas concessionárias de energia e, embora o partido verde desejasse o fechamento imediato de todas as usinas nucleares, em 2000 chegou-se a um acordo. Foi concordada uma limitação da vida útil para as usinas nucleares e foi concedida a conclusão dos contratos para o reprocessamento do combustível que a Alemanha tinha assinado com a França e o Reino Unido.

A sucessiva emenda de 2002 da Lei da Energia Atômica proibiu o licenciamento de qualquer planta nuclear, de qualquer instalação para o reprocessamento do combustível e limitou a vida útil das plantas em 32 anos.

### **2.8.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos**

Na Alemanha foram construídas, ao longo do tempo, todas as instalações necessárias para um ciclo fechado do combustível nuclear [5, 11, 35].

Hoje em dia, sendo proibida a construção de novas usinas nucleares e o reprocessamento do combustível, o ciclo do combustível é aberto.

Todas as fases do ciclo do combustível são gerenciadas por empresas particulares, o Governo Federal tem responsabilidade sobre os repositórios dos rejeitos radioativos.

- **Mineração e concentração do U:** Nenhuma atividade de mineração foi conduzida na Alemanha desde o descomissionamento da mina de Wismut, na Alemanha Oriental (que fornecia U também para a União Soviética) e da mina de Ellweiler, na Alemanha Ocidental.

Todo o U necessário para as usinas alemã (3800 tU/a) é hoje importado do Canadá, Austrália e Rússia.

- **Conversão:** nenhuma.
- **Enriquecimento:** a planta de enriquecimento por centrifugação da Urenco, em Gronau, opera desde 1985 e tem uma capacidade de 1800 tSWU/a. A demanda anual na Alemanha é de 2200 tSWU, sendo a diferença fornecida pela Rússia.
- **Fabricação do combustível:** A Framatome ANP opera uma planta para combustível LWR em Lingen (650 tU/a). Treze reatores alemães são projetados para utilizar combustível MOX, utilizando o Pu reciclado do combustível queimado. Uma planta para fabricação de combustível MOX foi construída em Hanau mas nunca foi licenciada por problemas políticos e está sendo hoje desmantelada.
- **Reprocessamento:** Nenhum. Uma planta de reprocessamento tinha sido construída em Wackersdorf, mas foi abandonada em 1988 e está sendo, hoje em dia, desmantelada. As concessionárias alemãs reprocessavam o combustível queimado nas plantas da COGEMA (França) e nas plantas da BNFL (RU). Os rejeitos do reprocessamento eram devolvidos à Alemanha para estocagem e o Pu era utilizado para fabricação de combustível MOX.

A coalizão de governo de 1998 promulgou uma lei que virou operativa em 2002, proibindo, a partir de 2005, qualquer atividade de reprocessamento na Alemanha e do combustível alemão em países estrangeiros.

- **Gestão dos rejeitos:** A política do governo é a da estocagem direta do combustível, sem reprocessamento. Três repositórios interinos estão atualmente operando: o repositório de Ahaus para o combustível queimado (3960 tHM), o repositório de Gorleben para o combustível queimado e para os rejeitos vitrificados do reprocessamento (3800 tHM) e o repositório de Zwischenlager para o combustível queimado do decomissionamento das plantas de Greiswald e Rheinsberg da Alemanha Oriental (560 tHM).

De acordo com a legislação atual, outros repositórios temporários para os rejeitos deverão ser construídos nas proximidades das plantas, até que um repositório final seja comissionado (segundo os planos entre 2030).

Em Gorleben foi construída uma planta para condicionamento dos rejeitos que até hoje recebeu só um licenciamento parcial.



### **2.8.6 Planos futuros**

Entre 2020 todas as plantas nucleares alemãs serão fechadas e a geração núcleo elétrica será excluída da Alemanha, conforme previsto pela lei.

O Governo Federal não suporta pesquisas e atividades na área de reatores novos e avançados mas em aspectos relacionados com o problema da segurança das instalações e dos rejeitos.

As concessionárias alemãs suportam a Framatome ANP no desenvolvimento do projeto de dois reatores evolucionários: o EPR (European Pressurized Reactor) e o SWR 1000 (BWR avançado).

Alguns centros de pesquisa (FZK, FZJ, FZR, GRS) desenvolvem atividades de pesquisa sobre as aplicações do ADS no back-end do ciclo do combustível através do IP EUROTRANS (EUROpean Research Programme for the TRANSmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System).

## **2.9 Japão**

### **2.9.1 Panorama histórico [11, 38, 40]**

O Japão foi a única nação no mundo que sofreu a devastação provocada por uma explosão atômica, mas logo abraçou as poderosas possibilidades oferecidas da utilização pacífica da energia nuclear.

As pesquisas na área nuclear começaram em 1955 quando a Lei Básica da Energia Atômica, através de um substancial financiamento, estimulou o desenvolvimento das aplicações pacíficas da energia nuclear.

Nesta época, foram criadas muitas organizações como o Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) e o Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), que atualmente constituem a Agência Japonesa de Energia Atômica (Japan Atomic Energy Agency - JAEA) [68].

O primeiro reator comercial japonês foi importado do RU. O reator Tokai 1 era do tipo Magnox, de 160 MWe, e operou de 1966 até 1998.

Depois desta unidade ter sido completada, foram construídos reatores do tipo LWR (PWR e BWR) inicialmente fornecidos por fornecedores norte-americanos (GE e Westinghouse). Entre o fim dos anos setenta a indústria nuclear japonesa tinha adquirido experiência suficiente para desenvolver programas domésticos autônomos, e até para exportar reatores para o restante da Ásia.

Os primeiros reatores construídos tinham fatores de capacidade muito baixos (46% entre 1975-77) devido aos inúmeros problemas de confiabilidade (reliability) que determinavam longas paradas das operações. Em 1975, o Governo lançou um grande programa, em três fases, de Melhoramento e Padronização (Improvements & Standardization Program) dos reatores LWR a ser completado até 1985. Na primeira e segunda fase, previa-se a modificação dos projetos dos reatores PWR e BWR existentes com o fim de melhorar o desempenho destes. Na terceira fase, o programa foi dedicado ao aumento da potência dos reatores de 1300-1400 MWe introduzindo modificações profundas nos projetos (Advanced BWR e PWR – ABWR e APWR).

Desde os anos 1970, 29 BWR (incluindo 3 ABWR) e 23 PWR foram construídos e começaram a operar.

Em 1970, foi construído em Fugen o protótipo de um Reator Avançado Térmico (Advanced Thermal Reactor - ATR) moderado com água pesada e refrigerado

com água leve em tubo em pressão. Foi o primeiro reator no mundo a utilizar um núcleo carregado unicamente com combustível MOX. Este reator de 148 MWe operou até 2003.

O Japão é um país com escassez de recursos naturais e cuja dependência da importação de combustíveis fósseis sempre foi muito forte. Com a crise do petróleo em 1973 e as graves conseqüências que o Japão sofreu, os programas energéticos nacionais começaram a priorizar a necessidade de reduzir a dependência energética e grande impulso foi dado à geração núcleo elétrica.

## 2.9.2 Situação atual e tipos de reatores

Japão abraçou a utilização pacífica da energia nuclear para fornecer uma grande parcela da geração elétrica.

O desenvolvimento da política nuclear japonesa começou com a crise do petróleo em 1973 e foi confirmado com o recente programa de 2001 que enfatiza o papel da energia nuclear para reduzir as emissões de dióxido de carbono, em conformidade com o Protocolo de Kyoto.

O plano energético de 10 anos emitido em 2001 prevê um aumento da geração núcleo elétrica em 30% (14 GWe) com mais 9-12 unidades em operação até 2011.

Hoje em dia 55, reatores nucleares totalizam uma capacidade instalada de 47.7 GWe, 2 reatores estão sendo construídos (2.2 GWe) e 10 reatores são planejados (13.5 GWe).

Em 2004, foram geradas 270 TWh de eletricidade, correspondente a 26% da eletricidade total gerada (1017 TWh), ou seja cerca de um terço da eletricidade total gerada [5, 11, 65].

Tabela 2.9-1: Geração de eletricidade por fonte: 1970-2004 [5, 11, 65].

	1970		1980		2004	
	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%	<i>TWh</i>	%
<i>Produção total nacional</i>	132	100.0	577.5	100.0	1017.6	100.0
<i>Térmica</i>	47	36	401.7	69.5	615.3	60.5
<b><i>Nuclear</i></b>	<b>4.6</b>	<b>3.4</b>	<b>82.6</b>	<b>14.3</b>	<b>270.2</b>	<b>26.5</b>
<i>Hidroelétrica</i>	80.1	60.4	92.1	16	104.3	10.3
<i>Geotérmica, eólica, solar</i>	0.24	0.2	1.09	0.2	27.8	2.7

Em agosto 2005, 55 reatores nucleares estavam operando no Japão, 29 BWR, 3 ABWR e 23 PWR, conforme mostrado na TAB. 2.9-3.

O desenvolvimento dos reatores a água leve começou no Japão com o auxílio da indústria norte americana: a Westinghose para os PWR e a GE para os BWR. Hoje em

dia, a indústria nuclear japonês (Toshiba, Hitachi, Mitsubishi Heavy Industries) é completamente independente.

O programa de padronização dos reatores para melhorar o desempenho começou em 1975 com o desenvolvimento de reatores a água leve avançados: ABWR e APWR. Estes dois tipos de reatores são reatores evolucionários de geração III.

- **ABWR:** O projeto dos reatores ABWR foi desenvolvido por um consórcio entre Toshiba, Hitachi e GE. O projeto destes reatores, mas também dos reatores APWR, é caracterizado por uma redução dos custos de construção através do princípio da padronização, utilização de sistemas de segurança passivos, aumento do ciclo do combustível até 18-24 meses e uma diminuição dos tempos de recargas aumentando o fator de capacidade em até 87%.

Atualmente, há três unidades ABWR em operação (Kashiwazaki-Kariva 6 e 7 e Hamaoka 5), 1 está sendo construída (Shimane 3) e 7 unidades são planejadas, conforme será mostrado nas Tabela 2.9-5 e 2.9-6 do item 2.9.6. O reator Ohma, em Aomori, que será comissionado provavelmente em 2012, será, depois do reator ATR, o segundo reator japonês a ter um núcleo carregado somente com combustível MOX.

- **APWR:** O projeto dos reatores APWR está sendo desenvolvido pela Mitsubishi junto com a Westinghouse.

Outros tipos de reatores foram pesquisados no Japão:

- **Reatores rápidos:** O primeiro reator rápido experimental foi o reator Joyo cuja operação bem sucedida começou em 1977. Este reator é até hoje utilizado para teste de combustíveis avançados e materiais.

O reator Monju de 714 MWth/280 MWe é um reator rápido de tipo “circuito” carregado com combustível MOX, refrigerado com Na, com três circuitos primários de refrigeração. Operou dois anos, entre 1994-95, e foi fechado temporariamente por um vazamento do Na do circuito secundário. Em Maio de 2005, a Corte Suprema Japonesa deu luz verde para a “reabertura” do reator. Há planos para que ele volte a funcionar novamente em 2008 [52].

- **HTTR:** em 1998, foi construído o protótipo de um reator a alta temperatura, refrigerado com He e moderado com grafite. Este reator de teste (HTTR) tem uma potencia de 30 MWt e atinge temperaturas de até 950 °C, permitindo aplicações industriais. Foi utilizado para produção de hidrogênio por via termoquímica.

Na TAB. 2.9-2 são listadas as características principais de dois reatores da planta de Kashiwazaki-Kariwa: a unidade 1 BWR e a unidade 1 ABWR de 1097 e 1315 MWe respectivamente.

*Tabela 2.9-2: Parâmetros principais dos reatores Kashiwazaki-Kariwa 1 e 7 atualmente em operação no Japão [46].*

	<i>Kashiwazaki-Kariwa 1</i>	<i>Kashiwazaki-Kariwa 7</i>
<i>Tipo</i>	<i>BWR</i>	<i>ABWR</i>
<i>Criticalidade</i>	<i>1984</i>	<i>1996</i>
<i>Potencia elétrica</i>	<i>1067 MWe</i>	<i>1315 MWe</i>
<i>Combustível</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub> e inicial=2.2% e recargas=3.4%</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub> e inicial=2.6% e recargas=3.5%</i>
<i>Diâmetro das pastilhas</i>	<i>132 tHM</i>	<i>150 tHM</i>
<i>Carregamento combustível</i>	<i>10.4 mm</i>	<i>10.4 mm</i>
<i>Revestimento</i>	<i>24 tHM/a</i>	<i>29 tHM/a</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>Zr 2</i>	<i>Zr 2</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>310 °C</i>	<i>310 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>1740 °C</i>	<i>1790 °C</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>764</i>	<i>872</i>
<i>Queima media na descarga</i>	<i>60</i>	<i>60</i>
<i>Densidade media de potencia</i>	<i>39500 MWd/t</i>	<i>39500 MWd/t</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>50 kWt/l</i>	<i>50.6 kWt/l</i>
<i>Veneno queimavel</i>	<i>B<sub>4</sub>C, Hf</i>	<i>B<sub>4</sub>C, Hf</i>
<i>Temperatura da H<sub>2</sub>O refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub></i>	<i>Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub></i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>216/286 °C</i>	<i>216/287 °C</i>
<i>Numero de circuitos de refrigeração</i>	<i>69.3 bar</i>	<i>71.7 bar</i>
<i>Vaso de pressão</i>	<i>2</i>	<i>-</i>
<i>Edifício de contenção</i>	<i>Cilindrico JISG 3120 7SQV 2<sup>a</sup> 157 mm</i>	<i>Cilindrico, aço inoxidável 170 mm</i>
<i>Ciclo</i>	<i>Concreto reforçado Pressure suppression 13 meses 90 dias para recarregar</i>	<i>Concreto reforçado Pressure suppression 18 meses 43 dias para recarregar</i>

### 2.9.3 Reatores nucleares do Japão. Reatores em operação e fechados. Dados

Hoje em dia os seguintes reatores estão operacionais no Japão:

Tabela 2.9-3: Reatores operacionais no Japão [5].

<i>Planta</i>	<i>Unidades</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica [MWe]</i>	<i>Empresa operadora e proprietária da usina</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão a rede</i>
<i>Fukushima I</i>	1	BWR	439	TEPCO	Operacional	1971
<i>Fukushima I</i>	2-6	BWR	760	TEPCO	Operacional	1974-76-78-78-79
<i>Fukushima II</i>	1-4	BWR	1067	TEPCO	Operacional	1982-84-85-87
<i>Genkai</i>	1-2	PWR	529	Kyushu	Operacional	1975-81
<i>Genkai</i>	3-4	PWR	1127	Kyushu	Operacional	1994-97
<i>Hamaoka</i>	1	BWR	515	Chubu	Operacional	1976
<i>Hamaoka</i>	2	BWR	806	Chubu	Operacional	1978
<i>Hamaoka</i>	3	BWR	1056	Chubu	Operacional	1987
<i>Hamaoka</i>	4	BWR	1092	Chubu	Operacional	1993
<i>Hamaoka</i>	5	ABWR	1380	Chubu	Operacional	2005
<i>Higashidori</i>	1	BWR	1067	Tohoku	Operacional	2005
<i>Ikata</i>	1-2	PWR	538	Shikoku	Operacional	1977-82
<i>Ikata</i>	3	PWR	846	Shikoku	Operacional	1994
<i>Kashiwazaki-Kariva</i>	1-5	BWR	1067	TEPCO	Operacional	1985-90-93-94-90
<i>Kashiwazaki-Kariva</i>	6-7	ABWR	1315	TEPCO	Operacional	1996-97
<i>Mihama</i>	1	PWR	320	Kansai	Operacional	1970
<i>Mihama</i>	2	PWR	470	Kansai	Operacional	1972
<i>Mihama</i>	3	PWR	780	Kansai	Operacional	1976
<i>Ohi</i>	1-2	PWR	1120	Kansai	Operacional	1979-79
<i>Ohi</i>	3-4	PWR	1127	Kansai	Operacional	1991-93
<i>Onagawa</i>	1	BWR	498	Tohoku	Operacional	1984
<i>Onagawa</i>	2	BWR	796	Tohoku	Operacional	1995
<i>Onagawa</i>	3	BWR	798	Tohoku	Operacional	2002
<i>Sendai</i>	1-2	PWR	846	Kyushu	Operacional	1984-85
<i>Shika</i>	1	BWR	505	Hokuriku	Operacional	1993
<i>Shika</i>	2	BWR	1358	Hokuriku	Operacional	2005
<i>Shimane</i>	1	BWR	439	Chugoku	Operacional	1974
<i>Shimane</i>	2	BWR	789	Chugoku	Operacional	1989
<i>Takahama</i>	1-2	PWR	780	Kansai	Operacional	1974-75
<i>Takahama</i>	3-4	PWR	830	Kansai	Operacional	1985-85
<i>Tokai</i>	2	BWR	1056	JAPC	Operacional	1978
<i>Tomari</i>	1-2	PWR	550	Hokkaido	Operacional	1989-91
<i>Tsuruga</i>	1	BWR	341	JAPC	Operacional	1970
<i>Tsuruga</i>	2	PWR	1115	JAPC	Operacional	1987
<b>Total</b>	<b>55</b>		<b>47700</b>			
<i>Monju</i>	1	FBR	246	JAEA	Operou de 19974 até 1995	Há previsão que volte a operar

Todos estes reatores foram construídos por indústrias japoneses (Mitsubishi Heavy Industries para os PWR, Toshiba e Hitachi para os BWR) e são operados por concessionárias da energia privadas.

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede os 55 reatores hoje em operação no Japão foi de 4.2 anos [11].

O Japão opera reatores nucleares há 30 anos, sendo que até hoje só as primeiras unidades protótipos foram fechadas, conforme mostrado na Tabela 2.9-4.

A política do Japão para o decomissionamento das plantas nucleares é o desmantelamento e a completa remoção da planta para a liberação do site. O procedimento utilizado é o “safe storage” por 5-10 anos, mais “disassembly/removal” por 3-4 anos.

JAEA é responsável para as pesquisas sobre o decomissionamento das plantas nucleares japonesas.

*Tabela 2.9-4: Reatores fechados no Japão [5, 11].*

<i>Planta</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica neta [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Data fechamento</i>	<i>Estagio de decomissionamento (opção)</i>
<i>Tokai JPDR</i>	<i>BWR</i>	<i>13</i>	<i>JAERI</i>	<i>1982</i>	<i>Descomissionado (Leberação imediata do sitio)</i>
<i>Tokai 1</i>	<i>GCR</i>	<i>159</i>	<i>JAPCO</i>	<i>1998</i>	<i>Desmantelamento completado até nível 1 (SAFESTOR)</i>
<i>Fugen</i>	<i>ATR</i>	<i>HWLWR</i>	<i>JNC</i>	<i>2003</i>	

## **2.9.4 Regulamentação do setor nuclear**

A Comissão de Energia Atômica (Atomic Energy Commission - AEC) [69], fundada em 1956 e a Comissão da Segurança Nuclear (Nuclear Safety Commission - NSC), fundada em 1978, são responsáveis pela definição das atividades na área nuclear e pela segurança. Planos a longo prazo para o desenvolvimento e a utilização da energia nuclear são definidos pela AEC a cada cinco anos.

A AEC e a NSC dependem diretamente do Primeiro Ministro.

O Ministério da Economia, Comércio e Industria (Ministry of Economy, Trade and Industry - METI) [70] é responsável pelas atividades relacionadas a todo o ciclo do combustível nuclear. Este Ministério é responsável pela regulamentação do setor nuclear e pelo licenciamento das plantas através da NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency).

A instalação e operação das plantas nucleares são regulamentadas através da Lei para Regulamentação dos Materiais Nucleares, dos Combustíveis Nucleares e dos Reatores (Law for regulation os Nuclear Source Materials, Nuclear Fuel Materials and Reactors - LRNR).

O Ministério da Educação, Cultura, Esporte, Ciência e Tecnologia (MEXT) é responsável pelas atividades científicas e tecnológicas na área da energia nuclear.

O Ministério do Exterior (Ministry of Foreign Affairs - MoFA) é responsável pelas atividades e pelas colaborações internacionais na área da energia nuclear.

Os três Ministérios dependem diretamente do Primeiro Ministro do Japão.

Em 2005 foi criada a Agência da Energia Atômica (JAEA) [68], fusão do JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) e do JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute), que depende do MEXT.

## 2.9.5 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos

O Japão desenvolveu progressivamente um ciclo do combustível doméstico completo, baseado em U importado, mas cuja capacidade ainda não é suficiente para satisfazer a demanda interna. A dependência de outros países ainda é significativa em muitas fases do ciclo.

A maior instalação para o ciclo do combustível é localizada em Rokkasho-mura, onde está sendo construída uma planta comercial de enriquecimento e uma de reprocessamento do combustível, enquanto dois repositórios interinos para rejeitos de baixa e alta atividade já estão operando.

O Instituto Japonês para o Desenvolvimento do Ciclo Nuclear (Japan Nuclear Cycle Development Institute - JNC), hoje JAEA, é responsável para todas as fases do ciclo do combustível e das pesquisas, embora algumas instalações sejam gerenciadas pelo setor privado.

O ciclo do combustível japonês é um ciclo fechado.

- **Mineração e concentração do U:** nenhuma. As atividades nacionais de exploração das minas de U foram interrompidas em 1988. Hoje, as necessidades de U natural para os LWR, cerca de 7840 t/a, são supridas através de importações da Austrália, Canadá, Nigéria, EUA e Zimbábue.
- **Conversão:** JAEA opera uma planta de conversão do U de 475 tU/a. As demais necessidades são supridas por outros países (Canadá, França, RU e EUA).
- **Enriquecimento:** Uma planta comercial de enriquecimento, através do método da centrifugação, é localizada em Rokkasho-mura e opera desde 1992 com uma capacidade de 1050 tSWU/a. É operada pela JNFL (Japan Nuclear Fuel LTD) e há previsões de aumentar a capacidade até 1500 t SWU/a. A demanda interna de U enriquecido é de cerca 5900 tSWU/a, sendo a diferença suprida por outros países.



- **Fabricação do combustível:** A grande parte do combustível necessária para os LWR japonês é fabricada no Japão. 4 plantas, operadas por indústrias privadas como a Mitsubishi, tem uma capacidade total de 1674 tU/a. JAEA opera 2 plantas para fabricação de combustível MOX cuja capacidade total é de 167 t/a. As ligas de zircônio para os revestimentos das barras são fabricada no Japão.
- **Reprocessamento:** O combustível queimado não é estocado diretamente como no EUA e na Alemanha, mas é reprocessado. JAEA operou uma planta piloto de reprocessamento do combustível de 90 tU/a em Tokai. Atualmente, está sendo construída uma planta maior em Rokkasho-mura (800 tU/a).  
Até hoje, o combustível queimado dos reatores japoneses era reprocessado pela BNFL no RU e pela Cogema na França. Os rejeitos vitrificados e o Pu recuperado eram reenviados no Japão. Estas atividades cessarão em 2006, sendo que a planta de Rokkasho estará operativa em 2007, assim começando uma atividade de reprocessamento nacional.
- **Gestão dos rejeitos:** Na planta de Rokkasho existe um repositório central para rejeitos de baixa atividade (LLW) cuja capacidade é de 80000 m<sup>3</sup>, mais um depósito central para rejeitos vitrificados de alta atividade (HLW) cuja capacidade é de 1440 “canisters”. A localização de um repositório geológico final para o HLW está sendo estudada.

### 2.9.6 Planos futuros

A política nuclear do Governo japonês para as próximas décadas, em estreita colaboração com a indústria nuclear nacional, é baseada sobre alguns pilares fundamentais:

- Necessidade de utilizar fontes energéticas não fósseis, para diminuir as dependências das importações e para cumprir o Protocolo de Kyoto;
- Conseqüentemente ao ponto 1, o Japão promoverá firmemente o desenvolvimento e a utilização da energia nuclear cuidando em particular dos aspectos relativos à segurança das instalações;
- Reprocessamento do combustível queimado para extração de U e Pu a ser reutilizados como combustível MOX dos reatores LWR. O plano é que até 2010 16-18 reatores utilizarão combustível MOX. Os reatores aprovados para utilizar combustível MOX pelo METI são: Takahama 3 e 4, Fukushima I 3, Kashiwazaki Kariwa 3 e Genkai 3. O reprocessamento deverá ser doméstico.

- Desenvolvimento dos reatores rápidos para maximizar o aproveitamento do U;
- Estimular o interesse do público e sua aceitação da energia nuclear através de políticas de informações que enfatizem os temas de segurança e de não-proliferação.

O plano energético de 10 anos de 2001 do METI prevê um aumento da geração núcleo-eletrica de 30% (14 GWe) com mais 9-12 unidades em operação até 2011. Atualmente, 2 reatores estão sendo construídos (2241 MWe) e mais 10 são planejados (13560 MWe), conforme mostrado na Tabela 2.9-5 e na Tabela 2.9-6.

Segundo as perspectivas do Fórum Atômico Industrial do Japão (Japan's Atomic Industrial Forum) em 2050 a capacidade instalada nuclear será de 90 GWe, cerca o dobro da atual, contribuindo com 60% da matriz energética japonesa.

O parque atual de reatores será substituído ao longo do tempo por reatores avançados ABWR e APWR, sendo que os reatores rápidos serão utilizados comercialmente a partir de 2050.

Os estudos sobre os reatores rápidos (RR) estão sendo conduzidos pela JAEA. A utilização dos RR para produção de energia num cenário a longo prazo apresenta alguns atrativos como a utilização de combustível MOX, a queima dos actínídeos menores (AM) e a transmutação dos produtos de fissão a longa vida (PFLV).

Os conceitos de RR estudados são:

- RR refrigerados com Na;
- RR refrigerados com uma liga eutética Pb-Bi;
- RR refrigerados com He e combustível em forma de partículas revestidas;
- RR refrigerados com água.

Paralelamente estão sendo conduzidas pesquisas sobre o ciclo dos combustíveis avançados a serem utilizados nestes reatores [52].

*Tabela 2.9-5: Reatores nucleares atualmente em construção no Japão [5, 11].*

<i>Unidade</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia [MWe]</i>	<i>Início construção</i>	<i>Início operação*</i>
<i>Tomari 3</i>	<i>PWR</i>	<i>866</i>	<i>2003</i>	<i>2009</i>
<i>Shimane 3</i>	<i>ABWR</i>	<i>1375</i>	<i>2005</i>	<i>2011</i>
<b><i>Total: 2</i></b>		<b><i>2241 MWe</i></b>		

*\*Começo anunciado das operações comerciais.*

Tabela 2.9-6: Reatores planejados [5, 11].

<i>Unidade</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia [MWe]</i>	<i>Inicio construção*</i>	<i>Inicio operação*</i>
<i>Fukushima I 7-8</i>	<i>ABWR</i>	<i>1380</i>	<i>2007</i>	<i>2011-12</i>
<i>Ohma</i>	<i>ABWR</i>	<i>1383</i>	<i>2006</i>	<i>2012</i>
<i>Tsuruga 3-4</i>	<i>APWR</i>	<i>1538</i>	<i>2007</i>	<i>2014-15</i>
<i>Higashidori 1</i>	<i>ABWR</i>	<i>1385</i>	<i>2007</i>	<i>2013-15</i>
<i>Higashidori 2</i>	<i>ABWR</i>	<i>1385</i>	<i>2011</i>	<i>2016</i>
<i>Namie Odaka</i>	<i>BWR</i>	<i>825</i>	<i>2011</i>	<i>2016</i>
<i>Kaminoseki 1-2</i>	<i>ABWR</i>	<i>1373</i>	<i>2009-12</i>	<i>2014-17</i>
<b><i>Total: 10</i></b>		<b><i>13560 MWe</i></b>		

*\*Conforme últimos anúncios*

## 2.10 Brasil

### 2.10.1 Panorama histórico [38, 40, 71]

Os primeiros trabalhos sobre física nuclear no Brasil foram realizados na Faculdade de Filosofia Ciências e Letras da então recém criada Universidade de São Paulo (1934). Os pioneiros da física nuclear dedicavam-se à pesquisa fundamental nuclear utilizando os raios cósmicos. O fundador da física nuclear brasileira foi um italiano, Gleb Wataghin, que iniciou a formação de uma geração de físicos de comprovada qualidade internacional. Entre eles, destacou-se o Prof. Marcelo Damy de Souza Santos, físico experimental, que fundou em 1956 o então “Instituto de Energia Atômica” (IEA), hoje IPEN, e construiu os primeiros aceleradores de partículas, e o Prof. César Lattes, reconhecido internacionalmente pela descoberta do meson  $\pi$  em 1947. Outros cientistas, tais como o Prof. Mario Schenberg, Oscar Sala, Joaquim Costa Ribeiro e José Goldemberg destacaram-se internacionalmente com os seus trabalhos pioneiros de física nuclear.

No Rio de Janeiro, em 1939, é criado o Laboratório de Física na Faculdade Nacional de Filosofia e, em 1949, o Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas, reunindo vários cientistas de qualidade internacional, como José Leite Lopes, Jayme Tionmo e Roberto Salmeron [71, 72].

Para entender o desenvolvimento do setor nuclear brasileiro em termos históricos é necessário rever o contexto dos acontecimentos internacionais mais importantes e das implicações políticas, sociais e econômicas que estes fatos tiveram para o Brasil [73, 74, 75].

Em 1939, Einstein, sob insistência de dois cientistas refugiados, Szilard e Wigner, escreveu a famosa carta ao Presidente Roosevelt alertando sobre a possibilidade de construção de uma bomba atômica e da possibilidade que a Alemanha nazista pudesse conquistá-la. Foi com a decisão de Roosevelt, em 21 de outubro de 1939, da formação de uma Comissão Consultiva que todos os minérios de Urânio se converteram em materiais estratégicos. Em 1940 os EUA estabeleceram o “Primeiro programa de Cooperação para a Prospecção de Recursos Minerais” no qual foi feito um acurado levantamento das reservas brasileiras. O Primeiro “Acordo Atômico” entre o Brasil e os EUA foi assinado no Rio em julho de 1945, visando à compra de monazita, um composto de fosfatos de terras raras e Tório. A política dos EUA, nesta fase, através do Plano Baruch de 1945 e da Lei Mac

Mahon de 1946, visava a restringir ao máximo o intercâmbio de informações nucleares com outros países para manter o monopólio absoluto da tecnologia nuclear.

Em 1947, o Brasil criou a Comissão de Fiscalização de Minerais Estratégicos sendo que uma das primeiras iniciativas da comissão foi a nacionalização de todas as reservas de minérios de Tório e Urânio, com o objetivo de limitar e/ou controlar a exportação pelo EUA de Tório, que começava a ser considerada prejudicial aos interesses nacionais.

Em 1951, foi criado pelo Presidente Vargas, graça a iniciativa do Almirante Alvaro Alberto da Mota e Silva, o Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) como agência nacional de apoio a ciência com a finalidade geral de “promover o desenvolvimento da investigação científica e tecnológica em todos os domínios do conhecimento”, mas com o objetivo específico de incentivar a pesquisa e a prospecção das reservas existentes no Brasil de materiais nucleares, e o controle das exportações. De fato, com esta iniciativa do Almirante Álvaro Alberto, foi dado o ponto de partida para a pesquisa nuclear no Brasil.

Entretanto a exportação da areias monazíticas continuou de forma ininterrupta e um segundo e um terceiro “Acordo Atômico” com os EUA foram assinados em 1952 e 1954, respectivamente. O clima político entre o qual estes acordos foram assinados havia mudado. Com a iniciativa “Átomos para Paz” de 1953, a política americana de controle explícito da tecnologia nuclear mudou para uma política de “cooperação” através de assistência técnica e de fornecimento de equipamentos, porém objetivando o controle desta tecnologia e dos materiais nucleares.

Em 1955, foram assinados dois acordos com os EUA: o “Acordo de Cooperação para o Desenvolvimento de Energia Atômica com Fins Pacíficos” e o “Programa Conjunto para o Reconhecimento e a Pesquisa de Urânio no Brasil”. O primeiro acordo previa que o Brasil arrendaria dos EUA, por um período de cinco anos, até seis quilos de urânio enriquecido a 20%, a ser usado como combustível para reatores de pesquisa encomendados também junto aos EUA. O segundo acordo previa a pesquisa e avaliação das reservas de urânio brasileiras, que seriam vendidas aos EUA.

Em 1956, Juscelino Kubitschek assumiu a Presidência da República e, sob sua gestão, a política nuclear teve um novo rumo. Em conseqüências de uma nova Comissão Parlamentar de Inquérito (CPI) de 1956 para apurar supostas irregularidades na gestão de CNPq, foram estabelecidas diretrizes para uma política nacional de energia nuclear em que teve uma tentativa de resgate da autonomia no setor. Como conseqüência direta desta nova

orientação geral duas novas instituições foram criadas: o IEA (Instituto de Energia Atômica) e a CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear).

Pelo Decreto n. 39872 de 31 de agosto de 1956 autorizou-se a fundação do IEA na Universidade de São Paulo (USP), atual IPEN (Instituto de Pesquisas Energética e Nucleares). No IEA foi instalado o primeiro reator de pesquisa brasileiro, denominado IEA-R1, tendo sido projetado e construído pela Babcock e Wilcox Co., de acordo com as especificações fornecidas pela CNEN. Este reator foi fornecido ao Brasil pelo EUA pelo programa “Átomos para a Paz”. O reator IEA-R1 de 5 MW<sup>1</sup>, de tipo piscina, atingiu a criticalidade inicial, a primeira do hemisfério sul, em 16 de outubro de 1957. Os primeiros programas de pesquisa conduzidos no IEA foram na área de Física Nuclear, Radioquímica, Radiobiologia e Física dos Reatores. Entretanto, para as pesquisas na área do combustível nuclear, criou-se também a Divisão de Metalurgia Nuclear. Os pioneiros na coordenação das pesquisas eram na maioria professores da USP. Entre eles destacam-se o Prof. Marcelo Damy de Souza Santos (Física Nuclear), Fausto Lima e Alcídio Abrão (Radioquímica), Romulo Ribeiro Pieroni (Radiobiologia). Um dos principais méritos do IEA foi, desde a sua criação, o de formar mestres e doutores em todas as áreas da ciência nuclear.

Posteriormente, pelo Decreto n. 40110 de 10 de outubro de 1956 foi criada a CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) [76], como o vértice institucional da política nuclear, diretamente subordinada à presidência da república. A partir de 1960 a CNEN passou sob a jurisdição do Ministério das Minas e Energia, e atualmente sob a jurisdição do Ministério de Ciência e Tecnologia (MCT).

Uma outra característica fundamental das novas diretrizes da política nuclear brasileira foi a abertura para outras opções tecnológicas e a não dependência exclusiva da fonte norte-americana. Nos anos seguintes, foram firmados acordos com a Itália, a Euratom e o Paraguai para estimular o intercâmbio de informações tecnológicas.

Foi o conjunto destas medidas (CPI de 1956, as Diretrizes de Kubitshek, a fundação da CNEN, os acordos internacionais posteriores) que constituiu a base sobre a qual foi tomando forma o desenvolvimento nuclear brasileiro.

Este é o período de maior desenvolvimento dos grupos de pesquisadores nas universidades e nos centros de pesquisa.

---

<sup>1</sup> Embora projetado para operar à 5 MW, operou inicialmente com uma potência máxima de 2 MW, devido a problemas no combustível. Em 1995 iniciou-se uma série de reformas e modernizações para que o IEA-R1 pudesse atingir a potência inicial de projeto de 5 MW.

O Instituto de Pesquisas Radioativas (**IPR**) em Belo Horizonte, ligado à Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG) foi criado em 1953. No IPR, hoje Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (**CDTN**), formou-se o famoso grupo do Tório, criado por engenheiros nucleares com o objetivo de desenvolver uma tecnologia que, aproveitando os recursos de Tório no Brasil, pudesse tornar o país autônomo em terreno tão importante. A proposta era o desenvolvimento de reatores de urânio natural até chegar a um reator regenerador para a transformação de  $^{232}\text{Th}$  em  $^{233}\text{U}$ . Os trabalhos do grupo do Th seriam descontinuados em 1969, quando o governo brasileiro optou pela compra de um reator a urânio enriquecido da Westinghouse. Em 1958, o IPR adquiriu um reator Triga de 100 kW, da empresa norte americana GA. Este foi o segundo reator instalado no país, após o primeiro de pesquisa instalado no IEA de São Paulo.

Em 1953, graça ao Almirante Álvaro Alberto, foram importadas da Alemanha duas ultracentrifugas que foram instaladas no Instituto de Pesquisas Tecnológicas de São Paulo. O Prof. Ivo Jordan foi responsável pela instalação dos equipamentos e fez muitas pesquisas com gases nobres, mas nunca chegou a usar urânio nesses ensaios.

Em 1954, foi criado um curso de introdução à engenharia nuclear no Instituto Militar de Engenharia (**IME**), no Rio de Janeiro onde se destacou um importante grupo de pesquisa sobre a água pesada quando ainda o objetivo era o desenvolvimento de reatores de potência a urânio natural. Os investimentos nessa área cessaram quando a política nuclear se fixou inteiramente no Urânio enriquecido com a encomenda do primeiro reator de potencia brasileiro (Angra I).

Em 1960, foi criado o Instituto de Radioproteção e Dosimetria (**IRD**), no Rio de Janeiro, como um órgão da CNEN, tendo como objetivo a realização de trabalhos de pesquisa, de controle e de normalização nos campos da radioproteção e da dosimetria de radiações ionizantes.

Em 1963 foi fundado o Instituto de Engenharia Nuclear (**IEN**) na Universidade Federal de Rio de Janeiro (UFRJ) onde foi instalado um reator de pesquisa tipo Argonauta (Argonne's Nuclear Assembly for University Training) que atingiu criticalidade em 1965. Este reator foi o primeiro reator de pesquisa inteiramente construído no Brasil. O IEN dedicou-se à formação de pessoal especializado em física dos reatores e instrumentação e a atividade de pesquisa na área da fabricação e reprocessamento do combustível nuclear.

Estes institutos e as agencias governamentais foram criadas para desenvolver uma competência técnica para setor nuclear que, após o golpe militar de 1964 e a conseqüente centralização do estado, ganhará ainda mais importância.

Em 1967, o Brasil assina o Tratado de Tlatelolco, para banir quaisquer testes atômicos na região da América Latina e Caribe. No ano seguinte, o Brasil recusa-se a assinar o Tratado de Não Proliferação (TNP) de Armas Nucleares, alegando ser este limitador da soberania nacional e discriminatório entre as nações que podiam possuir armas e as que não podiam.

### **2.10.1.1 Angra I e o Acordo Brasil Alemanha**

A decisão de construir uma central nuclear vem do projeto Mambucaba, de 1959, que previa a construção de uma usina para a geração núcleo-elétrica em uma praia vizinha a que hoje estão instaladas as usinas de Angra 1 e 2.

Somente em 1969, sob o governo do Presidente Costa e Silva, a decisão de construir uma usina nuclear foi tomada baseando-se nos estudos sobre o setor elétrico brasileiro conduzidos por um grupo de trabalho nacional, constituídos por membros do CNEN, da Eletrobrás e do Ministério das Minas e Energia (MME), e num relatório de um grupo de técnicos nomeados pela AIEA. Estes estudos sugeriam a alternativa nuclear à construção de novas usinas térmicas movidas a petróleo, e foram ratificados na segunda CPI nuclear de 1970 [77].

Em 1970, foi aberta uma concorrência internacional, e inúmeros fabricantes de instalações nucleares foram convidados a propor um projeto de usina nuclear. Entre os que responderam com uma proposta foram: a General Electric (EUA) com um BWR, A Kraftwerk Union (Alemanha) com um BWR e um PWR, a Nuclear Power Group (Inglaterra) com um reator a água leve fervente moderado a água pesada (SGHWR-Steam Generating Heavy Water Reactor) e a Westinghouse (EUA) com um PWR. Em 18 de maio de 1971, foi escolhida a proposta da Westinghouse como sendo a que melhor contemplava a participação da indústria nacional no fornecimento de componentes da usina. Entretanto, a forma de aquisição era de um contrato de tipo chave em mão (turn-key), embora o governo brasileiro tivesse questionado a necessidade da transferência de tecnologia. O Acordo de Cooperação com os EUA foi assinado em 1972 para o fornecimento do reator PWR e de urânio enriquecido, numa quantidade que não ultrapassasse 2300 kg em 30 anos, em troca de urânio natural brasileiro.

Este empreendimento precisou de uma estrutura técnica, sendo que a CNEN estabeleceu um convênio com a Eletrobrás para a construção da sua primeira usina nuclear. A Eletrobrás, por sua parte, designou a sua principal subsidiária, Furnas Centrais Elétricas S. A., uma empresa de economia mista fundada em 1957 e responsável pela produção e



transmissão de energia elétrica na região Sudeste e Sul do Brasil, para assumir o encargo da usina projetada.

A usina nuclear ANGRA 1, de 626 MWe, localizada em Angra dos Reis, atingiu a primeira criticalidade em 1982 e começou a operar comercialmente em 1984.

Entretanto, o Brasil ainda não dispunha de uma estrutura industrial no setor nuclear, o que só viria a ocorrer no governo do Presidente Médici, em 1971, com a criação da Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (**CBTN**, lei 5740 de 01/12/1971) como braço empresarial da CNEN, capaz de projetar, construir e gerir a indústria nuclear brasileira. A CBTN tomou a seu cargo tudo o que diz respeito a: a) tratamento de minérios nucleares e associados, bem como produção de elementos combustíveis e outros materiais de interesse da energia nuclear; b) instalações de enriquecimento de urânio e de reprocessamento de elementos combustíveis nucleares irradiados; c) componentes de reatores e outras instalações nucleares.

Um dos primeiros trabalhos da CBTN, em estreito contato com a Eletrobrás, foi estudar o problema energético brasileiro e preparar um relatório final que orientasse o Governo brasileiro para uma solução deste. Foi feito um balanço do potencial hídrico do país e, verificando a necessidade de manter um crescimento da capacidade elétrica instalada em torno dos 10% anuais, foi avaliado o progressivo esgotamento do potencial hidroelétrico na região centro sul do país. Duas soluções surgiram: a termoelétrica convencional e a núcleo-elétrica. Com o impacto do aumento explosivo do barril de petróleo no final de 1973, a solução núcleo elétrica tornou-se mais atrativa. Em 1974, um abrangente Programa Nuclear foi definido. A Eletrobrás submeteu ao governo do Presidente Geisel um programa de empreendimentos para atendimento do mercado de eletricidade no período 1975-1990, o chamado Plano 90, baseado na expectativa de crescimento da demanda de eletricidade a taxa média anual de 10% ao ano, incluindo a proposta de construção de 6-8 usinas núcleo-elétricas de 1200 MWe cada, entre 1982 e 1990.

Era ambição do Governo brasileiro desenvolver uma tecnologia nuclear própria através de um processo gradual de transferência de tecnologia de um parceiro internacional que já dominasse o ciclo completo do combustível nuclear. Após a escolha de Angra 1 e dos reatores PWR, era necessário escolher de um parceiro para cooperação nesse programa nuclear entre os países que adotavam a linha do urânio enriquecido. Com relação ao setor nuclear, as dificuldades de transferência da tecnologia impostas pelos americanos, em particular na área de enriquecimento do urânio, fizeram com que o governo se dirigisse à

Alemanha Ocidental com a intenção de aprofundar a cooperação científica entre os dois países. Em 1975 H. D. Gensher, Ministro das Relações Exteriores da República Federal Alemã e seu par brasileiro Antonio Azeredo da Silveira, assinaram em Bonn o “Acordo sobre a Cooperação no Campo dos Usos Pacíficos da Energia Nuclear”, que abrangia praticamente todo o ciclo, isto é:

- Prospecção, extração e processamento de mineiros de urânio,
- Conversão em UF<sub>6</sub>,
- Enriquecimento através do jato centrífugo<sup>2</sup>,
- Reconversão de UF<sub>6</sub> em UO<sub>2</sub>,
- Fabricação de pastilhas e montagem de elementos combustíveis,
- Construção de 8 reatores nucleares de 1300 MWe do tipo Biblis B em um período de 15 anos,
- Reprocessamento do combustível irradiado.

De fato, o acordo nuclear com a Alemanha, além de projetar a Alemanha Ocidental como fornecedora de equipamentos e serviços num mercado antes dominado pelos EUA, viabilizou a execução do primeiro programa efetivo de utilização pacífica em larga escala da energia atômica para um país em desenvolvimento. Este acordo era baseado na transferência de tecnologia e na colaboração científica entre os dois países. O acordo Brasil-Alemanha, firmado em 27 de junho de 1975, foi promulgado pelo Decreto Legislativo n. 76695, de 1 de dezembro de 1975 e publicado do Diário Oficial de 2 de dezembro de 1975.

Depois de ter escolhido o programa e o parceiro era necessária a criação de um braço executivo para o programa. Em 16 de dezembro de 1974, pela lei numero 6189, sob o Governo Geisel, a CBTN foi transformada em uma empresa de economia mista a **NUCLEBRAS**, que, com uma esfera de atuação ainda mais ampla, foi confiada a responsabilidade de realizar o programa nuclear integrado. Outras empresas subsidiárias (joint company) da NUCLEBRAS foram criadas com o objetivo de concretizar o ambicioso programa de transferência da tecnologia nuclear da Alemanha. Essas empresas,

---

– <sup>2</sup>A tecnologia da centrifugação compartilhada pelos países da Urenco não podia ser transferida ao Brasil devido a oposição da Holanda. Por esta razão os alemães disponibilizaram para o Brasil a tecnologia de enriquecimento através do “jet nozzle”, que necessitava ainda de muito desenvolvimento tecnológico.

atuando nas diversas áreas do ciclo do combustível nuclear, são detalhadas na Tabela 2.10-1:

*Tabela 2.10-1: Empresas do setor nuclear criadas em 1976 devido ao acordo nuclear Brasil Alemanha [11, 78].*

<i>Empresa</i>	<i>Área de atuação</i>	<i>Situação atual</i>
<i>NUCLEP</i>	<i>Equipamentos pesados</i>	<i>ativa</i>
<i>NUCLEMON</i>	<i>Exploração de areia monazítica</i>	<i>incorporada a INB</i>
<i>NUCLEI</i>	<i>Enriquecimento a jato centrífugo</i>	<i>extinta</i>
<i>NUCLAM</i>	<i>Prospecção de minérios</i>	<i>extinta</i>
<i>NUCLEN</i>	<i>Engenharia</i>	<i>incorporada a Eletronuclear</i>
<i>NUCON</i>	<i>Construção</i>	<i>incorporada a letronuclear</i>
<i>NUSTEP</i>	<i>Enriquecimento – empresa constituída na Alemanha</i>	<i>extinta</i>

Aproveitando de um trabalho pionerístico desenvolvidos pela CNEN e pela CBTN, a NUCLEBRAS começou em 1979 a instalação do Complexo Industrial de Poço de Caldas, onde se encontrava uma das maiores jazida de urânio do Brasil. No mesmo ano a NUCLEBRAS veio instalando seu complexo industrial mais importante em Resende, estado de Rio de Janeiro. Os planos iniciais previam a instalação de uma usina de conversão, de uma usina de enriquecimento e de uma fabrica de elementos combustíveis.

A partir do acordo em 1976, **FURNAS/ELETROBRAS**, responsável pela construção das usinas nucleares, começou o financiamento e a construção de duas unidades (Angra 2 e Angra 3) junto à empresa alemã KWU (Kraftwerk Union).

A crise econômica em que adentrou o país a partir de 1979 e, a nível internacional, o incidente de Three Miles Island tiveram efeitos negativos sobre o ambicioso programa nuclear brasileiro em geral e sobre a construção de Angra 2 e 3. A construção destas duas usinas foi interrompida muitas vezes, ao preço de um enorme e injustificado custo financeiro, determinando um grande atraso no programa que foi completamente reorganizado em 1980 quando o governo Figueiredo decidiu manter apenas as centrais de Angra 1 e 2 no horizonte de planejamento do setor elétrico, sendo que Angra 2 tinha ainda que ser acabada.

Em 1988, sob o Governo Sarney, a NUCLEBRAS e algumas subsidiárias foram transformadas na **INB**, Indústrias Nucleares Brasileiras, outras subsidiárias foram extintas e, na prática, o programa nuclear brasileiro em parceria com a Alemanha foi desmantelado. A NUCLEP foi a única empresa que sobreviveu até hoje, controlada pela CNEN e atuando na área de equipamentos pesados.

Mas em paralelo um outro programa estava sendo conduzido.

### **2.10.1.2 O Programa Autônomo de Tecnologia Nuclear**

Em 1979, nasceu o Programa Autônomo de Tecnologia Nuclear (PATN), conduzido pelas forças armadas: a Marinha, o Exército e a Aeronáutica. O IPEN, que havia sido colocado a margem do programa nuclear oficial com a Alemanha e que se encontrava sob o controle do Governo do Estado de São Paulo, foi incluído como peça chave do PATN. O objetivo principal deste programa era a desenvolvimento de uma tecnologia autônoma, e envolveu as três Forças Armadas. A Aeronáutica criou o Instituto de Estudos Avançados (IEAv) dentro do Centro Tecnológico da Aeronáutica (CTA), o Exército criou uma área dedicada às pesquisas na área nuclear dentro do Centro Tecnológico do Exército (CTE). No IPEN foram construídas unidades piloto para os processos de conversão (PROCON), reprocessamento (Projeto CELESTE) e, em 1982, foi obtido o primeiro sucesso laboratorial de enriquecimento isotópico de urânio com centrifugas construídas totalmente no Brasil. Em Iperó, SP, a Marinha construiu o centro Experimental de Aramar, onde inicialmente foi instalada uma usina piloto de enriquecimento de urânio (até 20%) por ultracentrifugação. Foi criada, em 1986, a Coordenadoria de Projetos Especiais, COPESP, que em 1995 virou Centro Tecnológico da Marinha de São Paulo (CTMSP). O centro de Iperó foi inaugurado em 1988, só depois do Presidente Sarney ter anunciado, oficialmente, a existência do Programa Autônomo, até então mantido secreto, e o domínio do enriquecimento do urânio. O 1988, quando o Programa Nuclear Autônomo é incorporado às pesquisas oficiais, é o ano da extinção da NUCLEBRAS, do encerramento do acordo com a Alemanha e da reestruturação do programa nuclear brasileiro.

Uma unidade crítica foi instalada no próprio IPEN, o reator de teste de potência zero (max 100 W), totalmente nacional, IPEN-MB-01, que atingiu sua primeira criticalidade em novembro de 1988. Este reator foi construído para testar o núcleo típico para uso em propulsão naval, com controle de reatividade através das barras de controle.

O PATN era diretamente ligado a Presidência da República, através do Conselho de Segurança Nacional. Após a abertura política, a eleição em 1990 do Presidente Collor, a adesão aos tratados de salvaguardas (criação da ABACC<sup>3</sup>), e a entrada

---

<sup>3</sup> A Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (ABACC) é uma organismo binacional criado pelos governos do Brasil e da Argentina, responsável por verificar o uso pacífico dos materiais nucleares que podem ser usados direta ou indiretamente na fabricação

do Brasil no “mundo globalizado”, o PATN perdeu recursos e o Exército e a Aeronáutica saíram gradativamente do programa. Sobreviveu só o Programa Nuclear da Marinha que hoje em dia é dividido em dois grandes projetos: projeto do ciclo combustível e projeto da Instalação Nuclear à Água Pressurizada (INAP).

O projeto do ciclo combustível visa dominar as etapas do ciclo do combustível nuclear necessárias à obtenção de urânio enriquecido dos elementos combustíveis empregados no núcleo de um reator.

O Projeto da Instalação Nuclear à Água Pressurizada (INAP) tem por objetivo construir um reator nuclear protótipo, do tipo Pressurized Water Reator (PWR), o qual será empregado em sistemas de propulsão naval.

### 2.10.1.3 Anos recentes

Desde 1995, o Brasil não possui um programa nuclear oficial, mas é importante destacar alguns acontecimentos que contribuíram, desde então, para manter vivo o setor.

A usina de Angra 2, de 1350 MWe, foi completada sob o governo do Presidente F. H. Cardoso, e atingiu a primeira criticalidade em 1999, sendo que em 2001 começou a operar comercialmente.

O projeto da terceira usina nuclear brasileira Angra 3, de 1309 MWe, foi praticamente completado, sendo que cerca de 70% dos equipamentos necessários foram importados da Alemanha e estão atualmente estocado no site. Até hoje, inúmeros estudos de viabilidade econômica e técnica foram conduzidos e submetidos ao governo ao qual agora cabe a decisão de dar continuidade ou não à construção da usina.

Em 1997, sob o Governo de F. H. Cardoso, houve uma reorganização das empresas governamentais do setor nuclear, conseqüentemente, a privatização do setor elétrico, e a parte nuclear de FURNAS foi transformada em **ELETRONUCLEAR** – ELETROBRAS Termonuclear S/A. No mesmo ano foi assinado o TNP. O Brasil talvez seja o único país que, além de assinar e ratificar todos os tratados de não proliferação de armamentos nucleares, colocou na sua constituição<sup>4</sup> (Constituição Federal de 1988, Art.

---

de armas de destruição em massa. A ABACC foi instituída pelo Acordo para o Uso Exclusivamente Pacífico da Energia Nuclear firmado em 1991 entre a Argentina e o Brasil. Por meio dele, foi estabelecido o Sistema Comum de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (SCCC) que é administrado pela ABACC.

<sup>4</sup> EXCERTOS DA CONSTITUIÇÃO DA REPÚBLICA FEDERATIVA DO BRASIL: “Compete à União: explorar os serviços e instalações nucleares de qualquer natureza e *exercer monopólio estatal* sobre a pesquisa, a lavra, o enriquecimento e reprocessamento, a industrialização e o comércio de

21º, XXIII, §. a) que o uso da energia nuclear é um monopólio do Estado com fins pacíficos. Além disso, se obriga buscar a integração com os demais países do continente sul-americano, para que não se incentive uma corrida armamentista na região. Em 1997, foi também ratificada a Convenção de Segurança Nuclear e entrou em vigor com o Decreto Lei 2648 de primeiro de julho de 1998.

A INB é atualmente vinculada com o ministério da Ciência e Tecnologia e é a maior empresa do gênero do hemisfério sul. Responde pela exploração do urânio, desde a mineração e o beneficiamento primário até a produção e montagem dos elementos combustíveis. Na Bahia, em Caetitê está localizado o complexo industrial para a mineração e o beneficiamento de urânio. Em Resende é efetuado o processo de reconversão do  $UF_6$  em pó de dióxido de urânio ( $UO_2$ ), são produzidas as pastilhas de  $UO_2$  e são montados os elementos combustíveis. As atividades de processamento da areia monazítica são conduzidas em Buena, no estado de Rio. O complexo industrial da INB foi readaptado promovendo também entendimentos com o Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP) para implementar em escala industrial o processo de enriquecimento por ultracentrifugação. A fábrica de enriquecimento foi inaugurada em maio de 2006.

Entretanto, ao longo do tempo, alguns dos institutos mais importantes que atuaram na área nuclear, tiveram que mudar o foco das suas pesquisas na tentativa de sobreviver a escassez de recursos financeiros e humanos. É o caso do IPEN que dirigiu a sua atenção principalmente à área de radiofarmácia e produção de radioisótopos [79] e outras área correlatas. Estas instituições de pesquisa começaram um processo de perda de conhecimentos na área da geração núcleo-elétrica sendo que, se este processo não for revertido, as competências acumuladas em longos e profícuos anos de experiência serão irreparavelmente perdidas.

## 2.10.2 Situação atual e tipos de reatores

O Brasil está na décima posição entre os países maiores geradores de energia elétrica, mas na nonagésima posição no consumo de eletricidade per capita. É o terceiro país no mundo na geração de hidroeletricidade, sendo que somente a Noruega e o Paraguai têm uma contribuição da fonte hídrica superior ao Brasil.

---

minérios nucleares e seus derivados, atendidos os seguintes princípios e condições: a) toda atividade nuclear em território nacional somente será admitida *para fins pacíficos* e mediante aprovação do Congresso Nacional”.

A capacidade nuclear total instalada no Brasil é de 1.9 GWe e, em 2004, foram gerados 11.6 TWh de eletricidade, correspondente a 2.4% da eletricidade total gerada (387.5 TWh) [80].

*Tabela 2.10-2: Geração de eletricidade por fonte 1970-2004 [5, 11, 80].*

	<b>1970</b>		<b>1980</b>		<b>1990</b>		<b>2004</b>	
	<b>TWh</b>	<b>%</b>	<b>TWh</b>	<b>%</b>	<b>TWh</b>	<b>%</b>	<b>TWh</b>	<b>%</b>
<i>Produção total nacional</i>	45.7		139.4		222.8		385.4	
<i>Petróleo e derivados</i>	3.7	8.2	5.3	3.8	5.2	2.3	12.4	3.2
<i>Carvão</i>	-	-	-	-	0.5	0.2	19.4	5
<i>Gás natural</i>	1.4	3	2.6	1.9	2.7	1.2	6.9	1.8
<b><i>Nuclear</i></b>	-	-	-	-	<b>2.2</b>	<b>1.0</b>	<b>9.5</b>	<b>2.4</b>
<i>Hidroelétrica</i>	39.8	87	129	92.5	207	92.8	321	83.4
<i>Biomassa</i>	0.8	1.8	2.5	1.8	5.2	2.3	16.2	4.2

Em agosto de 2005, 2 reatores nucleares estão operando na planta de Angra dos Reis no Brasil: os reatores de Angra 1 e 2. O primeiro reator foi fornecido pela Westinghouse o reator Angra 2 foi fornecido, como parte do acordo Brasil Alemanha, pela KWU. Estes dois reatores são operados pela ELETRONUCLEAR.

O tempo médio necessário para construir e conectar a rede as 2 usinas nucleares atualmente em operação no Brasil foi de 17.5 anos [11].

Na TAB. 2.10-3 são listadas as principais características dos dois reatores brasileiros ilustrados na FIG. 2.10-1.

Tabela 2.10-3: Parâmetros principais dos reatores Angra 1 e 2 atualmente em operação no Brasil [46].

	<i>Angra 1</i>	<i>Angra 2</i>
<i>Tipo</i>	<i>PWR</i>	<i>PWR</i>
<i>Criticalidade</i>	<i>1982</i>	<i>1999</i>
<i>Potencia elétrica</i>	<i>626</i>	<i>1350</i>
<i>Combustível</i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub></i>	<i>Pastilhas UO<sub>2</sub></i>
	<i>49.3 tHM</i>	<i>103 tHM</i>
<i>Diâmetro das pastilhas</i>	<i>Inicial: 2.1/2.6/3.1%</i>	<i>Inicial: 1.8/2.5/3.2%</i>
	<i>Recargas: 3.3%</i>	<i>Recargas: 3.3%</i>
<i>Carregamento combustível</i>	<i>16.5 tHM/a</i>	<i>34.2 tHM/a</i>
<i>Revestimento</i>	<i>Zr 4</i>	<i>Zr 4</i>
<i>Temperatura máxima do revestimento</i>	<i>350 °C</i>	<i>349 °C</i>
<i>Temperatura máxima do combustível</i>	<i>1800 °C</i>	<i>2092 °C</i>
<i>Elementos combustíveis</i>	<i>121</i>	<i>193</i>
<i>Numero de barras por elemento</i>	<i>235</i>	<i>236</i>
<i>Queima média na descarga</i>	<i>33000 MWd/tU</i>	<i>35000 MWd/t</i>
<i>Densidade média de potência</i>	<i>107.9 kWt/l</i>	<i>93.2 kWt/l</i>
<i>Barras de controle</i>	<i>Ag/In/Cd</i>	<i>Ag/In/Cd</i>
<i>Temperatura da água refrigerante no primário (entrada/saída do núcleo)</i>	<i>287.5/326.3 °C</i>	<i>293/332 °C</i>
<i>Pressão no primário</i>	<i>154 bar</i>	<i>156 bar</i>
<i>Numero de circuitos de refrigeração</i>	<i>2</i>	<i>4</i>
<i>Vaso de pressão</i>	<i>Cilindrico</i>	<i>Cilindrico</i>
	<i>AS 508 Cl 12</i>	<i>20MnMoNi55</i>
	<i>170 mm espessura</i>	<i>250 mm espessura</i>
<i>Contenção externa</i>	<i>Concreto reforçado</i>	<i>Concreto reforçado</i>
<i>Ciclo</i>	<i>12 meses, 35.1% do combustível trocado</i>	<i>12 meses</i>





Figura 2.10-1: As centrais nucleares Angra 1 e 2 [81].

### 2.10.3 Reatores nucleares do Brasil. Reatores em operação e fechados. Dados

Atualmente os seguintes reatores estão operando no Brasil:

Tabela 2.10-4: Reatores operacionais no Brasil [5, 11].

<i>Reator</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potencia elétrica [MWe]</i>	<i>Operador</i>	<i>Status</i>	<i>Conexão na rede</i>
<i>Angra 1</i>	<i>PWR</i>	<i>626</i>	<i>ELETRONUCLEAR</i>	<i>Operacional</i>	<i>1982</i>
<i>Angra 2</i>	<i>PWR</i>	<i>1350</i>	<i>ELETRONUCLEAR</i>	<i>Operacional</i>	<i>2000</i>
<b><i>Total</i></b>		<b><i>1976</i></b>			

As usinas nucleares Angra 1, com 626 MW, e Angra 2, com 1350 MW, em conjunto com Angra 3, prevista para operar também com 1350 MW, constituem a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - CNAAB, situada na praia de Itaorna, no Município de Angra dos Reis. Desde a sua conexão na rede em 1982 a usina de Angra 1 sofreu muitas paradas devidas a problemas técnicos, sendo que o fator de capacidade médio da usina foi 25% nos primeiros 15 anos de operação. Desde 1999, o desempenho da usina melhorou

muito sendo que o fator de capacidade subiu para 69% em 2004. No mesmo ano, o fator de capacidade médio de Angra 2 foi 83%.

A terceira unidade, Angra 3, é um reator PWR de 1350 MWe que foi adquirido junto com Angra 2 da empresa alemã KWU. As usinas Angra 2 e Angra 3 foram os primeiros frutos do Acordo Nuclear Brasil Alemanha. O objetivo era o desenvolvimento de um padrão brasileiro, com um alto índice de nacionalização para as unidades de 1300 MWe. Cerca de 70% dos equipamentos de Angra 3 já foram comprados e estão atualmente armazenados na planta, sendo a construção do reator, iniciada em 1983, suspensa. A conclusão da usina nuclear Angra 3, acrescentando mais 1350 MW à rede, tornará o Estado do Rio de Janeiro praticamente independente da importação de energia de outros estados.

#### **2.10.4 A experiência do Brasil na utilização do Th [82]**

Devido as suas abundantes reservas de Tório (as reservas classificadas como economicamente viáveis correspondem a 16000 t [5]), desde o começo foram conduzidas muitas atividades de P&D no Brasil para a utilização deste combustível.

O Grupo do Tório da UFMG, em colaboração com o CEA francês, realizou desenhos conceptuais de um reator PHWR carregado com tório. Este grupo interrompeu as suas atividades no começo dos anos 70, quando foi escolhido um reator da tecnologia Westinghouse, a água leve e urânio enriquecido, para equipar a planta de Angra.

No IPEN, em colaboração com a empresa norte americana GA, foram conduzidas pesquisas sobre a tecnologia dos reatores HTGR e o uso do Tório na década de 70.

Mas foi com o acordo entre o Brasil e a Alemanha que foi desenvolvido um extenso programa de estudos sobre a utilização do Tório. Os objetivos principais deste programa, conduzido pelo CDTN (que naquela época era a área de P&D da NUCLEBRAS), eram: a) a demonstração da possibilidade de utilizar Th em um reator PWR, b) desenho dos elementos combustíveis para o ciclo do Th em reatores PWR, c) realização dos elementos combustíveis e d) reprocessamento do combustível irradiado num ciclo fechado do combustível nuclear. Este programa foi interrompido em 1988, com a reformulação do programa nuclear brasileiro e com a reestruturação do setor nuclear.

No Instituto de Estudos Avançados de São José dos Campos nos anos 80 foram conduzidas pesquisas sobre a utilização do Th em reatores rápidos refrigerados com sódio ou gás.

Os mais recentes estudos conduzidos no IPEN sobre sistemas híbridos subcríticos dirigidos por aceleradores (ADS) propõem um conceito inovador de amplificador de energia refrigerado com He e utilizando  $^{232}\text{Th}$  e  $^{233}\text{U}$  como combustível. [83].

### **2.10.5 A estrutura e a regulamentação do setor nuclear brasileiro**

Os Ministérios da Defesa, da Ciência e Tecnologia, de Minas e Energia e da Educação são diretamente vinculados a Presidência da República. Atualmente, o Ministério da Ciência e Tecnologia (MCT) é o órgão governamental responsável pela política nacional de Energia Nuclear. O MCT é responsável por fomentar a pesquisa e o desenvolvimento dessa tecnologia, coordenar o Sistema de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro (SIPRON), além de supervisionar os órgãos de licenciamento e controle, de pesquisa e desenvolvimento, e os do setor industrial voltados para as aplicações pacíficas da energia nuclear no País.

A CNEN é uma autarquia federal criada em 10 de outubro de 1956 atualmente vinculada ao Ministério de Ciência e Tecnologia. Como órgão superior de planejamento, orientação, supervisão e fiscalização, estabelece normas e regulamentos em radioproteção além de ser responsável pela fiscalização e o controle das atividades nucleares no Brasil.

O processo para o licenciamento das instalações nucleares prevê a emissão de cinco autorizações:

- Aprovação do local;
- Licença de construção;
- Autorização para uso de materiais nucleares;
- Autorização para iniciar as operações;
- Autorização para operação permanente. Essa autorização tem uma validade de 40 anos, com opção de extensão.

Para executar suas atividades, a CNEN, com sede administrativa no Rio de Janeiro, possui 14 unidades localizadas em nove estados brasileiros. Entre elas o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), em Belo Horizonte, o Centro Regional de Ciências Nucleares (CRCN), no Recife, o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), em São Paulo e o Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), no Rio de Janeiro (RJ), são vinculados a Diretoria de Pesquisa&Desenvolvimento. O Instituto de

Radioproteção e Dosimetria (IRD), no Rio de Janeiro depende da Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear da CNEN.

A INB, que controla as fases do ciclo do combustível nuclear é uma empresa de economia mista, vinculada à CNEN, como a NUCLEP, e subordinada ao Ministério da Ciência e Tecnologia (MCT).

A Eletrobrás, cuja subsidiária Eletronuclear opera as usinas de Angra 1 e 2, é uma empresa de economia mista e de capital aberto, com ações negociadas nas Bolsas de Valores de São Paulo (Bovespa), de Madri na Espanha e de Nova Iorque nos Estados Unidos. O Governo Federal possui mais da metade das ações ordinárias e preferenciais (52,45%) da Eletrobrás e, por isso, tem o controle acionário da empresa. A Eletronuclear responde ao Ministério de Minas e Energia

As Universidades são vinculadas ao Ministério da Educação.

O Instituto Brasileiro do Meio Ambiente (IBAMA) é responsável pelo licenciamento ambiental das instalações nucleares.

A estrutura do setor nuclear brasileiro é mostrada na FIG. 2.10-2.

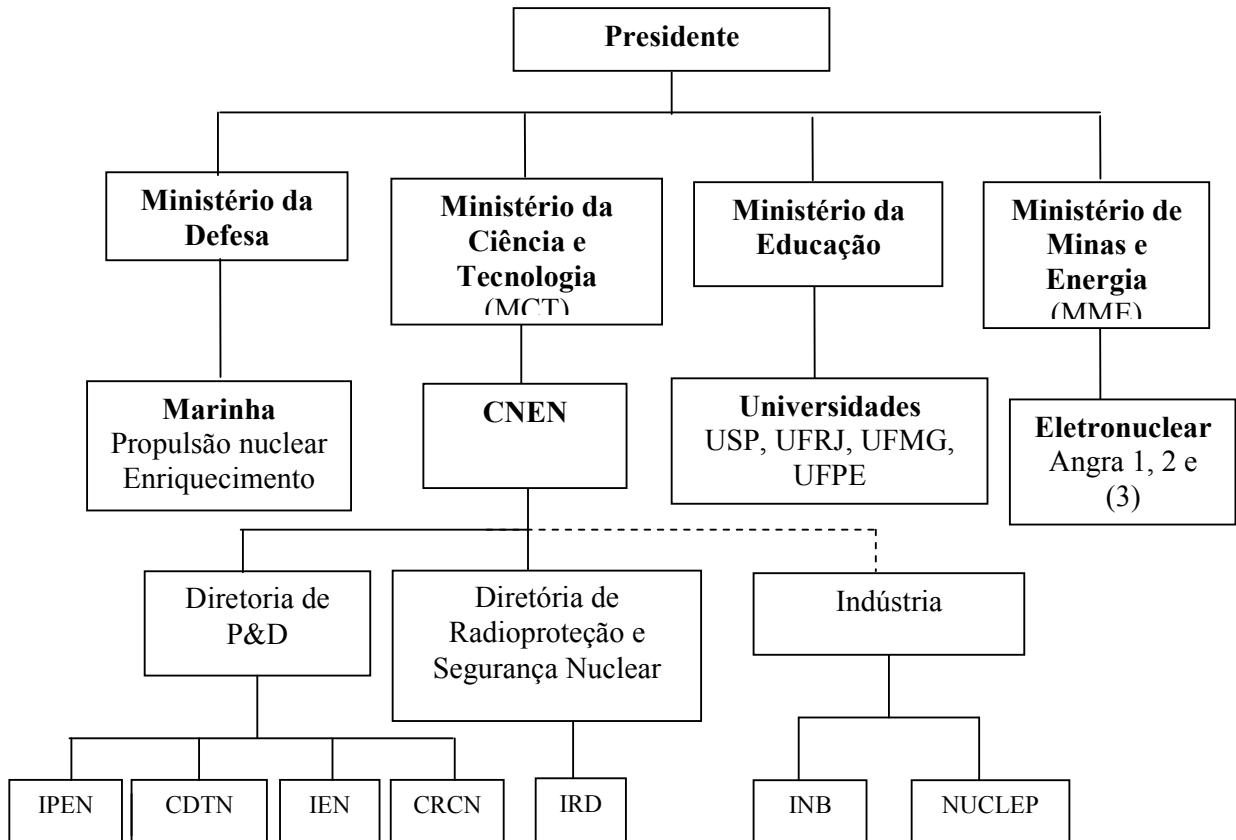


Figura 2.10-2: Estrutura do setor nuclear brasileiro [81].  
UFPE: Universidade Federal de Pernambuco

## 2.10.6 Ciclo do combustível e gestão de rejeitos

A INB, Indústrias Nucleares do Brasil S. A. é a empresa do governo que controla as instalações do ciclo do combustível. Atualmente, o Brasil tem capacidade nas seguintes fases do ciclo do combustível nuclear: mineração, enriquecimento, reconversão, produção de pastilhas e fabricação de elementos combustíveis. Ainda não foi decidido se o ciclo do combustível brasileiro será aberto ou fechado [5, 11, 35, 84].

- **Mineração e concentração do U:** A prospecção e a exploração de materiais radioativos no Brasil começou em 1952. Entre 1974 e 1991 os investimentos para exploração de jazidas de urânio atingiram 150 milhões de US\$, sendo que em 1991 as atividades de prospecção de urânio cessaram. O Brasil possui a sexta maior reserva geológica de urânio do mundo, com 309000 t  $U_3O_8$ , sendo que só 25% do território brasileiro foi até hoje geologicamente explorado. As jazidas (depósitos) de urânio são localizados nos Estados de Minas Gerais (Caldas), Bahia (Lagoa Real/Caetité), Ceará (Itatiaia) e Paraná, conforme ilustrado na FIG. 2.10-3.

A mina de Poços de Caldas operou de 1982 até 1997 com uma capacidade de 425 tU/a e produziu, cumulativamente, 1030 tU.

A mina de Lagoa Real, na Bahia, é a única atualmente funcionando no Brasil. As reservas são estimadas em 100000 tU na categoria < 80 US\$/kgU com 0,30% em  $U_3O_8$ . Iniciou as operações em 2000 com uma capacidade de 400 tU/a e os planos atuais prevêem uma expansão da capacidade produtiva até 800 toneladas anuais de U.

O terceiro grande depósito de urânio do Brasil é localizado em Itatiaia e foi descoberto em 1976. O urânio seria um co-produto da extração do fósforo. Há previsões que a capacidade anual de produção seja de 250 tU.

O concentrado de urânio produzido é enviado em outros países para conversão (Cameco, Canadá) e enriquecimento voltando para o Brasil para fabricação dos elementos combustíveis.



Figura 2.10-3: Localização das jazidas de urânio do Brasil [82].

- **Conversão:** não consta.
- **Enriquecimento:** No Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP), em Iperó, em colaboração com o IPEN foi instalada uma planta piloto de enriquecimento com a tecnologia da ultracentrifugação. Hoje, o urânio utilizado nas usinas nacionais é enriquecido pelo consorcio Urenco formado por Alemanha, Inglaterra e Holanda. Além dos países que fazem parte da Urenco, apenas Rússia, China e Japão dominam a tecnologia da ultracentrifugação. Os EUA e a França utilizam a difusão gasosa. Com a instalação, na INB de Resende, RJ, da primeira usina brasileira de enriquecimento de urânio em escala industrial o Brasil se tornará o nono país a realizar o processo de enriquecimento em escala industrial no mundo. O ciclo de testes começou em fevereiro 2005. A inauguração da fábrica aconteceu em 6 de maio de 2006. A conclusão da primeira fase industrial é prevista para 2010, quando a capacidade instalada — 114 mil Unidades de Trabalho de Separação (UTS) — deverá suprir 60% do combustível consumido nas usinas de Angra 1 e 2. A segunda fase industrial, prevista para 2013, consiste em atingir 100% das necessidades de urânio enriquecido das usinas nucleares brasileiras.
- **Fabricação do combustível:** Na INB Resende, sul do estado do Rio de Janeiro, está localizada a Fábrica de Combustível Nuclear (FCN). Nessa unidade industrial estão localizadas a produção de pó e de pastilhas de dióxido de urânio ( $UO_2$ ), a

produção de componentes e a montagem do elemento combustível e a área administrativa da empresa.

A fábrica de pó de dióxido de urânio tem uma capacidade nominal de 160t/a. Funciona como unidade de produção independente e alimenta a fábrica de pastilhas de dióxido de urânio. Esta unidade, em operação desde 1999, utiliza o processo AUC (carbonato de amônio e uranila) e tem uma capacidade nominal de 120t/a.

A unidade para fabricação dos elementos combustíveis, a FCN - Componentes e Montagem, tem uma capacidade nominal de 250 t anuais de urânio, sendo que cerca de 100 t /U são suficientes para a primeira carga de um reator de 1.300 MWe ou para recargas anuais de até três reatores. Os elementos combustíveis para Angra 1 são fabricados com a tecnologia da Westinghouse. Os elementos de Angra 2 são fabricados seguindo a tecnologia da Siemens. Atualmente está sendo desenvolvida uma tecnologia para a fabricação de elementos combustíveis avançados para Angra 1 através de uma parceria entre a INB, a Westinghouse e a Coreia.

- **Reprocessamento:** não consta. A implantação de uma fábrica de reprocessamento do combustível nuclear com o processo Purex fazia parte, inicialmente, do acordo Brasil Alemanha. A idéia inicial era a reciclagem do Pu, tanto para gerar experiência na utilização de combustível tipo MOX, como para acumular um estoque de Pu para utilizá-lo nos reatores regeneradores.
- **Gestão dos rejeitos:** A CNEN é responsável pela regulamentação e a estocagem dos rejeitos radioativos. Os rejeitos de baixa e media atividades, oriundos das aplicações da energia nuclear (medicina nuclear, fontes seladas, etc.) estão estocados nos instituto de pesquisa da CNEN. Os rejeitos de baixa e media resultantes das operações das usinas nucleares são atualmente acumulados na própria usina em depósitos recentemente modernizados pela Eletronuclear. A CNEN está conduzindo estudos para a definição de um repositório final para os rejeitos de baixa e media. Atualmente, uma vez que um programa brasileiro de reprocessamento não foi ainda definido, o combustível queimado é estocado temporariamente nas piscinas das usinas de Angra 1 e 2. O Brasil é signatário da Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear e Rejeitos Radioativos (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management) da AIEA que entrou em vigor em 2001 como primeiro instrumento legal internacional de controle sobre estes assuntos.

## **2.10.7 Planos futuros [85]**

Em novembro de 2003, a região Sul do Brasil entrou em um estado de alerta energética e os estados do Paraná, Santa Catarina e Rio Grande do Sul viram-se frente à ameaça do racionamento da energia elétrica. O problema foi contornado com o remanejamento do excedente da energia do Sudeste.

Embora não alcançasse a dimensão da crise de 2001, quando o país foi forçado a reduzir o consumo de energia durante 7 meses, o incidente revela que a questão da situação energética do Brasil está ainda aberta.

Essa situação é devida principalmente ao modelo energético brasileiro onde a geração hidroelétrica, diretamente influenciada pelas variações climáticas, é predominante (83%). Além disso, o país não investe, há muito tempo, na construção de novas usinas. O déficit de capacidade energética é preocupante e os especialistas afirmam que, se não foram feitos investimentos para aumentar a capacidade de geração, o país não terá como sustentar a expansão da atividade econômica.

Além de novos investimentos para aumentar a capacidade geradora, esses investimentos teriam que ser direcionados para diversificação da matriz energética brasileira. E a opção nuclear parece ser interessante.

Em curto prazo existe um plano de modernização para extensão da vida útil da usina nuclear de Angra 1. Haverá troca do gerador de vapor em 2008, com um projeto da Framatome realizado pela Nuclep, e o reator será reabastecido com combustível avançado.

Dentro do mais amplo contexto do planejamento em médio prazo, colocam-se os que apóiam a continuidade das obras de Angra 3 como alternativa atrativa para a contribuição energética no eixo Rio-São Paulo e para dar continuidades as atividades nucleares no país. O projeto da construção da usina nuclear de Angra 3 é o único projeto governamental, para geração de eletricidade, que já está licitado. Além disso, o plano decenal de energia elétrica 2006-2015 do Ministério de Minas e Energia prevê que seja mantida a atual contribuição da geração núcleo elétrica (2%) até 2015. Isto é, a finalização da usina de Angra 3 é prevista no plano decenal de expansão do setor elétrico. A usina, cujo prazo previsto de construção é de cinco anos e meio (66 meses), e cujo orçamento é de 1,8 bilhões de dólares, adicionando 1350 MWe, seria essencial para toda a região Sudeste, especialmente para o Estado de Rio de Janeiro. Atualmente Angra 1 e 2 respondem por 57% da produção energética do Rio e por 50% do seu consumo. Com a entrada em operação da terceira unidade, a geração nuclear responderia por 80% da energia



produzida no estado. Cerca 70% dos equipamentos necessários para o término da usina já foram comprados e estão estocados a um custo de 20 milhões de dólares por ano em manutenção. Além disso, a NUCLEP, que foi montada para atender ao programa nuclear, está dando déficit ao erário porque não entra em operação em carga plena. A necessidade de grandes capitais a serem investidos poderia ser enfrentada através de parcerias da Eletronuclear com investidores privados, como a Areva.

Em 2004, a Ministra de Minas e Energia, Dilma Rousseff, criou um grupo de trabalho com quatro ministérios envolvidos, Minas e Energia, Ciência e Tecnologia, Planejamento, Orçamento e Gestão e Meio Ambiente para fornecer um parecer sobre as continuidades das obras. Ao final do prazo de 180 dias, o relatório produzido pelo grupo e apresentado ao Conselho Nacional de Política Energética (CNPE) foi favorável à usina por motivos econômicos e sobretudo estratégicos, embora não tivesse sido devidamente esclarecido o problema da estocagem dos rejeitos de baixa e média atividade, como foi requerido pelo Ministério do Meio Ambiente. Mas é evidente que, além das questões técnicas, a política exerce um papel fundamental em relação a retomada da construção da usina nuclear de Angra 3.

*Tabela 2.10-2: Reatores nucleares de potência atualmente em construção no Brasil [5, 11].*

<i>Unidade</i>	<i>Tipo</i>	<i>Potência</i>	<i>Situação</i>
<i>Angra 3</i>	<i>PWR</i>	<i>1350 MWe</i>	<i>Construção suspensa</i>
<b><i>Total: 1</i></b>		<b><i>1350 MWe</i></b>	

Os debates relativos à construção de Angra 3 e, mais amplamente, ao programa nuclear brasileiro, foram despertados novamente na ocasião da visita do Presidente Lula na China em 2004. Os dois países discutiram a renovação e ampliação de um tratado de cooperação para o uso pacífico da energia nuclear que existe desde a década de 80 (Presidente José Sarney, 1988). A parceria incluiria a medicina nuclear, especialmente a fabricação de radioisótopos, a irradiação de alimentos e sementes, a participação eventual do Brasil na construção das novas usinas nucleares chinesas e a venda de urânio não enriquecido para abastecer as usinas chinesas (porém, devido a própria Constituição brasileira, o Brasil não pode exportar urânio).

Foi por ocasião desta visita que o Presidente Lula ordenou a criação de um grupo de trabalho interministerial para apresentar um relatório detalhado com propostas para um novo programa nuclear brasileiro.

Segundo uma recente entrevista do diretor de Pesquisa e Desenvolvimento da CNEN, Alfredo Tranjan, o programa nuclear brasileiro estaria em fase de elaboração e preveria a construção de Angra 3, mais duas usinas nucleares de grande porte (1300 MWe) e outras quatro de pequeno porte (300 MWe) até 2022. No total, seriam investidos US\$ 13 bilhões nos próximos 18 anos em geração de energia, sendo que o cenário mais avançado do programa preveria uma participação de 5.7% da geração nuclear no sistema elétrico brasileiro, a partir dos atuais 2.4% [86].

Existe um trabalho detalhado sobre a possibilidade de utilização de centrais nucleares de pequeno porte no Brasil, sobretudo em sistemas elétricos isolados, que não se encontram interligados aos grandes sistemas elétricos nacionais [78].

Recentemente, em abril de 2006, o Presidente da Eletronuclear, Othon Luiz Pinheiro da Silva, falou no Conselho Empresarial de Energia da Associação Comercial do Rio de Janeiro, que o Brasil não pode prescindir da energia nuclear para construir uma matriz energética mista. Dentro deste conceito, o executivo defendeu a continuidade da usina Angra 3 no curto prazo e estimou a necessidade de instalar cerca de 13 GWe nucleares a longo prazo, nos próximos 30 anos, até 2035. No cenário proposto, há a instalação de 10 usinas do porte de Angra 2 e 3 ou 20 do porte de Angra 1 preferencialmente localizadas no Nordeste, região com a maior carência de fontes primárias e, portanto, com maior risco de déficit energético.

O Brasil participou diretamente nas fases iniciais de duas iniciativas para o desenvolvimento de novas tecnologias de reatores nucleares: a iniciativa INPRO da AIEA, onde participou na fase de definição das metodologias e no programa GIF do DOE onde contribuiu na definição do “Roadmap”. A CNEN e a NUCLEP fazem parte do consórcio para o desenvolvimento do reator IRIS, descrito no capítulo 3. Mas estas participações podem não ter continuidade por causa da grave escassez de recursos humanos e financeiros que afeta o setor nuclear brasileiro.

As atividades futuras na área nuclear dependerão do resultado da revisão atual do programa nuclear brasileiro. Entretanto, uma característica importante, que qualquer programa nuclear para o Brasil tem que levar em conta, é a formação de técnicos especializados, de cérebros, para manter vivos os conhecimentos até agora adquiridos na área nuclear. Desta forma a participação em iniciativas internacionais seria vital para manter ativa a comunidade técnico-científica, e se manter “up to date” com a tecnologia nuclear.

## **2.11 Outros países [5, 11, 35, 75]**

A Tabela 2.11-1 fornece uma panorâmica geral do setor nuclear em todos os países do mundo onde a opção nuclear é utilizada na matriz energética, além daqueles descritos em detalhe nos parágrafos antecedentes (do item 2.2 até o item 2.10).

Nesta tabela são dadas informações sobre o número de reatores operacionais em cada país, sobre a capacidade instalada, o peso da geração de eletricidade por via nuclear na matriz energética, os planos a curto (reatores em construção) e longo prazo (unidades planejadas) de expansão do parque instalado.

Nos parágrafos sucessivos são fornecidos alguns detalhes a mais sobre os países que não foram descritos nos item 2.2-2.10.

Tabela 2.11-1: Reactores operacionais no mundo, capacidade instalada, geração de eletricidade em 2004, contribuição da geração nuclear na matriz energética, reatores em construção e planejados [5, 11, 35].

<b>Pais</b>	<b>Reactores Operacionais</b>	<b>Capacidade Instalada [MWe net]</b>	<b>Geração núcleo-eletrica em 2004 [TWh net]</b>	<b>% da eletricidade total produzida em 2004</b>	<b>Reactores em construção (MWe)</b>	<b>Reactores planejados (MWe)</b>
Japão	55	47700	270	26	2 (2241)	10 (13560)
China	9	6587	41.6	2.2	2 (1900)	8 (8000)
Taiwan	6	4884	181	40	2 (2700)	-
Índia	15	3600	16	3.3	8 (3128)	23 (20000)
Coréia do Sul	20	16840	124	38	-	8 (9200)
Paquistão	2	425	1.8	2.4	1 (300)	-
Iran	-	-	-	-	1 (915)	-
<b>Sul da Ásia e extremo Oriente</b>	<b>107</b>	<b>80036</b>	<b>634.4</b>		<b>16</b>	<b>49</b>
<b>Estados Unidos</b>	<b>104</b>	<b>99210</b>	<b>789</b>	<b>20</b>	<b>-</b>	<b>-</b>
Canadá	18	14000	84.2	14.5	-	-
México	2	1360	8.7	4.2	-	-
<b>América do Norte</b>	<b>124</b>	<b>114570</b>	<b>881.9</b>		<b>-</b>	<b>-</b>
Argentina	2	935	7	8.6	1 (692)	-
Brasil	2	1901	13	3	1 (1300)	-
<b>América do Sul</b>	<b>4</b>	<b>2836</b>	<b>20</b>		<b>2</b>	<b>1</b>
França	59	63000	427	78	-	1 (1600)
Alemanha	17	23400	157	28	-	-

<i>Bélgica</i>	7	5761	44.9	55.2	-	-
<i>Suécia</i>	10	8857	75	51	-	-
<i>Espanha</i>	9	7584	60.9	26	-	-
<i>Finlândia</i>	4	2676	21.8	27	1 (1600)	-
<i>Suíça</i>	5	3220	25.7	40	-	-
<i>Inglaterra</i>	23	11850	73.7	20	-	-
<b><i>Europa</i></b>	<b>134</b>	<b>126348</b>	<b>886</b>		<b>1</b>	<b>1</b>
<i>Lituânia</i>	1	1185	13.9	72	-	-
<i>Eslováquia</i>	6	2640	15.7	55.5	-	2 (880)
<i>Ucrânia</i>	15	12168	87	48	3 (3000)	8
<i>Eslovênia</i>	1	676	4.96	39	-	-
<i>Hungria</i>	4	1755	11.9	38.5	-	-
<i>República Checa</i>	6	3472	25.9	31	-	2 (2000)
<i>România</i>	1	655	4.54	10	1 (700)	3 (2100)
<i>Rússia</i>	31	22000	149	21	6 (4675)	9 (10300)
<i>Bulgária</i>	4	2722	16.04	42	1 (1000)	1 (1000)
<i>Armênia</i>	1	407	2.3	42	-	-
<b><i>Rússia e Europa do Leste</i></b>	<b>70</b>	<b>47680</b>	<b>331.24</b>		<b>11</b>	<b>25</b>
<i>África do Sul</i>	2	1842	12.66	6	1 (125)	24 (4000)
<b><i>África</i></b>	<b>2</b>	<b>1842</b>	<b>12.66</b>		<b>1</b>	<b>24</b>
<b><i>TOTAL</i></b>	<b>441</b>	<b>373312</b>	<b>2766.2</b>	<b>16%</b>	<b>31 (24276)</b>	<b>99</b>

\* Em dezembro de 2004 um reator foi fechado. Hoje a capacidade instalada na Lituânia é de 1500 MWe

### 2.11.1 África do Sul

- **Política energética:** A demanda de eletricidade cresce desde 1980. O apoio do governo a geração núcleo-elétrica é forte. Em 2004, o Governo aprovou o financiamento de um reator de demonstração modular Pebble Bed (PBMR) de 125 MWe a ser construído na planta de Koeberg. O governo prevê a construção de mais 24 unidades PBMR de 165 MWe totalizando 4000 MWe.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1984.
- **Parque atual:** 2 reatores PWR de 921 MWe, fornecidos pela Framatome, na planta de Koeberg, perto de Durban.
- **Expansão do parque:** 1 reator PBMR planejado para a planta de Koeberg em 2010. 24 reatores PBMR de 165 MWe estão planejados.
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. O combustível queimado é temporariamente estocado na planta de Koeberg. No “front-end” do ciclo do combustível há atividade de mineração (urânio na realidade é um subproduto da mineração do ouro) com uma produção de 1000 tU/a.

### 2.11.2 Argentina

- **Política energética:** O consumo de eletricidade na Argentina continua crescendo desde 1990, cerca de um terço da produção é hidroelétrica.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1974.
- **Parque atual:** 2 reatores: 1 PHWR da Siemens (Atucha 1) e 1 CANDU 6 (Embalse).
- **Expansão do parque:** 1 reator PHWR da Siemens (Atucha 2) de 692 MWe.
- **Ciclo do combustível:** ainda não decidido. Tem capacidade em todas as fases do “front-end” do ciclo do combustível. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores.

### 2.11.3 Armênia

- **Política energética:** Num recente estudo sobre os possíveis cenários de crescimento energético da Armênia (AIEA TC project – ARM0/004) a geração núcleo-elétrica é considerada importante para a independência energética da

Armênia cujos recursos naturais são escassos. Conforme o documento seriam necessários dois reatores nucleares até 2017.

- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1976.
- **Parque atual:** 1 reator VVER 440 soviético.
- **Expansão do parque:** a nível de estudos.
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. O combustível queimado era devolvido a Rússia para reprocessamento. Hoje em dia é estocado num repositório temporário, enquanto está sendo estudada a localização do repositório final.

#### 2.11.4 Bélgica

- **Política energética:** Com 45% da energia elétrica produzida por via nuclear a Bélgica é o quarto país no mundo que mais utiliza a energia núcleo-elétrica no mundo. A primeira usina nuclear com um reator PWR na Europa e a terceira do mundo foi construída na Bélgica, no Centro de Pesquisas de Mol, iniciando a sua operação em 1992. Este foi o primeiro reator térmico a demonstrar na prática a reciclagem do Pu em um conjunto de combustível com óxido misto. A usina parou de operar em 1997 e foi utilizada para demonstração de técnicas de descomissionamento. O desenvolvimento da tecnologia nuclear aconteceu em conjunto com a França, mas a indústria nuclear belga supriu mais de 85% dos equipamentos das usinas e instalações nucleares do país. Atualmente, a política do governo proíbe a construção de reatores nucleares e o reprocessamento do combustível e limita a vida útil dos existentes a 40 anos.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1974.
- **Parque atual:** 7 reatores PWR. Desde 1995 é utilizado combustível MOX. O fator de capacidade médio das plantas em 2004 foi de 86.9%.
- **Expansão do parque:** não consta.
- **Ciclo do combustível:** ainda não decidido. Na Bélgica é fabricado o combustível nucleares para as plantas, na forma de  $UO_2$  e MOX. Não há mineração, conversão e enriquecimento. O combustível é reprocessado em La Hague, na França.

### 2.11.5 Bulgária

- **Política energética:** a demanda de eletricidade está em contínuo crescimento na Bulgária desde 1980. O país exportou 5 TWh de eletricidade em 2003. O governo suporta a energia nuclear e os planos para extensão do parque de reatores são firmes. Em 1980 começou a construção da planta de Belene que foi interrompida em 1991 por escassez de recursos financeiros. Em 2005, o Governo aprovou a retomada das obras da planta de Belene que será equipada com 2000 MWe. O primeiro reator da planta será comissionado em 2011.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1974.
- **Parque atual:** 2 reatores VVER 440 (modelo V230 avançado), 2 reatores VVER 1000 (modelo V320) na planta de Kozloduy.
- **Expansão do parque:** Primeiro reator da planta de Belene em construção (VVER 1000 – V320).
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. Até 1989, o combustível queimado era devolvido a Rússia por reprocessamento (RT-1, planta de Mayak). O restante é estocado nas plantas. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.6 China

- **Política energética:** a demanda de energia elétrica cresce rapidamente, 16% só em 2004. O governo prevê que até 2020 a capacidade instalada nuclear seja de 36-40 GWe.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1984.
- **Parque atual:** 2 reatores CANDU 6 (655 MWe), 7 reatores PWR fornecidos pela Framatome. O fator de capacidade médio em 2004 foi de 77%.
- **Expansão do parque:** 2 reatores VVER 1000 (AES-91) soviéticos em construção.
- **Ciclo do combustível:** fechado. A China tem capacidade em todas as fases do ciclo do combustível. Atualmente o combustível queimado é estocado nas piscinas enquanto uma planta de reprocessamento está sendo construída.



## 2.11.7 Coréia do Sul

- **Política energética:** O lançamento do programa nuclear coreano foi causado pela crise do petróleo de 1973, que teve um grande impacto no país que era altamente dependente da importação do petróleo. Isto, aliado com o rápido crescimento da demanda de energia elétrica causado pelo forte desenvolvimento da economia coreana, fez com que se partisse com uma política de diversificação das fontes energéticas. O plano de desenvolvimento estratégico lançado em 1984 previa três estágios de desenvolvimento da tecnologia nuclear. Os primeiros reatores comerciais foram adquiridos como projetos “turnkey”, numa segunda fase a participação da indústria coreana como subcontratadas dos contratados estrangeiros principais foi maior, sendo que na terceira fase, começada em 1987 se adotou como contratado principal uma organização coreana, com transferência de tecnologia sob licença. Nesta fase se escolheu o System 80 da CE (hoje Westinghouse), como modelo para padronização das usinas coreanas. O passo sucessivo foi o desenvolvimento do KSNP (Korean Standard Nuclear Plant). Desde o começo o programa nuclear coreano foi baseado em centrais padronizadas e com máxima participação nacional. A demanda de energia vem crescendo a uma taxa de 9% ao ano desde 1990 e, atualmente, a Coréia do Sul importa 97% das suas necessidades energéticas. O desenvolvimento da energia nuclear é considerado até hoje prioridade nacional. 20 reatores contribuem hoje com 40% da eletricidade total gerada.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1977.
- **Parque atual:** 4 reatores CANDU (3 são CANDU-6), 16 reatores PWR. As últimas unidades PWR construídas são 2 unidades System-80 da Westinghouse e 6 KSNP que incorpora muitas características de projeto dos reatores avançados a água leve (ALWR) norte americanos.
- **Expansão do parque:** 4 reatores PWR de projeto coreano de 950 MWe, 4 APWR de 1350 MWe são planejados.
- **Ciclo do combustível:** aberto. No “front end” há só uma planta de fabricação do combustível. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores, enquanto um repositório intermediário esta sendo construído. A Coréia está conduzindo estudos sobre ciclos avançados do combustível nuclear, como o ciclo DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in Candu).

### 2.11.8 Eslováquia

- **Política energética:** Para acessar na EU os 2 mais velhos reatores da Eslováquia da planta de Bohunice (VVER 440 modelo 230) serão fechado em 2006 e 2008 respectivamente. O governo apóia fortemente a opção nuclear.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1972.
- **Parque atual:** 2 reatores VVER 440 (modelo 230), 4 reatores VVER 440 (modelo 213).
- **Expansão do parque:** é planejada a construção de mais dois reatores na planta de Mochovec, já equipada com duas unidades VVER 440 (modelo 213).
- **Ciclo do combustível:** aberto. Parte do combustível queimado foi devolvido a Rússia e parte é estocado no repositório da planta de Bohunice. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.9 Eslovênia

- **Política energética:** Manter a diversificação atual de fontes para geração elétrica, inclusive a energia nuclear. Aumentar a geração através de fontes renováveis.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1983.
- **Parque atual:** 1 PWR de 676 MWe da Westinghouse. O fator de capacidade em 2004 foi 90%.
- **Expansão do parque:** Em 2001 foi realizado o uprating do reator de 6%.
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. O combustível queimado é estocado na planta.

### 2.11.10 Espanha

- **Política energética:** A energia nuclear é a segunda fonte mais utilizada para a produção de energia elétrica na Espanha depois do carvão. Característica do país é a alta utilização do parque núcleo elétrico em termos de energia produzida por capacidade instalada. Com apenas 13.8% da capacidade bruta instalada total, as centrais nucleares respondem por 26% da energia elétrica líquida total

produzida. A Espanha participa ativa no desenvolvimento dos reatores avançados AP 600 da Westinghouse e ABWR da GE.

- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1968.
- **Parque atual:** 7 reatores PWR mais 2 BWR. O ambicioso “uprating” dos reatores existentes prevê de adicionar mais 810 MWe.
- **Expansão do parque:** através do “uprating”.
- **Ciclo do combustível:** ainda não decidido O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores. Há planos para construção de um repositório central. No “front end” o combustível é fabricado domesticamente, sendo todas as outras fases do ciclo importadas.

### 2.11.11 Finlândia

- **Política energética:** O consumo de eletricidade per capita é muito alto (16600 KWh/per capita). O país é muito dependente energeticamente. Em 2002 o Parlamento decidiu, priorizando a questão da segurança e do meio ambiente na geração energética, a construção de um outro reator (EPR) que começará a operar em 2009. Será o primeiro reator construído na Europa Ocidental em mais de uma década. A demanda de energia está crescendo na Finlândia, em 2030 serão necessários 7300 MWe. O clima político geral é favorável a energia nuclear.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1977.
- **Parque atual:** 2 reatores BWR (Olkiluoto, 860 MWe) fornecidos pela Suécia, mais 2 reatores VVER 440 (Loviisa) soviéticos mas com sistemas de segurança ocidentais. São entre os reatores mais eficientes do mundo; em 2004 o fator de capacidade médio foi de 94%. A capacidade instalada atual dos reatores BWR foi obtida com um uprating do 26%; os reatores VVER obtiveram uprating de 9.7%. A vida útil deles foi estendida até 60 anos para os BWR e 50 anos para os VVER.
- **Expansão do parque:** foi obtida através do “uprating”. Construção de um reator EPR de 1600 MWe na planta de Olkiluoto
- **Ciclo do combustível:** aberto. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores. O combustível dos reatores VVER é enviado de volta a Rússia.

Está sendo construído um repositório central na planta de Olkiluoto. Não constam atividades no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.12 Hungria

- **Política energética:** O consumo de eletricidade cresceu em Hungria de 27% entre 1990 e 2001. A dependência do país das importações, principalmente da Rússia, é forte. A atual política do governo é baseada na redução das importações. A geração núcleo elétrica é a mais barata no país. O suporte do Governo a energia nuclear é forte.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1982.
- **Parque atual:** 4 reatores VVER 440 (modelo V213) soviéticos na planta de Paks, a beira do Rio Danúbio, 114 km ao sul de Budapeste. Paks 2 e 3 se inserem na lista das melhores usinas do mundo do ponto de vista de fator de capacidade acumulado ao longo de suas vidas operativas, principalmente devido ao curto período necessário para a troca de combustível.
- **Expansão do parque:** em 2004 o Parlamento aprovou a extensão da vida útil dos 4 reatores da planta de Paks de 20 anos.
- **Ciclo do combustível:** fechado. Uma parte do combustível queimado foi devolvido a Rússia por reprocessamento (RT-1, planta de Mayak). O restante é estocado na planta de Paks. Há planos para construção de um repositório central. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.13 Índia

- **Política energética:** o Governo prevê uma capacidade nuclear instalada de 20 GWe entre 2020 e a completa independência em todas as fases do ciclo do combustível. A Índia tem limitadas reservas de U mas grande reservas de Th e está investindo muitos recursos no desenvolvimento do ciclo do Th. A primeira fase deste plano de longo prazo prevê a utilização de CANDU para produzir Pu. Na segunda fase o Pu será utilizado como combustível em reatores rápidos para regenerar  $^{233}\text{U}$  a partir de  $^{232}\text{Th}$ .  $^{233}\text{U}$  será o combustível de reatores avançados a água pesada na terceira fase. O reator AHWR (Advanced Heavy Water Reactor) está sendo desenvolvido para ser utilizado na terceira fase do ciclo do Th. É um

reator de 300 MWe, moderado com água pesada (baixa pressão), refrigerado com água leve fervente circulando por convecção e projetado para atingir uma queima de 24 GWd/t. O combustível é uma mistura de (Th-U)O<sub>2</sub> e (Pu-Th)O<sub>2</sub>, para produzir <sup>233</sup>U e queimar <sup>239</sup>Pu.

Em 2002 foi aprovada a construção de um reator rápido regenerador protótipo de 500 MWe na planta de Kalpakkam. Há previsão que este reator comece a operar em 2010 utilizando combustível MOX (com Pu produzido nos existentes PHWR) e um “blanket” de tório para produção de <sup>233</sup>U. Foi anunciada a construção de mais 4 reatores rápidos deste tipo entre 2020.

- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1969.
- **Parque atual:** no total 15 reatores pequenos: 2 BWR de 150 MWe da GE, 2 CANDU (187 e 90 MWe) e 11 PHWR (8\*202 MWe, 2\*155 MWe, 490 MWe). Os reatores PHWR foram desenvolvidos pela NPCIL (Nuclear Power Corporation of India). O fator de capacidade médio em 2004 foi de 85%.
- **Expansão do parque:** Estão sendo construídos 3 reatores PHWR (490 e 2\*202 MWe), um FBR (470 MWe) e um reator VVER 1000 (V-392).
- **Ciclo do combustível:** fechado. A Índia tem capacidade em todas as fases do ciclo do combustível, inclusive tem plantas de produção de água pesada.

### 2.11.14 Lituânia

- **Política energética:** Um dos dois reatores nucleares da planta de Ignalina, que juntos forneciam 70% da eletricidade da Lituânia, foi fechados em dezembro de 2004, conforme concordado para o acesso na EU. O reator número 2 será fechado em 2009. A construção do terceiro reator da planta foi interrompida em 1989 e a sua demolição começou em 1996. O Programa do Governo para o período 2004-2008 contém declarações sobre a possibilidade de substituir os 2 RBMK, que foram e serão fechados, com outra capacidade nuclear.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1983.
- **Parque atual:** 1 reator RBMK 1500 soviéticos. Atualmente está operando a 1300 MWe por razões de segurança.
- **Expansão do parque:** não consta.

- **Ciclo do combustível:** Não decidido ainda. O combustível queimado é estocado no repositório da planta de Ignalina. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.15 México

- **Política energética:** O México é um país energeticamente independente, mas que depende fortemente de hidrocarbeto.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1990.
- **Parque atual:** 2 reatores BWR (planta de Laguna Verde) de 680 MWe da GE. O Fator de capacidade foi de 76% em 2004. Os dois reatores levaram 14 e 18 anos, respectivamente, para ser construídos.
- **Expansão do parque:** não consta.
- **Ciclo do combustível:** ainda não decidido. Todas as fases do ciclo do combustível são importadas. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores.

### 2.11.16 Paquistão

- **Política energética:** o desenvolvimento da energia nuclear no país foi limitado por causa de muitos fatores; entre eles o embargo internacional, a escassez de recursos financeiros, a dependência da tecnologia estrangeira. Há planos para aumentar a contribuição da energia nuclear na matriz elétrica do Paquistão em paralelo adquirindo a maior independência possível.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1971.
- **Parque atual:** 1 reator CANDU (125 MWe), 1 reator PWR (300 MWe). O fator de capacidade dos reatores foi de 43% em 2004.
- **Expansão do parque:** 1 reator PWR (300 MWe) em construção.
- **Ciclo do combustível:** ainda não decidido. O Paquistão tem capacidade em todas as fases do ciclo do combustível. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores.

### 2.11.17 República Checa

- **Política energética:** O Governo suporta firmemente a geração núcleo-elétrica. A política energética do governo de 2004 prevê a construção de dois novos

reatores entre 2020 (Temelin), para substituir os primeiros dois reatores da planta de Dukovany que serão fechados.

- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1985.
- **Parque atual:** 4 reatores VVER 440 (modelo V213) na planta de Dukovany, 2 reatores VVER 1000 (modelo V320) na planta de Temelin.
- **Expansão do parque:** 2 reatores VVER 1000 são planejados.
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. Até 1989 o combustível queimado era devolvido a Rússia por reprocessamento (RT-1, planta de Mayak). O restante é estocado nas plantas. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível. As minas da república Checa, que forneciam cerca de 2500 tU/a são hoje fechadas.

### 2.11.18 Romênia

- **Política energética:** O Governo suporta a energia nuclear. Em 2004 foi atribuída alta prioridade ao acabamento da unidade 2 da planta de Cernavoda (inicialmente foram planejadas 5 unidades). O reator número 2 começará a operar em 2007. Há planos para construir a unidade 3 da planta de Cernavoda entre 2011 e as unidades 4 e 5 entre 2020.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1996.
- **Parque atual:** 1 reator CANDU 6 de 655 MWe. O fator de capacidade médio do reator é de 86%.
- **Expansão do parque:** 1 reator CANDU 6 (700 MWe) em construção.
- **Ciclo do combustível:** aberto. As atividades de “front end” do ciclo do combustível (mineração, conversão, enriquecimento, fabricação) foram desenvolvidas para enfrentar as necessidades locais de combustível nuclear e água pesada.

### 2.11.19 Suécia

- **Política energética:** O consumo de eletricidade per capita (18000 kWh per capita) é um dos mais altos do mundo. 10 reatores nucleares providenciam cerca de metade da eletricidade. Existem consideráveis recursos hídricos no país que fornecem cerca a outra metade de energia elétrica. Não há planos para construir novos reatores ou substituir os velhos, embora a Suécia

seja um país dos que mais apóiam as políticas de desenvolvimento sustentável que limitam as emissões de gás efeito estufa.

- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1972.
- **Parque atual:** 7 reatores BWR, fornecidos pela indústria sueca ASEA Atom (hoje ABB-CE) e 3 PWR da Westinghouse. Atualmente está sendo conduzido o “uprating” dos reatores existentes para aumentar a capacidade instalada de cerca 600 MWe.
- **Expansão do parque:** através do “uprating”.

**Ciclo do combustível:** aberto. A Suécia possui os maiores depósitos de urânio dentre todos os países europeus, mas nenhum destes depósitos é economicamente explorável nas condições de preço de mercado atuais.

O sistema de gestão de rejeitos da Suécia é entre os mais avançados do mundo atualmente em operação. O combustível queimado é levado, através de um sistema de transporte marítimo, para ser estocado no repositório intermediário CLAB, que entrou em operação em 1985. Neste repositório, cuja capacidade é de 8000 t HM, o combustível queimado permanece por 40 anos antes de ser acondicionado em recipientes de cobre para estocagem final, de baixo de uma camada de bentonita, em rochas graníticas. Na Suécia há só uma planta de fabricação do combustível, sendo todas as outras fases do ciclo importadas.

### 2.11.20 Suíça

- **Política energética:** As únicas fontes energéticas do país são hídricas. Para enfrentar a crescente demanda de energia o governo decidiu, desde 1960, de apoiar a geração núcleo-elétrica como fonte limpa. Em um referendun, em 2003 o povo suíço rejeitou duas propostas voltadas à saída da Suíça da energia nuclear.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1969.
- **Parque atual:** 3 reatores PWR mais 2 reatores BWR. Uprating para aumentar a capacidade instalada foi feito para todos os reatores.
- **Expansão do parque:** obtido através do “uprating”.
- **Ciclo do combustível:** aberto/fechado. Uma parte do combustível queimado é reprocessado nas plantas de Sellafield pela BNFL e na planta de La Hague pela Cogema, pela fabricação do MOX. O restante é estocado nas piscinas dos



reatores. Há planos para construção de um repositório central. Não constam atividades locais no “front end” do ciclo do combustível.

### 2.11.21 Taiwan

- **Política energética:** a demanda de energia elétrica cresce a uma taxa de 5% ao ano. Durante o ano de 2004 a produção total de energia núcleo-elétrica foi de 181 TWh, representando 40% do total da energia elétrica produzido no país por todas as fontes.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1978.
- **Parque atual:** 4 reatores BWR, fornecidos pela General Electric e 2 reatores PWR fornecidos pela Westinghouse.
- **Expansão do parque:** 2 reatores ABWR de 1630 MWE em construção na planta de Lungmen. Operação comercial prevista em 2010.
- **Ciclo do combustível:** Todos os materiais e os serviços são importados. Um repositório para estocagem dos rejeitos de baixa atividade está em operação na ilha de Lan-Yu. O combustível queimado é estocado nas piscinas dos reatores.

### 2.11.22 Ucrânia

- **Política energética:** A política energética do país prevê a construção de mais 11 reatores entre 2030 para adquirir maior independência energética. Atualmente há 3 reatores em construção.
- **Primeiro reator comercial:** começou a operar em 1977 (Chernobyl).
- **Parque atual:** 13 reatores VVER 1000, 2 reatores VVER 440 (modelo 213). O fator de capacidade médio destes reatores foi de 81.4% em 2004.
- **Expansão do parque:** Estão sendo construídos três reatores VVER 1000. Estão sendo feitas modificações nos reatores existentes para aumentar a vida útil de 30 até 40-45 anos.
- **Ciclo do combustível:** não decidido ainda. Parte do combustível queimado é devolvido a Rússia para ser reprocessado e parte é estocado nas plantas. A opção do repositório geológico está sendo estudada. A única atividade do “front end” do ciclo do combustível é a da mineração. As minas de U da Ukraina tem uma capacidade total de 1000 tU/a.

# CAPÍTULO 3

## O FUTURO DA GERAÇÃO NÚCLEO-ELÉTRICA

### 3.1 Introdução

No momento atual, o crescimento da geração núcleo elétrica tem se dado por dois fatores principais:

1. Aumento da eficiência e da disponibilidade das unidades existentes que foi possibilitada pelos investimentos em novas tecnologias e metodologias. Esse processo ocorreu principalmente na América do Norte e na Europa Ocidental (competitividade econômica);
2. Construção de novas usinas nucleares para suprir a demanda de eletricidade. Essa opção ocorreu mais fortemente nos países asiáticos como Japão, Coreia, China, Índia.

Embora as perspectivas para o setor da geração núcleoelétrica ainda não sejam bem definidas, nos últimos anos observou-se um importante movimento para o futuro da energia nuclear a médio prazo, que foi a retomada da discussão da utilização dessa opção por alguns países que a consideram uma opção viável para o futuro.

Essa retomada de discussão foi motivada principalmente pela mudança da percepção pública de que o uso da energia nuclear pode contribuir para minimizar os impactos ambientais provocados pela geração de eletricidade por usinas que usam combustíveis fósseis, carvão, óleo ou gás natural e também pelo aumento de eficiência das centrais existentes e do aumento da segurança nas novas usinas nucleares.

Alguns países, como a Rússia, a Índia e o Japão, estão até preparando programas nucleares a longo prazo baseados na utilização de reatores avançados (térmicos e rápidos) e no ciclo do Th.

Neste capítulo será analisado brevemente o desenvolvimento da indústria nuclear para depois focalizar a atenção nos reatores de desenvolvimento mais recente. Uma breve panorâmica sobre os aspectos da segurança e a definição de acidentes e incidentes nucleares segundo a AIEA são dadas para completeza.

A questão dos rejeitos nucleares é abordada no item 3.5 junto com as mais recentes propostas de solução da mesma através da utilização de sistemas híbridos

(Accelerator Driven System - ADS) como reatores dedicados a queima destes rejeitos, minimizando os requisitos nos repositórios.

O item 3.7 é dedicado à descrição das possíveis aplicações industriais (dessalinização, aquecimento, produção de hidrogênio) da tecnologia dos reatores nucleares enquanto as principais iniciativas internacionais (GIF IV e INPRO) que o setor nuclear atuou em resposta as sempre maiores e mais necessárias questões relativas ao desenvolvimento sustentável são descritas no item 3.8.

## **3.2 Algumas considerações**

Desde o seu nascimento até os anos 1970, a indústria nuclear foi caracterizada por uma grande expansão. As diversas tecnologias hoje disponíveis foram desenvolvidas em diferentes países, sendo que a capacidade nuclear instalada cresceu rapidamente, de menos de 1 GWe instalado em 1960 até 100 GWe no final dos anos setenta.

Foi em 1979, com o acidente no reator numero dois da planta de Three Mile Island, que o mundo inteiro percebeu que a possibilidade de acontecimento de um acidente severo numa central nuclear era real. Neste acidente, houve uma fusão parcial do núcleo do reator, em consequência de algumas falhas técnicas e erros humanos. O reator foi severamente danificado, mas a radiação emitida permaneceu confinada no reator e não houve nenhuma consequência para o meio ambiente.

Este incidente, no imediato, focalizou a atenção da indústria nuclear sobre três aspectos importantes:

1. Acidentes severos podem acontecer numa usina nuclear.
2. O edifício de contenção do reator agüentou a situação anômala, conforme projetado. Embora cerca de um terço do combustível tivesse fundido, o vaso de pressão manteve a sua integridade e confinou o núcleo danificado.
3. A instrumentação, o treinamento dos operadores, a interface homem - máquina, foram inadequados ao prever o incidente e, ao contrario, causaram respostas e ações que pioraram os acontecimentos.

A principal consequência a curto prazo do incidente de TMI foi que a confiança do publico na energia nuclear decresceu rapidamente, sendo a principal causa do declínio da construção de novas usinas nucleares nos EUA entre os anos oitenta e noventa.

Também, as pesquisas para o desenvolvimento e o melhoramento da tecnologia nuclear experimentaram repercussões significativas. O grande impulso que as pesquisas sobre os reatores HTGR receberam nos anos setenta foi repentinamente freado, sendo que

só nos últimos anos (2000) houve uma retomada dos conceitos de reatores a alta temperatura e modulares (PBMR, GT-MHR). A importância dos reatores rápidos como reatores regeneradores, num panorama de crescimento constante da energia nuclear, foi revisada até chegar a parada dos projetos em construção como o reator de Clinch River, cancelado pela administração Carter.

Neste clima de discussão da opção nuclear para geração de eletricidade, além das questões relativas à segurança das instalações, foram levantadas questões relativas à competitividade econômica das usinas nucleares. O processo de licenciamento extremamente longo e o tempo de construção faziam com que as usinas nucleares não fossem competitivas com outros tipos de usinas para geração de eletricidade.

A situação piorou em 1986, com o mais desastroso acidente de Chernobyl [5], localizada na atual Ucrânia, a 120 km ao norte da cidade de Kiev, quando uma luz vermelha foi acesa sobre as questões da segurança e os movimentos contra a utilização da energia nuclear fortaleceram-se. Este acidente, considerado o maior acidente nuclear de todos os tempos, ocorreu em 26 de abril de 1986, no reator 4, durante um teste de rotina, onde o desrespeito de várias regras de segurança somado a algumas características de projeto dos reatores soviéticos RBMK, causaram a explosão térmica do núcleo. O acidente de Chernobyl matou 31 pessoas instantaneamente, e provocou a evacuação de mais de 130.000 pessoas da região, em virtude da exposição à radiação. Depois do acidente surgiram vários casos de câncer, principalmente na glândula tireóide de crianças. Chernobyl liberou para a atmosfera 400 vezes mais material radioativo do que a bomba atômica de Hiroshima. Ainda assim, liberou o equivalente a um milionésimo de todo o material radioativo liberado pelos testes nucleares realizados nas décadas de 50 e 60. A cidade de Pripyat (que acomodava uma população de aproximadamente 45.000 pessoas, basicamente em função da usina nuclear) foi totalmente evacuada, e outra cidade, Slavutich, foi construída fora do perímetro da zona de exclusão para sediar essa população. Na unidade acidentada foi construído um "Sarcófago", ou seja, um verdadeiro caixão de cimento construído por trabalhadores russos logo após o acidente para evitar a maior liberação de radiação para o meio ambiente.

Devido aos diferentes padrões de segurança nos reatores da antiga União Soviética (nos reatores RBMK faltava, por exemplo, o edifício de contenção) este incidente não ensinou nada ao mundo ocidental em termo de melhoramento da segurança das centrais nucleares, mas teve o terrível efeito de traumatizar completamente a (mal informada) opinião pública.

A indústria nuclear, já numa situação de notável atraso, quase parou.

A inovação da indústria nuclear, que já tinha começado nos anos oitenta, focou, para evitar o colapso completo, principalmente nos novos conceitos de segurança passiva e intrínseca. Nestes anos, começaram a ser desenvolvidos os reatores avançados que só sucessivamente, na década de 90, serão chamados de Geração III.

Uma posterior revitalização do ambiente nuclear ocorreu em meados da década de noventa quando o problema ambiental (mudanças climáticas) começou a ter relevância internacional. Neste contexto, a opção nuclear, sem emissões de gás que causam o efeito estufa, foi vista como satisfatória para atender os requisitos de preservação do meio ambiente. Paralelamente, surgiram novos projetos de reatores com dupla finalidade (reatores nucleares para produção de hidrogênio, para dessalinização).

O conceito de sustentabilidade, que nasceu nos anos 1980 entre as Nações Unidas quando foi entendido que o modelo de desenvolvimento dos países industrializados não podia ser sustentado em termo de recursos totais disponíveis no planeta, foi abraçado pela indústria nuclear através de duas iniciativas principais:

- O projeto Geração IV, começado pelos EUA, para o desenvolvimento de reatores inovadores que satisfazem os requisitos de sustentabilidade;
- O projeto INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactor and Fuel Cycle), coordenado pela AIEA.

Com estas duas iniciativas, que nasceram no fim da década de noventa, a indústria nuclear começou a se responsabilizar por todo o ciclo do combustível associado ao reator para produção de energia elétrica. A questão dos rejeitos foi colocada em primeira linha, sendo que os estudos mais avançados hoje em desenvolvimento focalizam no reprocessamento, no ciclo do combustível fechado e na diminuição da radioatividade dos rejeitos de alta, principalmente dos isótopos do Pu e dos actínidos menores (Am, Cm, Np), através da queima destes em sistemas dedicados (e.g. ADS).

### **3.3 Segurança nas usinas nucleares**

A opinião pública sobre a energia nuclear tem melhorado lentamente devido às preocupações com o meio ambiente, ao aumento dos padrões de segurança e a economia da opção nuclear. Esta mudança pode reverter bruscamente, inviabilizando o futuro da energia nuclear, caso haja mais algum acidente com reator nuclear. De fato, um novo acidente com impactos ambientais significativos, seria mortal para a indústria nuclear.

Por estas razões, a evolução do conceito de segurança nas instalações nucleares foi a principal força propulsora do desenvolvimento recente da tecnologia nuclear, sobretudo a partir dos incidentes de Three Mile Island e de Chernobyl, sendo que as 4 gerações sucessivas de reatores hoje identificadas diferenciam-se principalmente pelos aspectos da segurança.

Em geral, os três objetivos primários da segurança das usinas nucleares são:

1. Controle de reatividade, ou seja, a possibilidade de apagar a reação nuclear em cadeia de fissão. O controle da reatividade é uma característica intrínseca do projeto dos reatores de potência ocidentais (coeficientes de reatividade negativos). Os reatores a água leve são projetados para funcionar com coeficientes negativos de temperatura. Isto significa que a um aumento na temperatura do combustível ou do refrigerante segue-se uma redução da população de nêutrons e uma conseqüente redução da potência. O reator de Chernobyl não tinha estas características (coeficiente de vazio positivo) e confiava em procedimentos operacionais, que foram violados, para o controle da reatividade;
2. Remoção do calor de decaimento. Uma falha deste sistema contribuiu para a ocorrência do acidente de Three Mile Island em 1979;
3. Barreiras múltiplas para confinamento da radioatividade. Esta estratégia contra os riscos radiológicos é chamada defesa em profundidade e envolve múltiplos níveis de proteção sucessivos. A primeira barreira é o próprio combustível, a segunda é o revestimento das barras, a terceira é constituída pelo vaso de pressão e a quarta é o vaso de contenção de aço. Há ainda externamente uma quinta barreira constituída por um edifício de concreto reforçado que protege também o reator de agentes externos. Estas barreiras físicas constituem um sistema passivo de segurança, isto é, atuam independentemente de qualquer ação. Foram estas que permitiram o confinamento da liberação de radioatividade no acidente de Three Mile Island.

Os dois acidentes de Chernobyl e Three Mile Island focalizaram a atenção do mundo nuclear em um outro aspecto da segurança: o fator humano. Os equipamentos foram melhorados, a instrumentação e o controle dos reatores foram desenvolvidos para limitar a possibilidade de falhas operacionais humanas e sistemas passivos de segurança, que não necessitam da intervenção do operador, foram introduzidos.

Os sistemas de segurança de um reator nuclear são de três tipos:

1. **Sistemas ativos;** são baseados no controle ativo, elétrico ou mecânico, de equipamentos como válvulas, bombas, acumuladores, trocadores de calor. São

projetados de forma redundante: na falha de algum deles, outro sistema, no mínimo, atuará, comandando se for o caso, a parada do reator. Esta redundância proporciona maior complexidade no projeto do reator e maiores custos de construção e manutenção. Por exemplo, para a remoção do calor residual conseqüente á um LOCA<sup>1</sup> (Lost of Coolant Accident) diversos sistemas redundantes bombeiam água no núcleo do reator.

2. **Sistemas passivos:** são aqueles que independem de mecanismos complexos ou interferência humana para funcionarem, dependendo exclusivamente de fenômenos físicos como a convecção, a gravidade, a resistência a altas temperaturas. Um exemplo de sistema passivo é a utilização do princípio da circulação natural para remoção do calor residual, gerado pelos produtos de fissão em um reator nuclear. As blindagens e um sistema de queda por gravidade das barras de controle são outros exemplos de sistemas de segurança passivos. Estes sistemas auxiliam na redução da freqüência de danos no núcleo assim minimizando os riscos do investimento. Simplificando o projeto do reator, estes sistemas proporcionam também menores custos capitais. Sendo o conceito de segurança passivo completamente independente do conceito de segurança ativa, uma combinação dos dois parece ótima garantindo a satisfação do requisito de redundância.
3. **Características inerentes de segurança (inherent safety characteristics):** segurança obtida através da eliminação de um dado risco através da utilização de materiais específicos ou conceitos de projeto. Uma característica intrínseca de segurança de um reator nuclear é representada pelos coeficientes de reatividade negativos (de temperatura, de vazios..). Num reator que possui esta característica um aumento acidental da reatividade e conseqüentemente da potência determina uma resposta (feedback) negativa na reatividade, assim compensando a injeção inicial positiva de reatividade.

---

<sup>1</sup> Um LOCA é um acidente de perda de refrigerante. Estes incidentes são classificados em função da dimensão da ruptura que determina a perda de refrigerante. Conseqüentemente existem LOCA devidos à falhas grandes (grandes LOCA), pequenas (pequenos LOCA) e intermediárias (LOCA intermediários). Os reatores são equipados com sistemas de refrigeração de emergência (Emergency Core Cooling System - ECCS) para enfrentar um possível LOCA. Por exemplo, num LOCA pequeno há uma perda lenta de refrigerante que permanece pressurizado até o esvaziamento total do circuito de refrigeração. Neste caso há necessidade de um sistemas de emergência ECCS de alta pressão para fornecer água pressurizada para resfriar o combustível ao longo do transitório de de-pressurização. Um grande LOCA é o pior acidente considerado em fase de projeto de um reator nuclear. Em poucos segundos o minutos o circuito de refrigeração depressuriza-se e o sistema de injeção de emergência de baixa pressão deve suprir uma grande quantidade de fluido refrigerante em pouco tempo. Os reatores atuais são equipados com sistemas ECCS ativos e sistemas autônomos de geração de potencia [40].

Os reatores de primeira e segunda geração confiavam exclusivamente em sistemas de segurança ativos e em características inerentes de segurança.

Com os reatores de terceira geração foram introduzidos os conceitos de segurança passiva e de diversificação e redundância dos sistemas de segurança.

Os reatores de quarta geração, chamados de revolucionários para distingui-los dos reatores de terceira geração ou evolucionários, obedecem aos requisitos de segurança mais modernos com uma combinação de sistemas de segurança ativos, passivos e inerentes.

Normalmente, as instalações nucleares têm que ter um plano de emergência para atuação das medidas de proteção em caso de acidente radiológico. Estes planos variam em função das legislações de cada país sendo que as regras gerais prevêm que a planta seja equipada, em fase de construção, com as necessárias infra-estruturas de emergência e, durante o exercício, seja garantido um plano de evacuação para uma área mais o menos ampla. Além disso, no redor da planta é normalmente proibida qualquer atividade humana, contribuindo ao envio de uma mensagem incorreta ao público em relação à segurança da instalação.

Os modernos requisitos de segurança das instalações nucleares prevêm que qualquer acidente de fusão do núcleo (severo) num reator tem que ser confinado na planta, assim reduzindo ou eliminando os requisitos de evacuação e emergência. Por exemplo, no projeto do reator EPR, as medidas de emergência a serem atuadas no espaço e no tempo, em caso de acidente de fusão do núcleo, são muito limitadas. Isto é, não há necessidades de evacuação permanente da população nas redondezas da planta e não há contaminação em longo prazo do meio ambiente. Estas necessidades são requisitos fundamentais para os reatores do projeto INPRO e do GIF.

### **3.3.1 Escala Internacional de Acidentes Nucleares**

A Agência Internacional da Energia Atômica (AIEA), que foi fundada em 1957, tem, entre outras, a importante função de supervisionar a segurança da indústria nuclear. As comissões para a segurança nuclear de todos os países trabalham em estreita colaboração com a AIEA.

Em 1990, AIEA e a NEA do OECD definiram a Escala Internacional para Eventos Nucleares (International Nuclear Event Scale - INES) como padrão internacional para definição dos incidentes e acidentes nucleares no mundo todo. Esta escala reflete também a experiência obtida com o emprego de escalas similares na França e no Japão. Os



eventos se classificam na escala segundo 7 níveis, sendo os níveis mais baixos (1 a 3) denominados incidentes e os níveis superiores (4 a 7) acidentes. A estrutura da escala é apresentada na Tabela 3.3-1. A segunda coluna da matriz esta relacionada com os eventos que resultam em liberação de radioatividade para fora da área da instalação. O ponto inferior desta coluna corresponde a uma liberação que resulta, para a pessoa, mais exposta fora da área da instalação, em uma dose estimada de radiação numericamente equivalente a um décimo do limite de dose anual estabelecido para o público; estes incidentes são classificados no nível 3. Esta dose equivale também a aproximadamente um décimo da dose anual média recebida devido a radiação de fundo natural. O maior acidente possível, classificado no nível 7, consiste na liberação de uma grande fração do material radioativo contido na instalação, incluindo produtos de fissão de meia vida curta e longa (segundo as estimativas no incidente de Chernobyl cerca de 5% do material radioativo contido no núcleo do reator foi liberado no meio ambiente). Esta liberação seria a causa de efeitos severos para a saúde, efeitos atrasados para a saúde espalhados sobre áreas geográficas muito grandes (países) e conseqüências ao meio ambiente de longo prazo. A terceira coluna considera o impacto do evento na área da instalação. Esta categoria engloba o intervalo que vai desde o nível 2 (contaminação e/ou superexposição de um trabalhador) ao nível 5 (danos graves a central, tais como a fusão do núcleo). A quarta coluna da matriz esta relacionada com os incidentes em instalações nucleares ou durante o transporte de materiais radiativos nos quais a defesa em profundidade se degrada (nível 1 a 3). Na última coluna são contidos alguns exemplos de incidentes e acidentes nucleares.

Em 1996 entrou em vigor a Convenção de Segurança Nuclear (Nuclear Safety Convention – NSC assinada em Viena em setembro de 1994) como primeiro órgão internacional com poderes legais responsável pela segurança das plantas nucleares de potência no mundo todo. Os objetivos desta Convenção são:

- Alcançar e manter um alto nível de segurança nuclear mundial através do fortalecimento de medidas nacionais e da cooperação internacional, incluindo, onde for apropriado, cooperação técnica relacionada com segurança;
- Estabelecer e manter defesas efetivas em instalações nucleares contra danos radiológicos potenciais, de forma a proteger indivíduos, sociedade e meio ambiente dos efeitos nocivos da radiação ionizante originária dessas instalações;
- Prevenir acidentes com conseqüências radiológicas e mitigar tais conseqüências caso ocorram.

A Convenção é um instrumento de incentivo. Esta não tem poder de obrigar, sancionar e controlar os países, sendo em vez baseada no interesse comum destes de atingir e manter os mais altos níveis de segurança das suas instalações. Em março de 2006, 65 países assinaram a Convenção [85].

Tabela 3.3-1: Estrutura da Escala Internacional de Eventos Nucleares – INÉS [88].

	<i>Nível Descrição</i>	<i>Impacto fora da área da instalação</i>	<i>Impacto na área da instalação</i>	<i>Degradação da defesa em profundidade</i>	<i>Exemplos</i>
<b>A C C I D E N T E S</b>	<b>7</b> <i>Acidente grave</i>	<i>Liberação grave – múltiplos efeitos para a saúde e o meio ambiente</i>			<i>Central nuclear de Chernobyl, Ucrânia, 1986</i>
	<b>6</b> <i>Acidente sério</i>	<i>Liberação importante – possibilidade de exigência de aplicação integral das contramedidas previstas</i>			<i>Usina de reprocessamento de Kyshtym, Rússia, 1957</i>
	<b>5</b> <i>Acidente com risco fora da área da instalação</i>	<i>Liberação limitada - possibilidade de exigência de aplicação parcial das contramedidas previstas</i>	<i>Danos graves no núcleo do reator/barreiras radiológicas</i>		<i>Reator de Windscale, UK, 1957. Three Mile Island, EUA, 1979.</i>
	<b>4</b> <i>Acidente sem risco importante fora da área da instalação</i>	<i>Liberação pequena – exposição do público entorno dos limites prescritos</i>	<i>Danos importantes no núcleo do reator/barreiras radiológicas/exposição fatal de um trabalhador</i>		<i>Central de Saint-Laurent, France, 1980 Tokai-mura, Japão, 1999.</i>
<b>I N C I D E N T E S</b>	<b>3</b> <i>Incidente sério</i>	<i>Liberação muito pequena – exposição do público a uma fração dos limites prescritos</i>	<i>Dispersão grave da contaminação/efeitos agudos sobre a saúde de um trabalhador</i>	<i>Quase acidente – perda total das barreiras de segurança</i>	<i>Central de Vandellos, Espanha, 1989</i>
	<b>2</b> <i>Incidente</i>		<i>Dispersão importante da contaminação/superexposição de um trabalhador</i>	<i>Incidente com falhas importantes nos dispositivos de segurança</i>	
	<b>1</b> <i>Anomalia</i>			<i>Anomalia além do regime de operação autorizado</i>	
	<b>0</b> <i>Abaixo da escala Desvio</i>	<i>Nenhuma importância com relação a segurança</i>			
	<i>Evento fora da escala</i>	<i>Nenhuma pertinência com relação a segurança</i>			

### 3.3.2 Análise de Segurança

O relatório de segurança de uma instalação nuclear é um documento extremamente importante e uma exigência normativa para o licenciamento e o exercício de uma planta nuclear. O relatório deve conter informações detalhadas sobre:

- Localização da instalação e características físicas, meteorológicas, geológicas, demográficas e ecológicas do sítio;
- Instalações e edifícios de contenção;
- Descrição técnica da planta, dos equipamentos, da instrumentação, dos sistemas de controle, dos sistemas para estocagem dos rejeitos;
- Estudo analítico sobre os possíveis incidentes e acidentes devidos a falhas técnicas e/ou humanas;
- Estudo analítico das possíveis conseqüências dos incidentes e acidentes;
- Medidas de prevenção e proteção.

No relatório de segurança a avaliação e a análise dos incidentes ocupa um papel fundamental e o objetivo de demonstrar que a planta é construída de maneira tal que:

- A probabilidade de acontecimento de qualquer incidente seja pequena;
- O acontecimento de um incidente de pequeno porte não cause danos a instalação;
- As conseqüências de um incidente de grande porte sejam contidas sem arrecadar danos a população das redondezas.

O tema da análise de segurança pode ser enfrentado da um ponto de vista determinístico ou probabilístico.

Os americanos utilizam prevalentemente uma análise determinísticas da segurança baseada na definição do máximo acidente possível (Maximum Credible Accident - MCA) que, nos reatores LWR americanos é identificado como a ruptura franca da maior tubulação do circuito primário de refrigeração. Depois de ter identificado o pior acidente possível é necessário demonstrar como a planta consegue agüentar estas condições anômalas e conter os danos entre os limites previstos pela lei.

A análise probabilística da segurança foi inicialmente utilizada pelos canadenses e pelos ingleses, devido a diferente tipologia de reatores desenvolvida nestes países. Os reatores de tipo CANDU, por exemplo, possuem um coeficiente positivo de reatividade em caso de perda do refrigerante. Entretanto, para reduzir as possíveis conseqüências do incidente, é necessário confiar na imediata intervenção do sistema de desligamento rápido. Este sistema funciona em condições de temperatura e pressão mais

baixas que nos reatores LWR americanos e, sendo separado fisicamente do fluido do primário, não pode ser afetado da uma possível ruptura numa tubulação do primário. A análise probabilística de risco (Probabilistic Safety Assessment - PSA) foi introduzida como importante ferramenta de análise de segurança das usinas nucleares desde os anos 70 e consiste da estimativa da frequência de dano no núcleo de um reator como consequência de eventos iniciadores criteriosamente identificados e das possíveis consequências. Esta estimativa é feita a partir da construção de árvores de eventos identificando os possíveis eventos iniciadores e as possíveis seqüências de eventos que os iniciadores originam, dependendo do sucesso ou da falha de sistemas de segurança específicos. A árvore de falha é a representação gráfica da combinação dos eventos que conduzem, com certas probabilidades, a realização do evento indesejável (e.g. fusão do núcleo) que determina certas consequências. Desta maneira é determinada uma curva probabilidades-consequências que permite a identificação no plano de uma área de aceitação do risco. Finalmente, a análise de segurança da instalação, tem que demonstrar que as consequências de todos os possíveis eventos levam a um risco aceitável.

Estes dois métodos não são alternativos, mas complementares. O método probabilístico introduz o conceito de risco aceitável, e, construindo a árvore de falhas de uma instalação, permite a identificação das possíveis seqüências de eventos indesejáveis e os possíveis pontos fracos de uma planta. O método determinístico atribui um limite concreto de gravidade de um incidente, sendo de grande utilidade para as autoridades supervisoras e para a opinião pública.

A AIEA estabeleceu em 1985 o Grupo Internacional pela Segurança Nuclear (International Nuclear Safety Group - INSAG) para definição das políticas e dos princípios em tema de segurança para o estabelecimento de um regime global de segurança nuclear. Do INSAG participam 16 especialistas, nomeados diretamente pelo diretor geral da AIEA, de 15 países. Estão representados: Estados Unidos, Canadá, Brasil, e outros países da Europa, África e Ásia. A cada seis meses o grupo se reúne para debater as discussões e elaborar documentos (o último foi o INSAG-19 de 2003) que são distribuídos internacionalmente, como orientação para todo o setor nuclear. Um dos estudos de ponta do INSAG é debater o projeto dos reatores nucleares de última geração, que irão consumir menos combustível e gerar menos rejeitos.

## 3.4 Reatores Avançados

A indústria nuclear mundial desenvolveu e melhorou a tecnologia nuclear por cinco décadas, sendo que 4 gerações diferentes de reatores são hoje normalmente distinguidas.

Os reatores de **primeira geração** são os reatores desenvolvidos e construídos nos anos cinquenta e sessenta como protótipos dos reatores comerciais. Entre eles: Shippingport, Dresden, Fermi I, Magnox.

Os reatores de **segunda geração** foram desenvolvidos nos anos setenta e oitenta e são os reatores que hoje em dia estão comercialmente operando no mundo todo. Entre eles, os reatores BWR e PWR em operação nos Estados Unidos, os AGR do Reino Unido, os reatores RBMK na Rússia e os reatores CANDU no Canadá.

Os reatores de primeira e segunda geração possuem sistemas de segurança ativos e barreiras passivas.

Os reatores de **terceira geração** são reatores avançados ou evolucionários (versões mais avançadas dos reatores existentes). A maior diferença entre estes reatores e os reatores de segunda geração está na incorporação no projeto de muitos sistemas de segurança passivos e intrínsecos que não necessitam de controlo ativo ou de intervenção humana [89, 90, 91].

As características principais dos reatores de terceira geração são:

1. Padronização no projeto para cada tipo de reator, com a finalidade de agilizar o licenciamento, de diminuir os custos capitais e de reduzir os tempos de construção (economicidade);
2. Desenho e projeto simplificado para que sejam mais simples de serem operados e menos vulneráveis à falhas operacionais;
3. Maior disponibilidade (availability) e aumento da vida útil para até 60 anos;
4. Minimização da possibilidade de fusão do núcleo;
5. Sistemas de segurança avançados;
6. Maiores taxas de queima para minimizar a quantidade de rejeitos;
7. Utilização de venenos queimáveis para aumentar a vida do combustível.

Em seguida, serão analisados com maiores detalhes os reatores avançados que já foram certificados e que eventualmente já estão operando (item 3.4.1), subdividindo os reatores que hoje em dia estão em diferentes estágios de certificação em reatores de grande porte (item 3.4.2) e em reatores de pequeno e médio porte (item 3.4.3).

### 3.4.1 Reatores avançados certificados

Entre os reatores avançados há reatores que já foram certificados:

- **ABWR – Advanced Boiling Water Reactor (General Electric, Toshiba, Hitachi)**: certificados pela NRC e já estão operando atualmente em alguns países. O primeiro reator avançado ABWR começou a operar no Japão, em 1996. Três unidades estão operando atualmente no Japão e uma outra está sendo construída; duas unidades estão em construção em Taiwan. Características deste reator são:
  - ✓ Compacto. O volume total ocupado por um ABWR é 70% do volume ocupado por um BWR, reduzindo assim os custos e o tempo de construção.
  - ✓ As barras de controle são acionadas através de um sistema eletro-hidráulico (nos BWR o acionamento das barras de controle é hidráulico) para diminuir as probabilidades de falha e para proporcionar características melhores de “seguidor de carga”.

Os benefícios derivantes da padronização e construção em série foram atingido com os reatores ABWR.

- **APWR – Advanced Pressurized Water Reactor (System 80+, Westinghouse/BNFL)**: certificado pela NRC e já construído, é um reator PWR avançado de 1300 MWe cujo projeto foi desenvolvido pela ABB Combustion Engineering, hoje adquirida pela Westinghouse. Baseado no projeto de reatores PWR atualmente em uso (reatores de Palo Verde, em Arizona são do tipo System 80) ele tem características ativas de segurança melhoradas:
  - ✓ Sistemas inovadores de segurança com 4 circuitos de resfriamento de emergência do núcleo do reator;
  - ✓ Melhorias no sistema de contenção do reator e nos sistemas de controle;
  - ✓ A utilização de barras de controle de Ag-In-Cd permitirá ao reator de seguir a carga sem variar a concentração de boro na água assim reduzindo a quantidade de rejeitos nucleares;
  - ✓ Uso do Inconel 690 para os geradores de vapor e de titânio para os condensadores para reduzir os problemas de corrosão;
  - ✓ Redução até 70% dos cabos de cobre.

Um estudo para introdução de um sistema de segurança passivo para remoção do calor residual baseado na injeção de água por gravidade no núcleo revelou a

necessidade de grandes modificações e altos investimentos, hoje em dia considerados inviáveis [92].

Em 1997 o System 80+ foi projetado pela Republica da Coréia para ser a tecnologia base do programa coreano de reatores avançados de próxima geração (Korean Next Generation Reactor - KNGR).

- **APWR (AP600, Westinghouse/BNFL):** é um reator desenvolvido pela Westinghouse em colaboração com Ansaldo, foi certificado pela NRC mas ainda não foi construído. É um reator PWR, de 600 MWe baseado no desenho de atuais PWR, tem sistemas de segurança passivos (sistemas passivos de refrigeração do núcleo e/o remoção do calor residual através a injeção de água borada por gravidade, sistemas passivos de resfriamento do vaso em pressão através de circulação natural, conforme mostrado na Figura 3.4-1) que permitem uma grande simplificação do projeto e assim dos custos de construção. A eliminação de muitos equipamentos ativos proporciona também uma redução dos serviços de manutenção e operação associados a estes equipamentos. A baixa densidade de potencia do núcleo permite atingir uma vida útil de até 60 anos. Embora tivesse sido certificado pela NRC, a Westinghouse está enfatizando mais o projeto do maior AP1000.

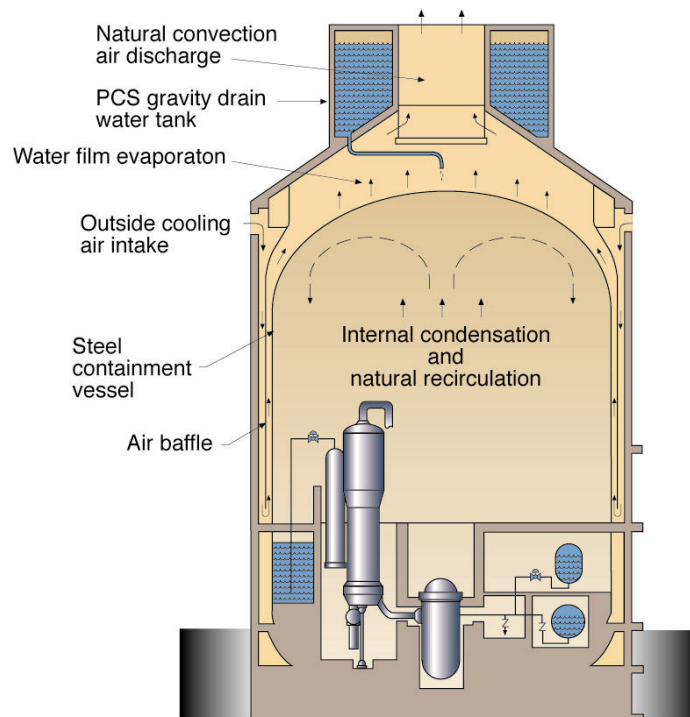


Figure 3. AP600 Passive Containment Cooling System

Figura 3.4-1: Sistema passivo de refrigeração do vaso em pressão do reator AP600 [93].

- **KSNP - Korean Standard Nuclear Plant:** reator PWR que incorpora muitas características dos reatores avançados ALWR norte americanos (System 80+). Padronização do projeto e construção em serie são os principais objetivos. 6 unidades estão atualmente operando na Coréia. Possui sistemas de segurança ativos avançados, sendo que o mais moderno KNGR (Korean Next Generation Reactor) APR 1400 incorporará também sistemas de segurança passivos.

### **3.4.2 Reatores em fase de certificação: reatores de geração 3+ de grande porte**

Outros reatores avançados, desenvolvidos nos anos 1990, hoje em dia estão em diferentes estagio de certificação, projeto e implementação. Estes reatores são conhecidos como reatores de Geração III+.

Entre eles há reatores de grande porte com potencia entre 900 e 1300 MWe e características extensivas de segurança passiva. Nenhum deles ainda foi construído.

- **VVER 1000 (AES 91 e AES 92):** são modelos avançados russos com os padrões de segurança ocidentais que estão sendo construídos na China e na Índia. O conceito da segurança em profundidade dos velhos VVER 1000 previa a utilização de três barreiras. Estas modernas versões são equipadas com 4 barreiras, sendo a quarta o edifício de contenção a parede dupla com camada interna de aço. É o primeiro reator no mundo a ser equipado com um vaso de aço (core catcher) para a contenção do combustível fundido em caso de um LOCA. O combustível fundido derramado no “core catcher” permanecerá neste indefinidamente, circundado por água. Neste projeto, são introduzidos também sistemas de segurança passivos para injeção rápida de boro e para remoção do calor residual.



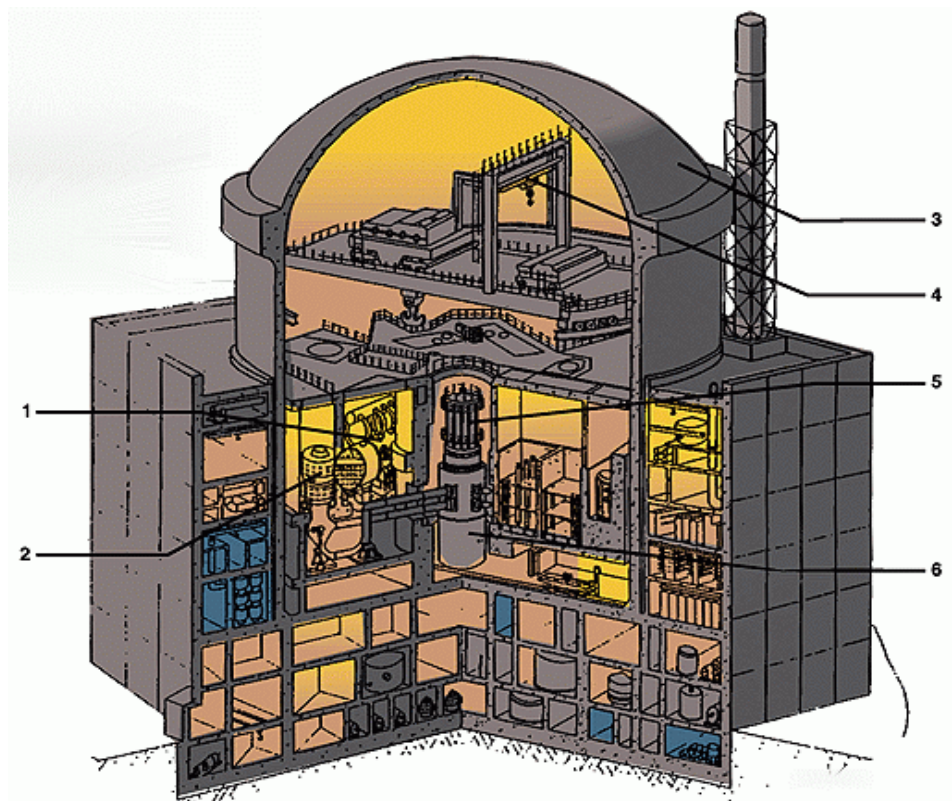


Figura 3.4-2: Representação ilustrativa de um reator nuclear tipo VVER 1000 AES 91 [94].

1-Gerador de vapor horizontal. 2-Bomba de refrigeração, 3-Edifício de contenção, 4-Sistema para recarga de combustível, 5-Barras de controle, 6-Vaso em pressão.

- **EPR – European Pressurized Reactor (Framatome ANP):** em 1989, a Framatome e o grupo Siemens começaram o desenvolvimento do projeto de um reator pressurizado europeu (EPR – European Pressurized Reactor) baseado nos mais atuais projetos franceses (N4) e alemão (Konvoy).

O reator EPR é um reator evolucionário, resultado de uma década de pesquisas conduzidas pelo CEA francesa e pelo centro de pesquisa alemão Karlsruhe, baseado na otimização da segurança e desempenho operacional. As possibilidades de acontecimento de um incidente severo são minimizadas e o plano de emergência de evacuação é eliminado. O reator é equipado com um “core catcher” em baixo do vaso de pressão. O projeto não incorpora sistemas de segurança passivos.

As principais características do reator são:

- ✓ Maior flexibilidade na gestão do combustível. O núcleo pode ser carregado inteiramente com MOX;
- ✓ Tempo necessário para recarregar o núcleo diminuído em até 16 dias;
- ✓ Maior eficiência e alongamento da vida útil;

- ✓ Sistemas de segurança redundantes, simplificados e independentes;
- ✓ Sistemas de contenção em caso de fusão do núcleo;
- ✓ Estrutura de contenção reforçada;
- ✓ Sala de controle completamente computadorizada.

*Tabela 3.4-1: Características principais do reator EPR [42].*

	<b>EPR</b>	<b>N4</b>
<i>Potencia térmica</i>	4250/4500 MWt	4250 MWt
<i>Potencia elétrica</i>	1600 MWe	1450 MWe
<i>Eficiência</i>	36%	34%
<i>Numero de circuitos primários</i>	4	4
<i>Números de elementos combustíveis</i>	241	205
<i>Taxa de queima média</i>	>60 GWd/t	45 GWd/t
<i>Pressão do secundário</i>	78 bar	71 bar
<i>Vida útil</i>	60 anos	40 anos

Atualmente o reator EPR esta sendo construído na Finlândia, em Olkiluoto, com previsão de começar as operações comerciais em 2009.

Na França o primeiro reator EPR será construído na Normandia, em Flamanville. O projeto começará em 2007 e levará 5 anos para ser concluído.

Em julho 2004 o Governo chinês decidiu a construção de 4 reatores de terceira geração em Yangjiang e em Sanmen. AREVA esta participando a licitação com o projeto EPR.

O reator EPR parece ser bem adequado ao mercado americano a ao programa Nuclear Power 2010. Alem disso pode ser uma boa opção para o caso brasileiro.

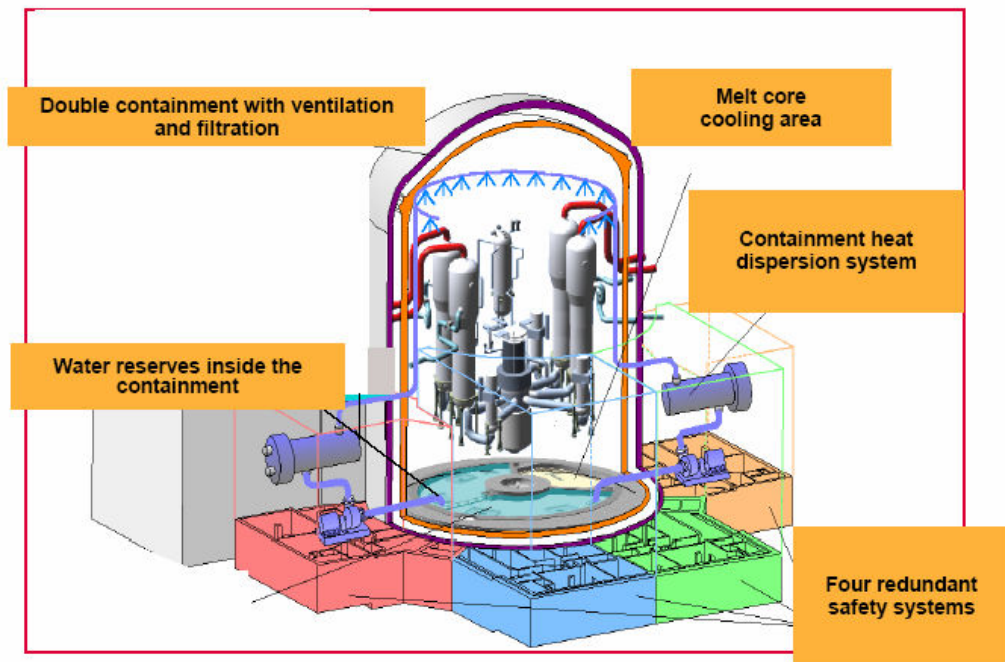
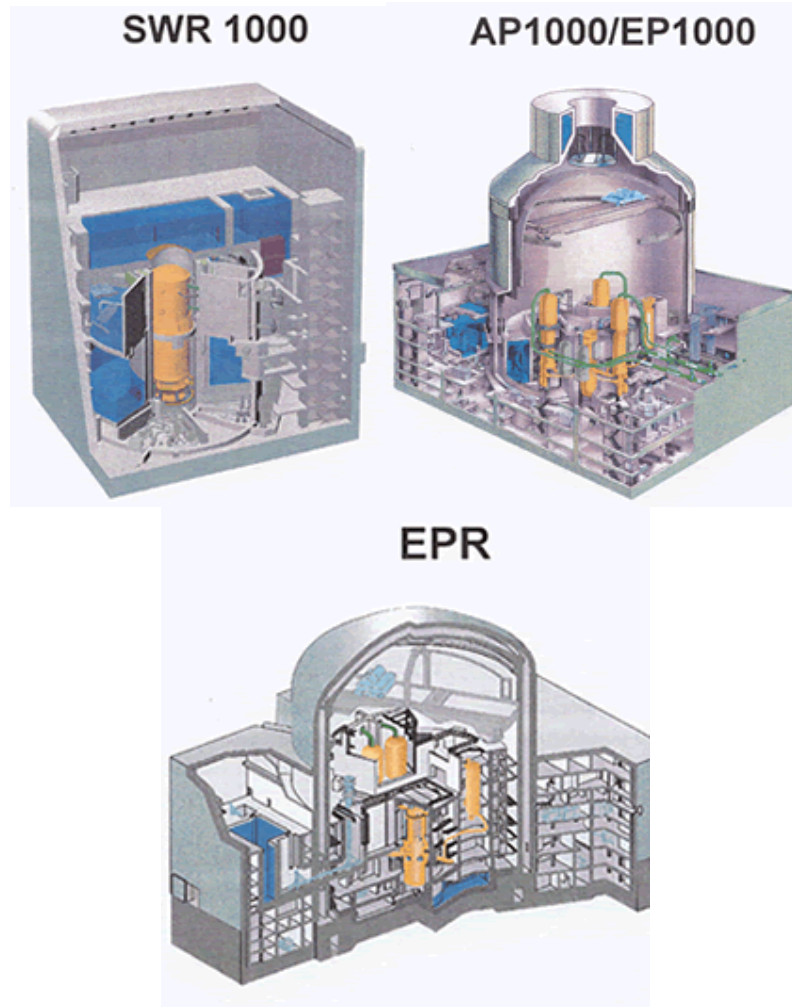


Figura 3.4-3: As principais características de segurança do reator EPR [42].

- **CANDU 9 (AECL):** é uma evolução de 900 MWe do modelo precedente CANDU 6. A característica deste reator é a flexibilidade em termo de combustível, sendo que este pode operar com urânio natural, ligeiramente enriquecido, urânio reprocessado proveniente do combustível dos reatores PWR, MOX e tório. O modelo CANDU-9 é baseado no projeto dos reatores CANDU-6 de Darlington de 900 MWe. Ele é equipado com sistemas de segurança passivos para remoção do calor de decaimento (tanque de água supra-elevado) e para remoção do calor do vaso de pressão (convecção de ar). A combinação destes sistemas de segurança passivos com sistemas ativos de injeção de refrigerante no núcleo (redundância e diversificação) faz com que seja minimizada a possibilidade de acontecimento de um acidente severo [95, 96].
- **SWR 1000 (Framatome ANP):** é um reator de tipo BWR avançado com sistemas de segurança passivos e ativos para minimizar o acontecimento de acidentes severos e eliminação do plano de emergencia. É o primeiro reator disponível no mercado equipado com um completo sistema de segurança passivo em adição ao ativo. Isto significa que a intervençã do operador não é necessária, em caso de início de um acidente severo, por um período de até 72 horas [97]. Neste prazo de tempo os sistemas passivos de segurança conseguem conter o acidente.



*Figura 3.4-4: Os reatores SWR 1000, AP1000 e EPR [98].*

- **AP1000 (Westinghouse BNFL):** é um reator PWR avançado de 1117 até 1154 MWe em fase final de certificação. Este reator foi projetado com o objetivo de beneficiar o máximo possível da experiência operacional dos reatores PWR existentes enquanto utilizando sistemas de segurança passivos onde possível. Utiliza as características de segurança passiva desenvolvidas para o reator AP600, mas com o objetivo de reduzir os custos de capital através do conceito de economia de escala.

O objetivo do desenvolvimento deste projeto foi de manter as características de segurança passiva desenvolvidas para o menor AP600, assim reduzindo o tempo de licenciamento, mas quase dobrando a potência elétrica sem proporcionalmente aumentar os custos de construção através do conceito de economia de escala.

- ✓ Os sistemas de segurança passivos permitem uma redução de 50% na utilização de válvulas, 83% de tubos, 35% de bombas;

- ✓ Aumento das dimensões vaso de pressão, geradores de vapor maiores (Delta-125), bombas maiores para proporcionar um fluxo de refrigerante maior no núcleo;
  - ✓ A necessidade de edifícios sismicamente qualificados foi reduzida de 56% resultando numa redução significativa dos custos de construção.
  - ✓ Como o AP600 pode funcionar com o núcleo completamente carregado com combustível MOX;
  - ✓ Como o AP600 é baseado no conceito de modularidade na construção, muitas atividades durante a construção podem ser conduzidas em paralelo. O objetivo é a redução do tempo de construção, assim reduzindo os juros durante a construção, em até 36 meses.
- **ESBWR – Economic Simplified Boiling Water Reactor (GE):** em pre-certificação pela NRC, é um reator de 1390 MWe, baseado no projeto dos reatores ABWR com o objetivo de melhorar os sistemas de segurança passivos e de reduzir os custos de construção e operação. É um reator a água fervente aonde a circulação natural do refrigerante é melhorada através do uso de um vaso de pressão maior e de um núcleo menor. Outros sistemas de segurança passivos são o sistema automático de depressurização, o sistema de refrigeração por gravidade, sistemas passivos de refrigeração do edifício de contenção e sistemas passivos de remoção do calor de decaimento [99].

### **3.4.3 Reatores em fase de certificação: reatores de geração 3+ de pequeno e médio porte**

Entre os reatores de Geração 3+ há reatores menores que podem confiar mais nas suas características inerentes de segurança e em sistemas de segurança passivos.

Reatores de pequeno e médio porte (Small and Medium Power Reactor - SMPR) estão operando no mundo todo desde os anos 1950, como reatores de pesquisas, utilizados como fonte de nêutrons, para propulsão naval. Segundo a definição da AIEA um reator cuja potência seja igual ou menor que 300 MWe é considerado pequeno.

Há cerca de 150 reatores SMPR em operação em agosto de 2005, 40 com potência menor de 300 MWe e 110 com potência entre 300 e 700 MWe. Os reatores SMPR oferecem potenciais vantagens, pois apresentam uma densidade de potencia muito menor, com menor inventário físsil e, conseqüentemente, menor calor de decaimento para ser dissipado. Além de tudo é em reatores de pequeno e médio porte, onde as escalas de

geração de energia são menores, que se consegue implantar conceitos de segurança baseados em leis naturais.

Atualmente, está havendo um renovado interesse nos reatores de pequeno e médio porte devido as seguintes características:

1. Modularidade, alto grau de padronização, com possibilidade de pré-fabricação dos módulos, diminuindo assim os custos e os tempos de construção;
2. Breves tempos de “start-up”;
3. Reatores integrados, com os componentes do circuito primário estão contidos no vaso de pressão;
4. Ampla utilização de sistemas de segurança passivos (por exemplo, para remoção do calor residual);
5. Minimização das possibilidade de ocorrência de um LOCA;
6. Eliminação de impactos “off-site” em caso de incidente (eliminação do plano de emergência), assim aumentando a aceitação do publico;
7. Possibilidade de utilização para diferentes aplicações (dessalinização, aquecimento, produção de hidrogênio);
8. Possibilidade de adotar-se uma solução mais adequada para a questão do armazenamento dos rejeitos.

Estas potencialidades fazem com que muitos reatores SMPR avançados estejam sendo desenvolvidos:

- **PBMR – Pebble Bed Modular Reactor (Eskom):** em pre-certificação pela NRC. O projeto deste reator modular de baixa potencia, baseado nos conceitos de simplicidade e economicidade, está sendo desenvolvido principalmente pela concessionária de energia elétrica da África do Sul (Eskom) mas com a participação também da Westinghouse/BNFL. No projeto de referência este reator modular, refrigerado a He, tem uma potencia de 165 MWe, sendo um dos menores reatores desenvolvido para o mercado. O núcleo é constituído por cerca de 450000 esferas de grafite contendo o combustível. O combustível é na forma de partículas de dióxido de urânio revestidas com quatro camadas de carbono pirolítico e descritas em maiores detalhes no item 2.2.5.2. As partículas de combustível são projetadas para reter todos os produtos de fissão em caso de incidente não sendo assim necessário um edificio de contenção separado. O recarregamento “on line” das partículas de combustível permite de atingir altos fatores de capacidade. O gás He de refrigeração do reator entra no núcleo a uma temperatura de cerca de 500 °C,

fluindo através das esferas de combustível remove o calor gerado e sai do núcleo a uma temperatura de 900 °C. O reator utilizará um ciclo direto com turbina a gás. A eficiência térmica será 42%, a queima esperada de 90 GWd/t. Este reator possui características intrínsecas de segurança como uma baixa densidade de potencia e as altas temperaturas agüentadas pelas partículas de combustível que permitem ao combustível de eventualmente “sobreviver” a uma perda de refrigerante até o apagamento espontâneo do reator [100].

Os sistemas de segurança passivos e a utilização do gás como refrigerante fazem com que este reator antecipe, junto com o reator GT-MHR, as características tecnológicas dos reatores de quarta geração.

A primeira unidade de demonstração será construída na planta de Koeberg, na África do Sul para operar em 2010. O projeto deste reator esta sendo considerado pelo DOE no programa NGNP (Next Generation Nuclear Plant).

- **GT-MHR – Gas Turbine Modular Helium Reactor:** em pre-certificação pela NRC. É um reator desenvolvido pela General Atomic em colaboração com a Minatom (Russia). É um reator modular de baixa potencia (285 MWe cada modulo), baseado nos conceitos de simplicidade e economicidade. Este reator é formado por dois vasos em pressão interconectados, sendo que um contem o núcleo do reator e o outro contem o sistema de conversão de potencia para geração de eletricidade. A Figura 3.4-5 ilustra este conceito. O reator GT-MHR é um reator a alta temperatura de tipo bloco, descrito no item 2.2.5.2. O núcleo é formado por blocos de grafite com canais para as barras de combustível, para o refrigerante (He), e para as barras de controle. O projeto prevê um enriquecimento do combustível físsil de 19.9% em peso de  $^{235}\text{U}$ , para não superar o limite LEU (Low Enriched Uranium) de 20% devido a problemas de proliferação. A eficiência esperada é de 48% e a queima media de 100 GWd/t. O gás He entra diretamente na turbina e as altas temperaturas atingidas (850-1000 °C) levam as possíveis aplicações industriais como a produção de hidrogênio da água. O reator GT-MHR tem características intrínsecas de segurança como um grande coeficiente negativo de temperatura que, combinado com as altas temperaturas agüentadas pelas partículas de combustível, tornam impossível o acidente de fusão do núcleo.

A empresa de utilidade Entergy participou no desenvolvimento do projeto GT-MHR que esta também sendo considerado pelo DOE como possível opção no NGNP.

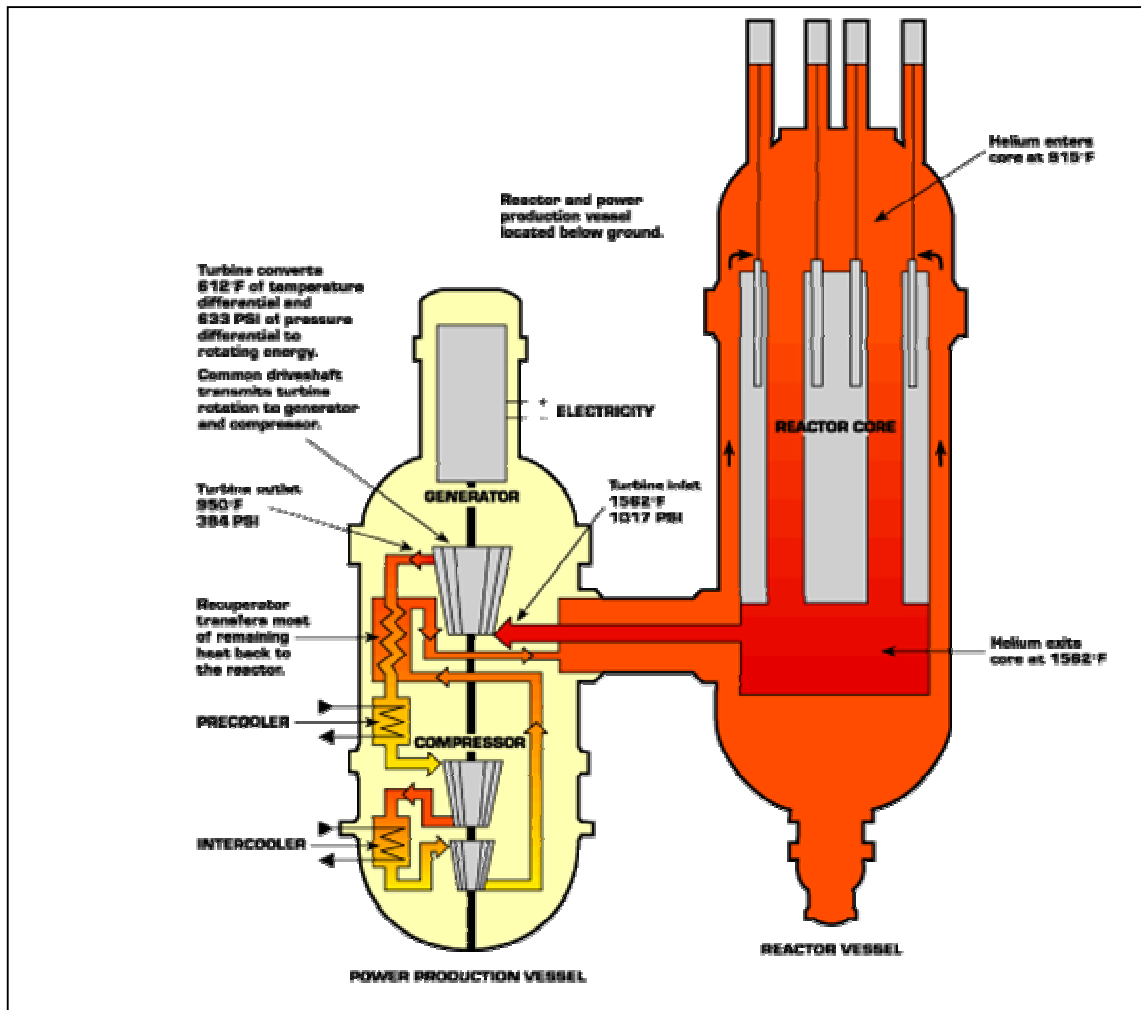


Figura 3.4-5: Configuração típica do reator GT-MHR com dois vasos em pressão [101].

- **IRIS - International Reactor Innovative and Secure (Westinghouse):** em pre-certificação pela NRC. O reator IRIS é um projeto internacional iniciado em 1999 que visa o desenvolvimento de um reator avançado de terceira geração, baseado na simplificação e inovação da tecnologia dos reatores PWR. As pesquisas para o seu desenvolvimento são conduzidas por um consorcio internacional (10 países) liderado pela companhia Westinghouse. Se trata de um reator pressurizado modular, com cada modulo produzindo entre 100 e 300 MWe, cujo projeto visa a evitar acidentes de perda de refrigerante (LOCA). O reator ÍRIS é um reator integral no sentido que o vaso de pressão contem, além do combustível e das barras de controle, todos os componentes do sistemas de refrigeração primário. Desta maneira o vaso é maior que nos tradicionais reatores PWR sendo o edificio de contenção menor que nos reatores a circuito. Esta configuração melhora as



características de segurança sendo reduzida a utilização de tubulações que, tipicamente, são fontes de potenciais falhas com perda de refrigerante. O projeto simplificado do reator reduz as paradas para manutenção que são realizadas apenas a cada quatro anos. O carregamento inicial de combustível é parecido com o dos atuais LWR,  $UO_2$  enriquecido a 5% em peso, com taxa de queima de 60 GWd/t e intervalos de 4 anos para a primeira troca de combustível. Nos sucessivos carregamentos o combustível é enriquecido até 10%, com trocas a cada 8 anos, taxas de queima de 80 GWd/t e possibilidade de carregamento com MOX. Não é utilizado boro no circuito primário, reduzindo assim os problemas de corrosão e a quantidade de rejeitos radioativos. Como nos reatores AP600 e AP1000 o reator ÍRIS é equipado com sistemas de segurança passivos (por exemplo um sistema de injeção de água borada por gravidade). Este reator é projetado para minimização da probabilidade de acontecimento de incidente severo e para eliminação do plano de emergência. Atualmente não há nenhuma concessionária de energia elétrica interessada em patrocinar o reator ÍRIS.

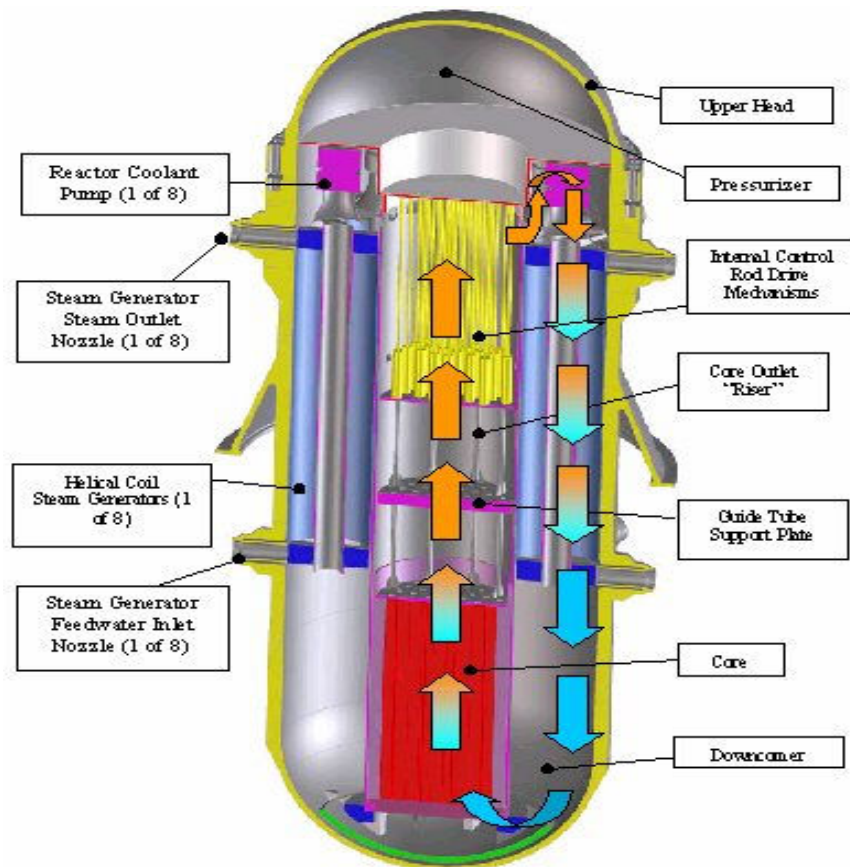


Figura 3.4-6: O reator IRIS [102].

- **ACR 700 – Advanced CANDU Reactor:** está sendo licenciado no Canadá e foi projetado a partir do reator CANDU-6. O modelo atualmente em desenvolvimento prevê uma potência de 700 MWe (ACR 700), sendo que AECL está também trabalhando numa versão maior, de 1000 MWe (ACR 1000).

Os reatores ACR utilizam água leve como refrigerante e água pesada como moderador, assim aproveitando de algumas características dos reatores PWR. As principais modificações introduzidas no modelo ACR são:

- ✓ Núcleo compacto;
- ✓ Aumento da eficiência térmica com a utilização de turbinas a vapor a pressões mais altas;
- ✓ Utilização de água pesada como moderador e de água leve como refrigerante, assim reduzindo até 25% as necessidades de água pesada (D<sub>2</sub>O);
- ✓ Aumento da vida útil do combustível em até três vezes em comparação com os reatores a U natural atuais, com a utilização de combustível ligeiramente enriquecido em forma de óxido. Utilização do combustível avançado CANFLEX (CANdu FLEXible Fuel), desenvolvido pela AECL desde 1980 com o objetivo de aumentar o desempenho do combustível. Cada elemento combustível consta de 43 pinos (em vez que 37 como no combustível tradicional) com diâmetros diferentes para melhorar a distribuição de potência. A geometria do combustível é modificada para melhorar as características de transferência de calor;
- ✓ Reatores modulares com possibilidade de serem pré-fabricados;
- ✓ Diminuição dos tempos de construção. AECL prevê, para entregar um modelo AGR 700, 48 meses da data de assinatura do contrato até o começo das operações comerciais.

O processo de licenciamento do modelo ACR 700 está sendo efetuado respeitando as normas e os padrões dos processos regulamentais do Canadá, dos Estados Unidos e da AIEA. Na tabela seguinte são listadas as principais diferenças entre os reatores PWR e ACR.

Tabela 3.4-2: Principais diferenças entre os reatores ACR e PWR [63].

<i>Diferenças</i>	
<i>ACR</i>	<i>PWR</i>
<i>Tubos em pressão</i>	<i>Vaso em pressão</i>
<i>Moderador: D<sub>2</sub>O</i>	<i>Moderador: H<sub>2</sub>O</i>
<i>Combustível ligeiramente enriquecido~2%</i>	<i>Combustível enriquecido~4%</i>
<i>Baixa absorção de nêutrons</i>	<i>Moderada absorção de nêutrons</i>
<i>Recargas “on line”</i>	<i>Parada do reator para as recargas</i>
<i>Construção modular</i>	<i>Construção tradicional</i>

- **CANDU X:** é uma variação do reator ACR que utiliza água leve em condições supercríticas (25 MPa, 625 °C) como refrigerante para aumentar a eficiência até 40%. Dependendo da quantidade de canais para a colocação do combustível, a potencia varia de 350 a 1150 MWe. A comercialização é prevista em 2020.
- **AHWR - Advanced Heavy Water Reactor:** desenvolvido na Índia para ser utilizado no terceiro estagio do plano de utilização do tório como combustível para os reatores nucleares. É um reator de 300 MWe moderado com água pesada em baixa pressão. A calandria é formada por cerca de 500 tubos verticais em pressão para o combustível e o refrigerante que é água leve fervente circulando por convecção. Cada elemento combustível é constituído por 30 pinos de (U-Th)O<sub>2</sub> e 24 pinos de (Pu-Th )O<sub>2</sub> em volta de uma barra central de veneno queimável. É projetado para regenerar combustível nuclear, para que o impacto ambiental do ciclo do combustível seja minimizado. A queima esperada de 24 GWd/t. O reator incorpora características intrínsecas de segurança, como um coeficiente negativo de vazio, e sistemas de segurança passivos como o sistema de emergência para resfriamento do núcleo baseado na injeção de água borada por gravidade e o sistema de resfriamento do edifício de contenção.
- **CAREM:** é um reator pressurizado, modular de 27 MWe que está sendo desenvolvido pelo CNEA na Argentina. É um reator integrado com o núcleo, o circuito primário e os geradores de vapor contidos no vaso em pressão. É refrigerado com água leve circulando por convecção, é projetado para produção de energia, para pesquisas e para dessalinização.
- **SMART - System Integrated Modular Advanced Reactor:** é um reator pressurizado, integral, modular de 300 MWt com sistemas de segurança avançados

que esta sendo desenvolvido pela Coréia. Será utilizado por produção de energia e aplicações industriais térmicas.

- **HTTR – High Temperature Test Reactor:** é um reator a alta temperatura (900 °C) para testes desenvolvido pelo JAERI. A potencia é de 30 MWt e o principal objetivo deste reator é a utilização das altas temperaturas atingidas para ativar processos termoquímicos de produção de hidrogênio.

Os reatores STAR e ENHS (EUA), BREST e SVBR (Rússia) e 4S (Japão) são reatores rápidos, avançados de pequeno o médio porte que serão descritos no § 3.4.4.

Na Tabela 3.4-3 são resumidas as informações principais relativas aos reatores térmicos avançados de grande, pequeno e médio porte até agora descritos.

*Tabela 3.4-3: Reatores avançados térmicos [5].*

<i>Reator</i>	<i>País</i>	<i>Potência [MWe]</i>	<i>Estado de arte</i>	<i>Características principais (aumento da segurança em todos)</i>
<b>Reatores certificados:</b>				
<i>ABWR</i>	<i>EUA-Japão (GE-Toshiba)</i>	<i>1300</i>	<i>Operando no Japão desde 1996. Certificado no EUA em 1997.</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Projeto evolucionário</li> <li>• Maior eficiência</li> <li>• Construção simplificada (48 meses)</li> </ul>
<i>APWR (System 80+)</i>	<i>Japão (Westinghouse, Mitsubishi)</i>	<i>1500</i>	<i>Planejado para a planta de Tsuruga</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Sistemas de segurança ativos avançados</li> <li>• Operação e construção simplificadas</li> </ul>
<i>APWR (AP-600)</i>	<i>EUA (Westinghouse)</i>	<i>600</i>	<i>Certificado em 1999</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Construção e operação simplificadas</li> <li>• 3 anos para construção</li> <li>• 60 anos vida útil</li> <li>• Sistemas passivos de segurança</li> </ul>
<i>KSNP</i>	<i>Coréia</i>	<i>1000</i>	<i>6 unidades em operação na Coréia</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Padronização do projeto</li> <li>• Construção em serie</li> <li>• Sistemas de segurança ativos avançados</li> </ul>
<b>Reatores em fase de certificação:</b>				
<b>Reatores de grande porte:</b>				
<i>EPR (PWR)</i>	<i>França-Alemanha (Framatome ANP)</i>	<i>1600</i>	<i>Aprovado na França. Em construção na Finlândia. Versão dos EUA em desenvolvimento</i>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Projeto evolucionário</li> <li>• Alta eficiência no aproveitamento do combustível</li> <li>• Eliminação do plano de emergência</li> </ul>

(continuação)

<b>VVER 1000 (AES 91, AES 92)</b>	Rússia (Gidropress)	950	Em construção na Índia	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• 60 anos vida útil</li><li>• Core catcher</li></ul>
<b>ESBWR</b>	EUA (GE)	1400	Em certificação nos EUA. Upgrading do ABWR	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• Tempos e custos de construção reduzidos</li><li>• Sistemas passivos de segurança</li></ul>
<b>AP-1000 (PWR)</b>	EUA (Westinghouse)	1000	Projeto aprovado	<ul style="list-style-type: none"><li>• Construção e operação simplificadas</li><li>• Flexibilidade no uso do combustível</li><li>• Sistemas passivos de segurança</li><li>• 3 anos para construção</li><li>• 60 anos vida útil</li></ul>
<b>CANDU-9</b>	Canadá (AECL)	900	Modelos avançados Licenciamento em 1997	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• Flexibilidade no combustível</li><li>• Sistemas passivos de segurança</li></ul>
<b>SWR 1000</b>	Framatome	1000	Projeto completado	<ul style="list-style-type: none"><li>• Sistema de segurança ativos e passivos</li><li>• Eliminação do plano de segurança</li></ul>
<b>APR 1400 (PWR)</b>	Coréia do Sul (KHNP)	1450	Projeto certificado em 2003. Primeira unidade comissionada em 2010	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• Construção e operação simplificadas</li><li>• Maior confiabilidade</li><li>• Sistemas de segurança passivos</li></ul>
<b>VVER 1500 (V448)</b>	Rússia (Gidropress)	1500	Substituição dos reatores das plantas de Leningrad e Kursk entre 2012-13	<ul style="list-style-type: none"><li>• Maior eficiência no aproveitamento do combustível</li><li>• Diminuição dos custos</li></ul>
<b>Reatores de pequeno e médio porte</b>				
<b>CANDU-6</b>	Canadá (AECL)	750	Modelos avançados Licenciamento em 1997	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• Flexibilidade no combustível</li></ul>
<b>ACR</b>	Canadá (AECL)	700 1000	Em certificação no Canadá. ACR1000 proposto para o RU	<ul style="list-style-type: none"><li>• Projeto evolucionário</li><li>• H<sub>2</sub>O refrigerante</li><li>• Baixo enriquecimento</li><li>• Modular, baixo custo</li></ul>
<b>PBMR</b>	África do Sul (Eskom, Westinghouse)	165 (modular)	Construção protótipo na África do Sul em 2010	<ul style="list-style-type: none"><li>• Modular, baixo custo</li><li>• Ciclo direto com turbina a gás, alta eficiência</li><li>• Aproveitamento do combustível</li></ul>

(continuação)

				<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Sistemas passivos de segurança</i></li></ul>
<b>GT-MHR</b>	<i>EUA-Russia (GA-OKBM)</i>	<i>285 (modular)</i>	<i>Em desenvolvimento na Rússia por um time internacional. Em pre-certificação pela NRC</i>	<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Modular, baixo custo</i></li><li>• <i>Ciclo direto com turbina a gas</i></li><li>• <i>Maior eficiência no aproveitamento do combustível</i></li></ul>
<b>IRIS</b>	<i>Westinghouse</i>	<i>100-300 (modular)</i>	<i>Em pre-certificação pela NRC</i>	<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Reator integral</i></li><li>• <i>Flexibilidade no combustível</i></li><li>• <i>Eliminação do plano de emergência</i></li></ul>
<b>AHWR</b>	<i>Índia</i>	<i>300</i>	<i>Desenvolvido para o terceiro estagio do ciclo da utilização do Th</i>	<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Sistemas de segurança passivos e intrínsecos</i></li></ul>
<b>CAREM</b>	<i>Argentina</i>	<i>27</i>	<i>Ideal para os países em desenvolvimento. Projeto maduro que poderia ser realizado nesta década</i>	<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Reator modular</i></li><li>• <i>Aplicações múltiplas</i></li><li>• <i>Sistemas de segurança passivos e intrínsecos</i></li></ul>
<b>SMART</b>	<i>Coréia</i>	<i>300 MWt</i>	<i>Um protótipo de 65 MWt esta sendo construído para operar em 2007</i>	<ul style="list-style-type: none"><li>• <i>Reator modular, integral</i></li><li>• <i>Sistemas avançados de segurança</i></li><li>• <i>Aplicações múltiplas</i></li><li>• <i>60 anos de vida útil</i></li></ul>

### 3.4.4 Reatores rápidos e a sustentabilidade

Os reatores rápidos (RR) começaram a operar no mundo desde 1950 e foram inicialmente concebidos como regenerador para aumentar as reservas de material fissil. Entretanto, ao longo do desenvolvimento desta tecnologia, muitos problemas técnicos surgiram e as sempre mais precisas explorações geológicas das minas de U mostraram que a escassez de material fissil não seria um problema por muitos anos. Estes foram os dois fatores principais que determinaram uma forte parada no desenvolvimento desta tecnologia nos anos oitenta, quando ficou claro que os reatores rápidos não eram competitivos economicamente com os atuais reatores a água leve.

Os programas nacionais de desenvolvimento dos RR até hoje foram descritos no capítulo 2, sendo que neste item pretende-se dar uma panorâmica dos programas futuros de desenvolvimento desta tecnologia e das razões do renovado interesse que a comunidade internacional está mostrando.

Hoje em dia muitos países estão dedicando-se a programas de P&D na área dos reatores rápidos sendo este interesse confirmado através de duas iniciativas internacionais (GIF IV e INPRO que serão descritas no item 3.8) que estão dando muita ênfase à esta tecnologia, em particular em conexão com ciclos fechados do combustível nuclear.

O renovado interesse para esta tecnologia surgiu em anos recentes, particularmente focalizado em projetos de pequeno porte e com dupla função (e.g. produção de eletricidade e dessalinização) e para satisfazer os requisitos das políticas de desenvolvimento sustentável. A importância dos reatores rápidos é devida à

1. Possibilidade de gerar combustível nuclear, assim aumentando as potencialidades da energia nuclear;
2. A possibilidade de queimar o Pu dos armamentos;
3. Utilização no ciclo do Th;
4. Queima dos rejeitos nucleares através da partição e transmutação dos actínídeos.

Atraídos por estas diferentes potencialidades, muitos países estão desenvolvendo programas de pesquisas e desenvolvimento para reatores rápidos avançados.

- **Índia:** um reator rápido regenerador de 40 MWt, refrigerado com Na, esta atualmente funcionando no centro de pesquisas atômicas Indira Gandhi desde 1985, sendo que em 2004 começou a construção de um reator rápido regenerador protótipo de 500 MWe, refrigerado com Na, na planta de Kalpakkam. Este reator começará a operar em 2010 utilizando como combustível carbetos de U-Pu (o Pu derivando dos reatores PHWR existentes) e um blanket de Th para geração de  $^{233}\text{U}$ . Desta maneira o ambicioso programa nuclear indiano, baseado na utilização do Th, chegará ao segundo estágio de atuação.
- **Japão:** No Japão operaram dois reatores rápidos refrigerados com Na: o reator Joyo, atualmente em operação, e o reator Monju, que está esperando a aprovação do governo para voltar em operação. Os planos a longo prazo para desenvolvimento da energia nuclear no Japão prevêm a utilização de combustível MOX em reatores rápidos. Atualmente reatores de pequeno e médio porte estão sendo estudados. Entre eles o reator rápido, a circuito, refrigerado com Na chamado 4S (Super Safe, Small and Simple) desenvolvido pela Toshiba. É um reator compacto, com núcleo selado de 2 metros de altura e 1 metro de diâmetro. Este reator, que não precisa de recarregamento de combustível por 30 anos, seria instalado em um vaso de contenção subterrâneo. O 4S é um reator avançado de 50-100 MWe que incorpora

muitas características de segurança passiva e intrínsecas como os coeficientes de temperatura e de vazão negativos. Este reator utiliza combustível metálico na forma de ligas U-Zr enriquecidas até 20%. O controle da reatividade é efetuado através um refletor anular de nêutrons em vez de barras absorvedoras que, necessitando de substituição periódica, limitariam a vida útil do núcleo. O refletor é gradualmente levantado acima ao longo da vida do reator. O calor de decaimento é removido através da circulação natural de ar. A temperatura de saída do refrigerante (cerca de 510 °C) permitiria a produção de hidrogênio através de reações eletrolíticas à altas temperaturas. O reator 4S está sendo proposto para equipar a planta nuclear de Galena, em Alaska.

Um outro tipo de reator rápido desenvolvido no Japão é o reator integral **LSPR** (Long-life, Safe, Simple, Small, Portable, Proliferation Resistant), de 35 MWe, refrigerado com Pb-Bi.

- **Rússia:** a Rússia tem uma experiência muito grande na construção e operação de reatores rápidos refrigerados com Na (os reatores BOR-60, BN-350 no Cazaquistão, BN-600). Atualmente estão sendo conduzidos estudos para aumentar a vida do reator BN-600. Atualmente um reator maior, o reator **BN-800** está sendo construído na planta de Beloyarsk para substituir o reator BN-600. Este reator rápido avançado será caracterizado por uma grande flexibilidade na utilização do combustível, baixos custos de operação e utilização, além das características intrínsecas de segurança e de sistemas de segurança passivos. Entre estes: um sistema passivos de “scram” e um sistema passivo de remoção do calor residual. O reator BN-800 será utilizado para queimar Pu dos armamentos e será testado para reciclagem dos actínídeos menores no combustível.

A Rússia possui também uma grande experiência na operação de reatores rápidos refrigerados com Pb adquirida em 40 anos de construção de reatores para propulsão de submarinos. Atualmente estão sendo concluídos os desenhos conceituais de dois reatores rápidos com refrigerante alternativo: o reator **BREST-OD-300** e o reator **SVBR-75/100**. O reator BREST é um reator de pequeno porte (300 MWe), refrigerado com Pb, que utiliza como combustível mono nitruros (mono-nitride) de U e Pu, e com muitas características de segurança intrínsecas. Este reator não pode gerar Pu (não tem o blanket de U), o combustível queimado será reprocessado “on site” e reciclado indefinidamente. Unidades maiores de 1200 MWe estão sendo projetadas. Os reatores SVBR (Reatores Rápidos Refrigerados com Chumbo



Bismuto) são reatores ainda menores, de 75-100 MWe, integrais, modulares, pré-fabricados, refrigerados com Pb-Bi, utilizando diferentes tipos de combustível, com características de segurança passivas (cada modulo é instalado em um tanque de água (refletor) para remoção do calor residual) e inerentes (coeficiente Doppler negativo) [52].

- **EUA:** os EUA têm uma grande experiência na operação e construção de reatores rápidos refrigerados com Na (os reatores Lampre, S, Fermi, EBR-SEFOR, EBR-II, FFTF, ALMR), mas os programas de pesquisas nessa área pararam por anos até ser despertados novamente com a iniciativa GIF IV (§ 3.8).

Além dos conceitos de reatores rápidos do GIF os EUA estão desenvolvendo os projetos de dois reatores modulares: o reator **ENHS** (Encapsulated Nuclear Heat Source) e o reator **STAR** (Secure Transportable Autonomous Reactor).

O reator ENHS é um reator modular, de 50 MWe, pré-fabricado, refrigerado com Pb-Bi em circulação natural, com combustível metálico e características de segurança passivas (cada modulo é instalado em um tanque secundário de metal liquido refrigerante) e desenvolvido pela Universidade da Califórnia.

O reator STAR (Argonne), é um reator modular de 180 MWe, pré-fabricado, refrigerado com Pb em circulação natural, com sistemas de segurança passivos, utiliza como combustível nitruros (nitrides) de U e transuranicos. Uma variação deste reator (**STAR-H2**) está sendo estudada para produção de hidrogênio.

### **3.5 Partição e transmutação dos rejeitos radioativos. Sistemas dedicados [103, 104, 105, 106]**

Os atuais reatores térmicos comerciais (LWR, CANDU) operam utilizando um ciclo aberto (once through fuel cycle), armazenando o combustível queimado em instalações interinas (interim storage). Alguns países, como a França e o Japão já reprocessaram os materiais físeis (U, Pu) para reutilização nos próprios reatores térmicos em forma de óxidos mistos (U-Pu)O<sub>2</sub>, ou com a opção futura de utilização em reatores rápidos. Em geral uma grande quantidade (stockpile) de resíduos radioativos está sendo gerada, constituída principalmente por elementos transurânicos (TRU), tais como isótopos de Plutônio, e actinídios menores (MA), tais como os Am, Np, Cm, e produtos de fissão de meia vida longa (Long-Lived Fission Fragments - LLFF), tais como o <sup>99</sup>Tc, <sup>129</sup>I, <sup>135</sup>Cs e muitos outros.

Durante a vida de um PWR (~40 anos) cerca de 1000 tons de combustível serão descarregadas, e dado o parque atual (~400 reatores), cerca de 300000 tons (3000-ton. de Pu, 300 ton. de MA) serão gerados nos próximos anos (~2010). Estes isótopos (TRU, LLFF) são extremamente radiotóxicos, e dado a grande meia vida destes, são estimados milhares de anos (~100000 anos) para que esta radiotoxicidade decaia para níveis da radioatividade natural. Estes fatos têm servido de argumento para que a Energia Nuclear não seja mais utilizada e que muitos países não introduzam ou expandam seus parques atuais (Itália, Suécia e Alemanha). Por outro lado países como a China, Índia, Japão e Coreia continuam expandindo seus parques. Desta forma a estratégia para o gerenciamento destes resíduos contempla duas opções:

- Esperar pelo decaimento natural destes resíduos através do isolamento destes da biosfera pela instalação de barreiras de engenharia com capacidade de isolamento de milhares de anos, e a grandes profundidades, os denominados repositórios (ex. Yucca Mountain);
- Promover a transmutação dos resíduos de longa vida em resíduos de média ou pequena meia vida para reduzir os requisitos de isolamento, principalmente o tempo. Este método contribuiria também a não proliferação, com a eliminação do Pu. Um relatório da NEA OECD- “Comparative study on ADS and FR in Advanced Nuclear Fuel Cycles (2003)”, concluiu que, embora a utilização de reatores dedicados à transmutação não elimine a necessidade de repositórios apropriados, estes sistemas reduzirão os requisitos no tempo de armazenagem num fator de 100.

Muitos países estão atualmente dedicando grandes esforços de P&D nos Ciclos de Combustível Fechados, e no conceito de Partição e Transmutação (P&T), que consiste na separação dos TRU e LLFF do combustível e a queima destes em “reatores dedicados”, num ciclo de combustível denominado duplo estrato. Este ciclo duplo consiste no ciclo convencional dos reatores térmicos e rápidos (primeiro estrato), no qual o U e Pu(Th) podem ser reciclados através de reprocessamento aquoso (PUREX/THOREX), complementado de um ciclo de transmutação. Neste ciclo de transmutação (segundo estrato), os MA, LLFF e Pu (Th), são separados (partição) através de processos eletroquímicos para alimentar um “reator queimador” dedicado (transmutação). Na Figura 3.5-1 é ilustrado este processo.

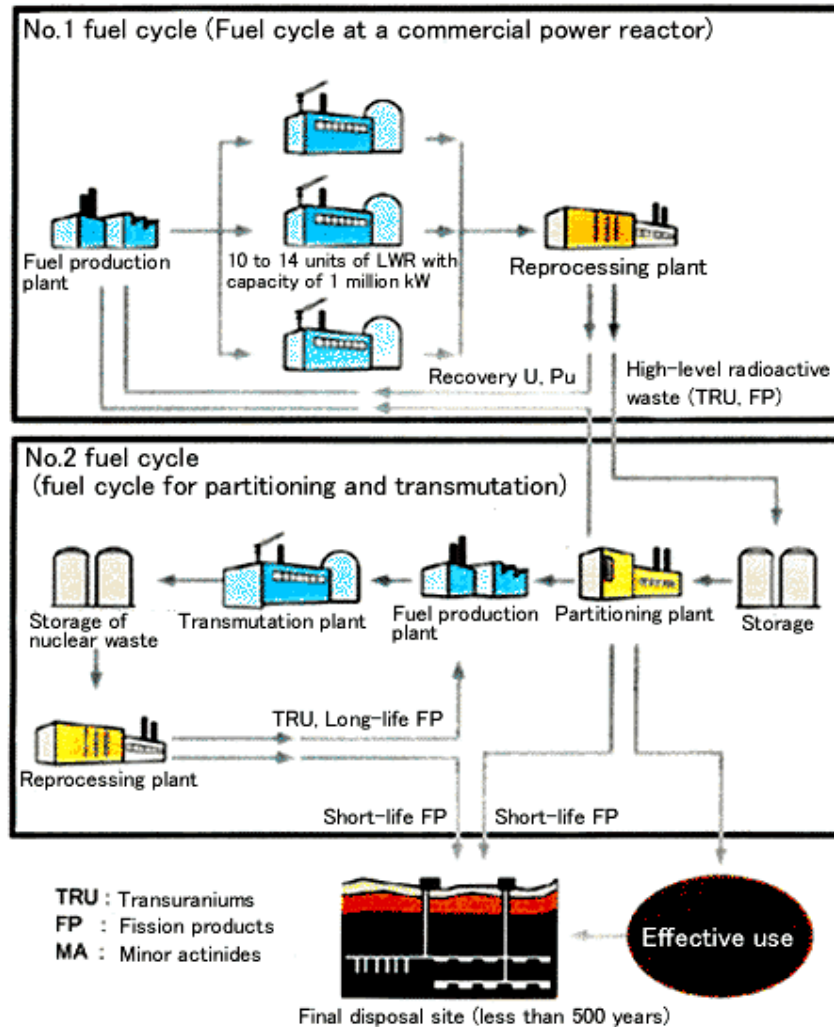


Figura 3.5-1: Ciclo do combustível duplo estrato [68].

O primeiro estrato do ciclo está tecnicamente dominado. Entretanto os processos do segundo estrato ainda estão numa fase de demonstração. O Reator dedicado a transmutação provavelmente será um sistema rápido, tendo em vista que a fissão de TRU é mais provável relativamente a captura em energias rápidas (MeV). Desta forma, através da fissão os TRU são transmutados em produtos de fissão, a maioria de meia vida curta. Por outro lado a incineração de LLFF através da captura radioativa é mais favorável no espectro térmico, portanto o reator dedicado deverá prever em seu projeto a transmutação dos LLFF numa região térmica. Apesar de reatores rápidos serem adequados para a transmutação, a quantidade de TRU que pode ser transmutada é limitada pela física do sistema. Por outro lado, sistemas rápidos sub críticos (TRU e material físsil) com uma fonte externa de nêutrons produzidos pela interação de prótons de um acelerador em alvos (“spallation”), tem sido considerados como prováveis reatores queimadores de resíduos.

Estes sistemas, denominados ADS (Accelerator Driven System) tem a vantagem de sendo sub críticos poderem conter uma grande quantidade de TRU, e, devido o espectro de nêutrons nestes sistemas serem mais "rápidos", são mais eficientes na transmutação. Mais além, a sub criticalidade, garante uma segurança intrínseca relativa a acidentes de criticalidade e o excesso de nêutrons rápidos( $\eta$ ) nestes sistemas permite a regeneração (U/Pu ou Th/U). O sistema possui também um ganho positivo ( $G$ =energia gerada/energia para o acelerador), tornando o ADS um gerador de energia.

Todas estas características inovadoras associadas a P&T, tem levado a um grande esforço de P&D em vários países do mundo e a diferentes conceitos de ADS.

A nível internacional o interesse por ADS e sua utilização como reator dedicado à transmutação teve um grande impulso após a proposta de Carlo Rubbia em 1995, o qual propôs um sistema amplificador de energia rápido (Fast Energy Amplifier) esquematizado na Figura 3.5-2. Após a proposta de Rubbia vários países, envolveram-se no tema ADS e P&T com um grande esforço de P&D. Em particular a Comunidade Européia desenvolveu um mapa das rotas [107] para definição das necessidades de P&D para um sistema ADS, tendo como meta o desenvolvimento de um sistema de demonstração (XADS-ADS Experimental) nos próximos anos. O "status" das pesquisas sobre ADS, que estão sendo desenvolvidos prevalentemente através de colaborações internacionais, tem sido amplamente reportado na literatura [104, 105, 106, 108].

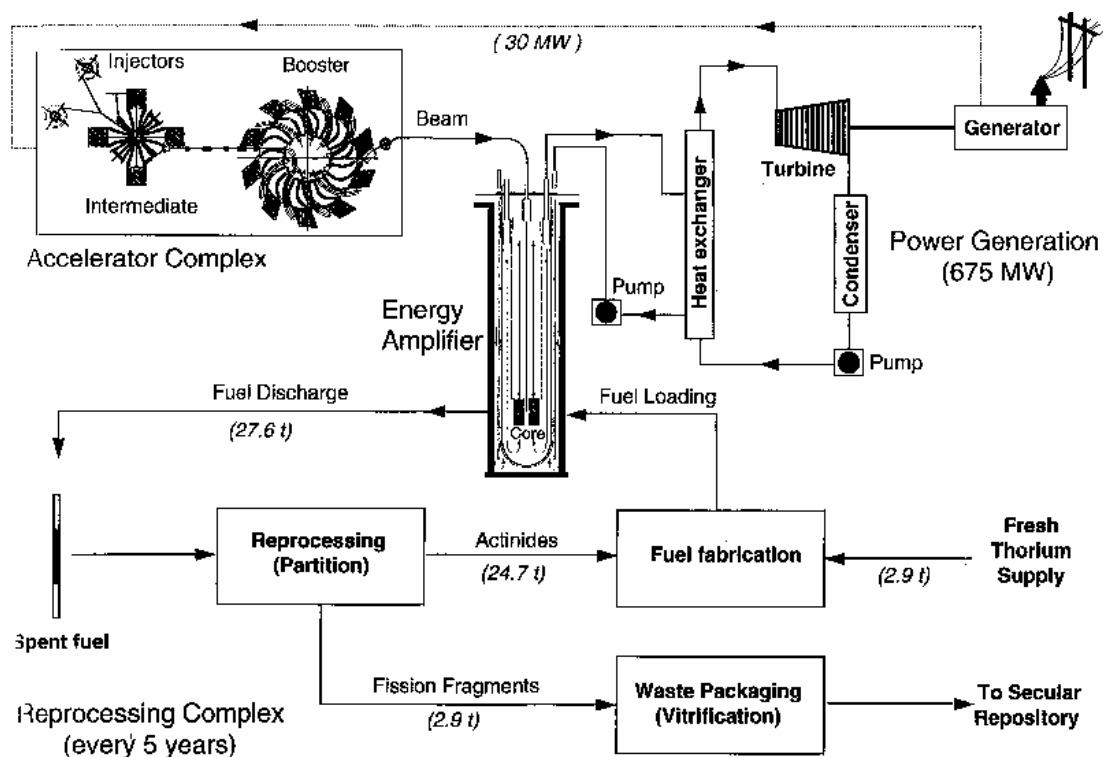


Figura 3.5-2: Amplificador de Energia Rápido de Rubbia [105].

### 3.6 Tório e ciclos do combustível avançados

Desde o começo da historia da energia nuclear o tório foi considerado um potencial combustível para reatores nucleares, principalmente devido a sua capacidade de produzir isótopos físeis. A demonstração da viabilidade técnica da utilização do tório como combustível nuclear foi adquirida com a operação de alguns reatores. Nos Estados Unidos o reator numero 1, de 270 MWe, da planta de Indian Point foi carregado com óxidos mistos de urânio e tório (U-Th) $O_2$  com U altamente enriquecido e atingiu uma taxa de queima de 32 MWd/kgHM [109]. O reator de Shippingport operou por 5 anos (1977-1982) com uma configuração do núcleo tipo “seed-blanket” a U/Th para demonstração do conceito do reator regenerador a água leve. A taxa de queima atingida foi de 60 MWd/kgHM e, no fim deste 5 anos de operação, o núcleo continha 1.3% a mais de material físsil do que no começo das operações [110]. O reator comercial HTGR de Fort St. Vrain, de 330 MWe, que operou de 1979 a 1989, utilizou o ciclo U/Th.

De fato, atualmente, muitos países (Brasil, Canadá, China, França, Alemanha, Índia, Japão, Holanda, Coréia, Rússia, EUA) estão atualmente conduzindo estudos de P&D sobre a utilização do tório em diferentes ciclos do combustível avançados e em diferentes

reatores (LWR, VVER, FBR, ADS) [82]. As razões principais destas pesquisas são da ordem estratégica, econômica e ambiental:

- Possibilidade de conversão do isótopo fértil  $^{232}\text{Th}$  em isótopo fissil  $^{233}\text{U}$ ;
- Não proliferação;
- Maiores taxas de queima do combustível atingidas graças as propriedades regeneradoras do tório. O maior aproveitamento energético do combustível nuclear leva a um volume final menor de rejeitos. Esta vantagem “ambiental” proporciona também maior economia.
- Intervalos maiores entre duas trocas de combustível sucessivas com conseqüente aumento do fator de capacidade do reator.

Países como a Índia e o Canadá, que têm reservas abundantes de tório, estão estudando a possibilidade de utilização do Th em reatores a água pesada. O Th está sendo também considerado como possível combustível em sistemas híbridos (ADS) e além do ciclo U/Th, baseado no conceito da não proliferação, o ciclo do combustível Pu/Th, para a incineração do Pu, está sendo pesquisado. Entre os programas coordenados e financiados pelo NÉRI (Nuclear Energy Research Initiative) do DOE três deles são baseados no uso do ciclo do tório em reatores a água leve. Os três projetos são [111]:

- Combustíveis avançados (U-Th) $\text{O}_2$  de baixo custo para reatores a água leve (INEEL);
- Dispersão de partículas de óxidos mistos de urânio e tório (Th-U) $\text{O}_2$  em matriz metálica (ANL);
- Combustíveis avançados para reatores BWR para atingir altas taxas de conversão  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ .

Dentro do contexto do desenvolvimento de ciclos do combustível avançados existem, desenvolvidos para os reatores a água pesada, o ciclo DUPIC e o ciclo Tandem. Estes ciclos são baseados na reutilização em reatores tipo PHWR do combustível queimado em reatores tipo PWR. No ciclo DUPIC (“Direct Use of spent PWR fuel in CANDU”) a utilização do combustível queimado é direta, sendo que no ciclo Tandem acontece através da descontaminação química com extração dos produtos de fissão [112]. Estes dois ciclos são ciclos diretos (“once through”), sem recuperação de material fissil.

Outras iniciativas são dedicadas ao desenvolvimento de ciclos do combustível avançados baseados na recuperação de material fissil (ciclos fechados). Nesse panorama se inserem as três iniciativas integradas Gen IV, AFCL do DOE e NHI (Nuclear Hydrogen

Initiative) dedicadas ao desenvolvimento de reatores avançados a serem inseridos num cenário baseado em ciclos fechados do combustível nuclear [34]. Na fase atual baseada no ciclo direto do combustível são acumulados rejeitos nucleares que necessitam de estocagem. Para reduzir este acúmulo a próxima etapa da evolução do ciclo do combustível nuclear, segundo a estratégia norte americana, prevê a utilização nos reatores LWR, entre as próximas duas décadas, de combustíveis baseados na reciclagem do plutônio e com altas taxas de queima. O plano em longo prazo (depois de 2040) dos EUA prevê o desenvolvimento de um ciclo do combustível baseado na utilização dos actínídeos menores para diminuição do inventário do combustível queimado.

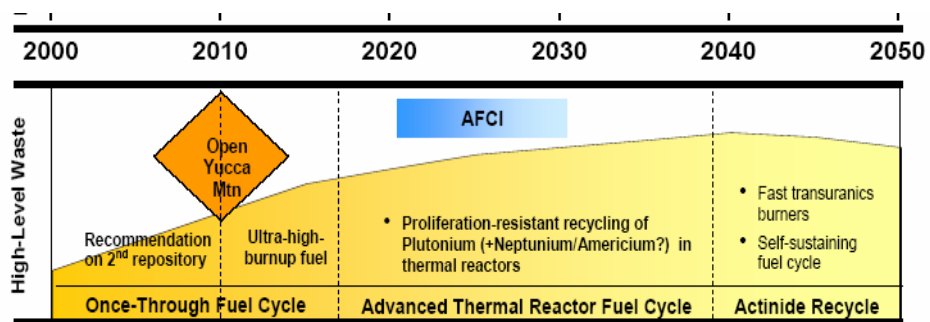


Figura 3.6-1: Estratégia em longo prazo para o futuro da energia nuclear nos EUA [34].

Neste sentido as áreas de pesquisas principais do programa AFCI são:

- Combustíveis avançados por os reatores da Gen IV;
- Tecnologia para separação dos diferentes elementos do combustível queimado;
- Desenvolvimento de tecnologias de armazenamento por os diferentes produtos separados;
- Dados nucleares para os sistemas de transmutação;
- Materiais avançados para os sistemas de transmutação.

### 3.7 Aplicações da energia nuclear

A energia nuclear traz benefícios para a sociedade em vários setores, além do setor da geração de energia elétrica. As radiações são utilizadas em múltiplas aplicações na medicina, indústria, agropecuária e meio ambiente.

Neste parágrafo serão abordadas duas questões de primária importância para o futuro sustentável do nosso planeta onde a energia nuclear pode jogar um papel importante: a questão relativa ao suprimento de um combustível barato e não poluidor como o hidrogênio, e a questão relativa a escassez de água que afeta grandes área do planeta.

### 3.7.1 Produção de hidrogênio

O hidrogênio é o mais básico e onipresente dos elementos no universo. Ele é um produto químico já amplamente utilizado, por exemplo para produzir fertilizantes nitrogenados e, quando empregado como combustível não acarreta as nocivas emissões de CO<sub>2</sub>. Além de ser muito menos poluidor do petróleo, o hidrogênio poderia ser um ótimo substituto como combustível (células combustíveis – fuel cells), conforme o aumento dos preços do petróleo, dando origem a um novo regime energético. Uma célula combustível é uma célula electroquímica ou uma bateria em que é consumido um combustível e é libertada energia. Numa célula combustível os reagentes, tipicamente oxigênio (no catodo) e hidrogênio (no anodo), são alimentados continuamente, não precisando de ser recarregados. Estas têm a vantagem de serem altamente eficientes e pouco poluentes. Podem ser utilizadas como sistemas de emergência, em zonas onde não existe rede elétrica, em aparelhos portáteis e veículos. Células combustíveis energizadas por hidrogênio para uso comercial já estão sendo introduzidas no mercado doméstico, profissional e industrial. Os especialistas prevêem que o hidrogênio substituirá o petróleo como principal combustível da humanidade em um futuro não muito distante. De acordo com estudos, o mundo poderá alcançar o pico da produção de petróleo dentro dos próximos dez a trinta anos. A partir daí, a disponibilidade diminuirá e o preço tenderá a subir cada vez mais. Adicionalmente, a principal região produtora do mundo, o Oriente Médio, é altamente instável politicamente, o que torna o preço deste insumo sujeito a grandes variações. As grandes indústrias automobilísticas gastaram mais de dois bilhões de dólares desenvolvendo carros, ônibus e caminhões a hidrogênio, e os primeiros veículos fabricados em massa devem estar em circulação dentro de poucos anos.

Mas o hidrogênio, que pode ser eficientemente utilizado como combustível, não é uma fonte primária de energia e tem que ser produzido de outras fontes de energia. O hidrogênio pode ser gerado pela eletrólise da água ou a partir da decomposição do metano (componente principal do gás natural) por via térmica, com mais ou menos 80% de eficiência. Neste panorama a energia nuclear poderá assumir um papel importante na chamada economia do hidrogênio. As usinas nucleares forneceriam a energia necessária para produção de hidrogênio por via eletrolítica (eletrolise da água) ou utilizando mais eficientes processos químicos que necessitam de altas temperaturas (processos termoquímicos). A produção termoquímica do hidrogênio necessita de temperaturas muito altas, entre 750 e 1000 °C, para que a eficiência do processo seja significativa (o primeiro



reator no mundo a atingir uma temperatura de saída do refrigerante de 950 °C foi o reator HTTR japonês). Os reatores potencialmente adequados são:

- Reatores HTGR;
- VHTR, reatores a temperatura muito alta, estudados no GIF IV;
- Reatores modulares, rápidos, de pequeno porte como os reatores STAR-H2 (EUA) e o reator BREST (Rússia).

### **3.7.2 Dessalinização**

A água cobre três quartos da superfície da Terra, mas 97,5% está nos oceanos, portanto imprópria para consumo humano. Do restante, a água doce, 77% estão congelados nos círculos polares, 22% são águas subterrâneas e menos de 1% está disponível na superfície do planeta nos rios, lagos, açudes e represas, ou seja: somente 0,007% do total. Piorando a situação, a distribuição dessa água doce é desigual no mundo, e também no Brasil que, apesar de possuir 14% do recurso hídrico mundial, tem 80% da água doce na região amazônica, abastecendo apenas 5% da população brasileira. Os 20% restantes estão divididos pelo país, abastecendo 95% da população brasileira. A divisão desses 20% ainda é muito mais desigual.

A falta de água já é um problema mundial e a disponibilidade de água potável é reconhecidamente uma das maiores necessidade da humanidade neste novo século.

A tecnologia pode ajudar a amenizar esse problema, mas uma solução definitiva ainda está muito distante. A dessalinização da água do mar ainda é cara, pois consome muita energia. Mesmo assim já existem no mundo cerca de 7.500 usinas de dessalinização em funcionamento.

Hoje em dia os processos mais utilizados para a dessalinização são o processo de destilação multi-estagio (MED) e o processo de osmose revertida (RO). Estes processos necessitam de grandes quantidades de energia elétrica que é hoje pela maior parte suprida através de plantas funcionando com combustíveis fósseis, assim contribuindo a emissão de gases do efeito estufa.

Reatores nucleares de pequeno e médio porte são particularmente adequados, sobretudo de um ponto de vista ambiental, para a dessalinização da água, muitas vezes com cogeração de eletricidade.

A praticabilidade desta opção foi largamente demonstrada, sendo que uma relevante experiência foi adquirida nas plantas nucleares russa, japoneses, canadenses e da Europa oriental.

O reator rápido BN-350, no Cazaquistão, produziu, em 27 anos de operação, 135 MWe e 80000 m<sup>3</sup>/dia de água potável. No Japão plantas de dessalinização são coligadas a reatores PWR para produção de eletricidade.

Os reatores ÍRIS, SMART (Coreia) e CAREM (Argentina), são reatores integrados PWR de pequeno porte que estão sendo desenvolvidos para produção de eletricidade e água potável.

## **3.8 Iniciativas internacionais**

Muitos países e grupos de pesquisas estão hoje em dia dedicados ao desenvolvimento da tecnologia de reatores inovadores, sendo que o projeto e a construção de um reator inovador irá requerer enormes esforços financeiros em P&D para o desenvolvimento de combustíveis avançados e materiais, para a implementação de testes de demonstração e para a construção de protótipos. Por estas razões são necessárias colaborações internacionais e parcerias entre grupos de pesquisas.

Atualmente há duas iniciativas internacionais em atuação para o desenvolvimento de reatores inovadores:

1. Generation Four International Fórum – GIF IV;
2. International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles - INPRO

### **3.8.1 Geração IV**

O Fórum Internacional para os reatores de Geração IV (GIF), uma associação de onze países (mais o NEA e a AIEA como observadores permanentes) liderada pelos EUA, foi criado em 2001 pelo DOE e identificou seis projetos de reatores avançados que serão desenvolvidos para aproveitamento comercial a partir de 2030.

Estes reatores incorporarão as características mais avançadas dos reatores de terceira geração e os critérios para inclusão do projeto de um reator na quarta geração são:

- Energia sustentável (disponibilidade prolongada do combustível, impacto ambiental positivo);
- Energia competitiva (baixos custos, tempos de construção reduzidos);
- Segurança (sistemas de segurança confiáveis, aceitação e confiança do público);
- Não proliferação;
- Proteção física.

Os membros do GIF (Argentina, Brasil, Canadá, Euratom, França, Japão, Coreia, África do Sul, Suíça, Reino Unido, Estados Unidos), decidiram em 2002 para a concentração dos esforços intelectuais e econômicos para o desenvolvimento de seis conceitos, com o objetivo de fazê-los economicamente viáveis entre 2015 e 2025. Os seis projetos são:

1. **Gás-cooled Fast Reactor (GFR):** data prevista para realização: 2025. As altas temperaturas atingidas (850 °C) poderiam ser aproveitadas para processos industriais (produção de hidrogênio). Para produção de eletricidade o reator utilizará um ciclo direto com turbina a gás (ciclo Brayton). É previsto o reprocessamento do combustível com reciclagem dos actínídeos, assim minimizando a produção de isótopos de meia vida longa. Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-1;

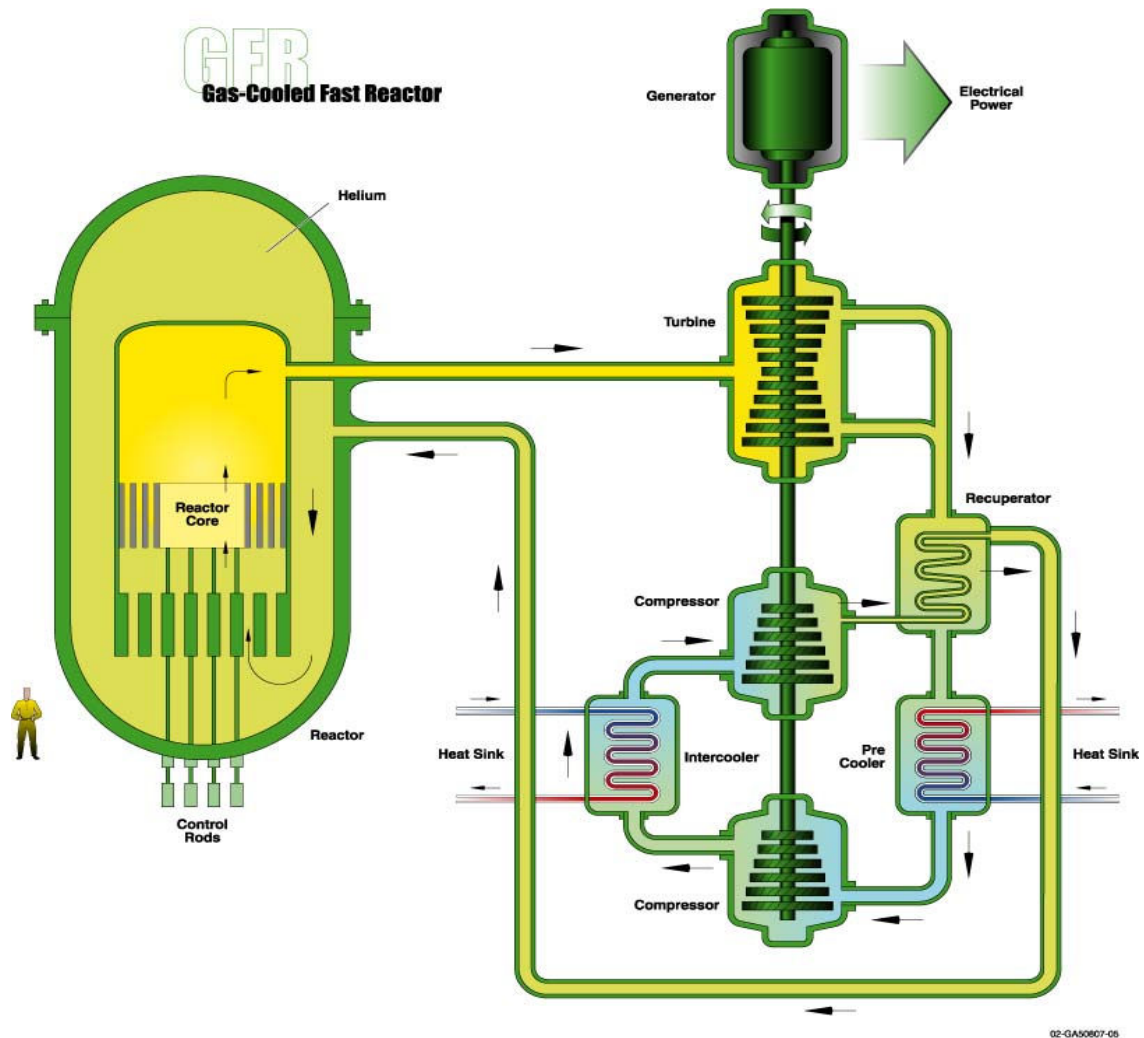


Figura 3.8-1: Reator rápido refrigerado a gás [113].

**2. Lead-cooled Fast Reactor (LFR):** data prevista para realização: 2025. O refrigerante será Pb ou Pb-Bi circulando por convecção. Há projetos de unidades pequenas, modulares (300-400 MWe) e grandes (1400 MWe). As altas temperaturas (800 °C) permitirão a produção de hidrogênio por via termoquímica. Este reator utilizará um ciclo do combustível fechado, com reciclagem completa dos actinídeos e intervalos entre duas cargas sucessivas de combustível muitos longos (15 ou 20 anos). Esta tecnologia corresponde a tecnologia Rússia do reator BREST (§ 2.5.6). Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-2;

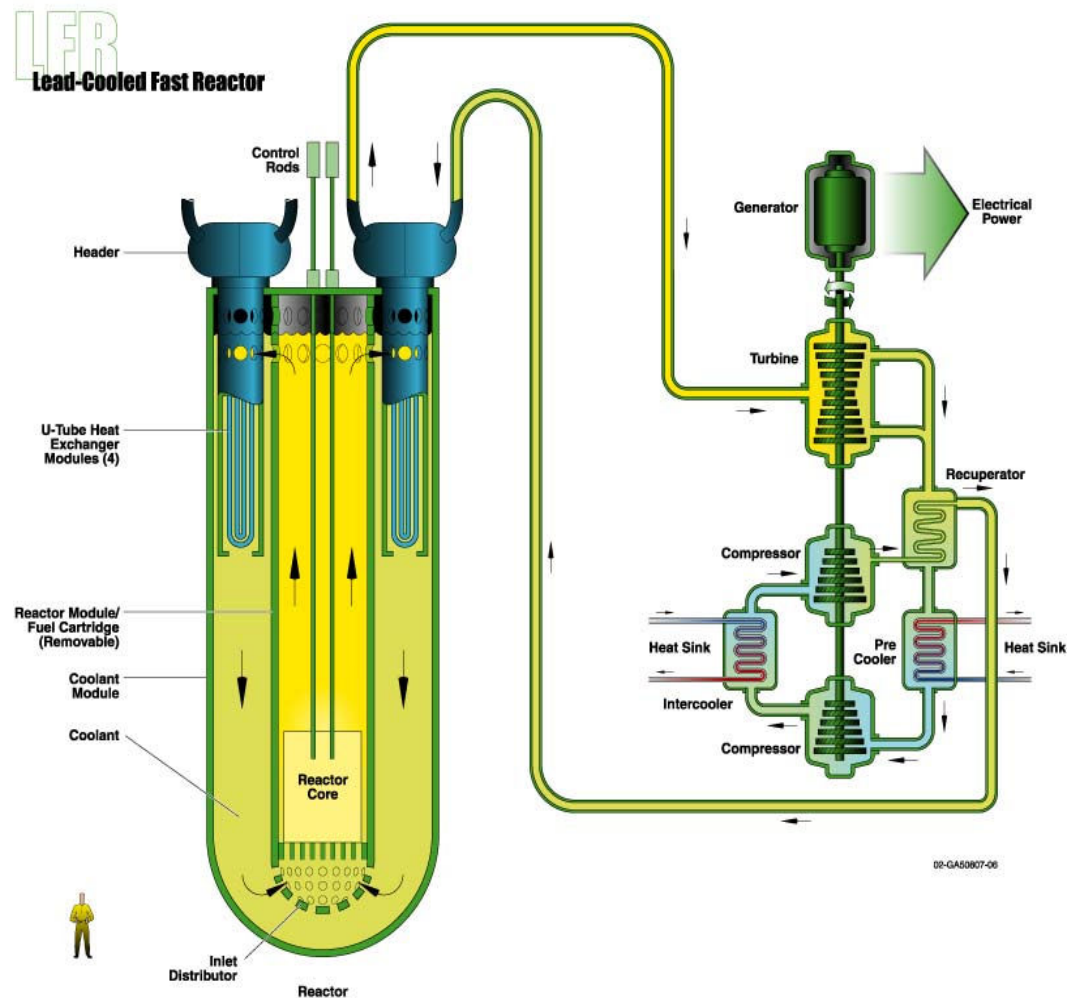


Figura 3.8-2: Reator rápido refrigerado com chumbo [113].

3. **Molten Salt Reactor (MSR):** data prevista para realização: 2025. Neste projeto o combustível é na forma de fluoretos de sódio, zircônio e urânio líquidos circulando no reator em canais de grafite para obter um espectro epitérmico com uma leve moderação. Os produtos de fissão são continuamente removidos e os actinídeos reciclados. O projeto de referencia inicial tem 1000 MWe. Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-3;

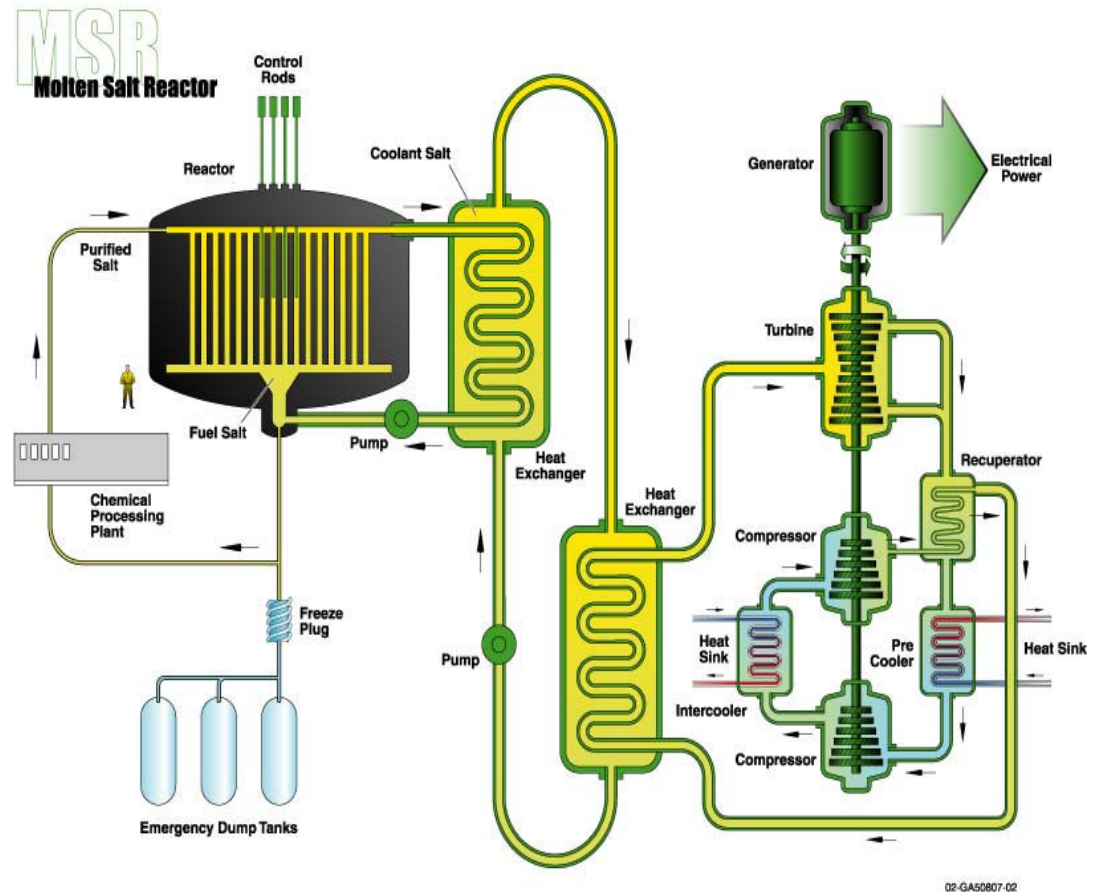


Figura 3.8-3: Reator a sais fundidos [113].

4. **Sodium-cooled Fast Reactor (SFR):** sendo que a experiência adquirida no uso do sódio como refrigerante em reatores é enorme, foi escolhida uma data de realização mais próxima, ou seja, 2015. O ciclo do combustível fechado deste reator prevê a completa reciclagem dos actinídeos em dois possíveis modelos: o primeiro, de 150-500 MWe, utiliza combustível metálico formado por urânio, plutônio e actinídeos com reprocessamento através do processo pirometalurgico no local. O segundo, de 500-1500 MWe, utiliza combustível MOX e processo de reprocessamento centralizado aquoso. Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-4;

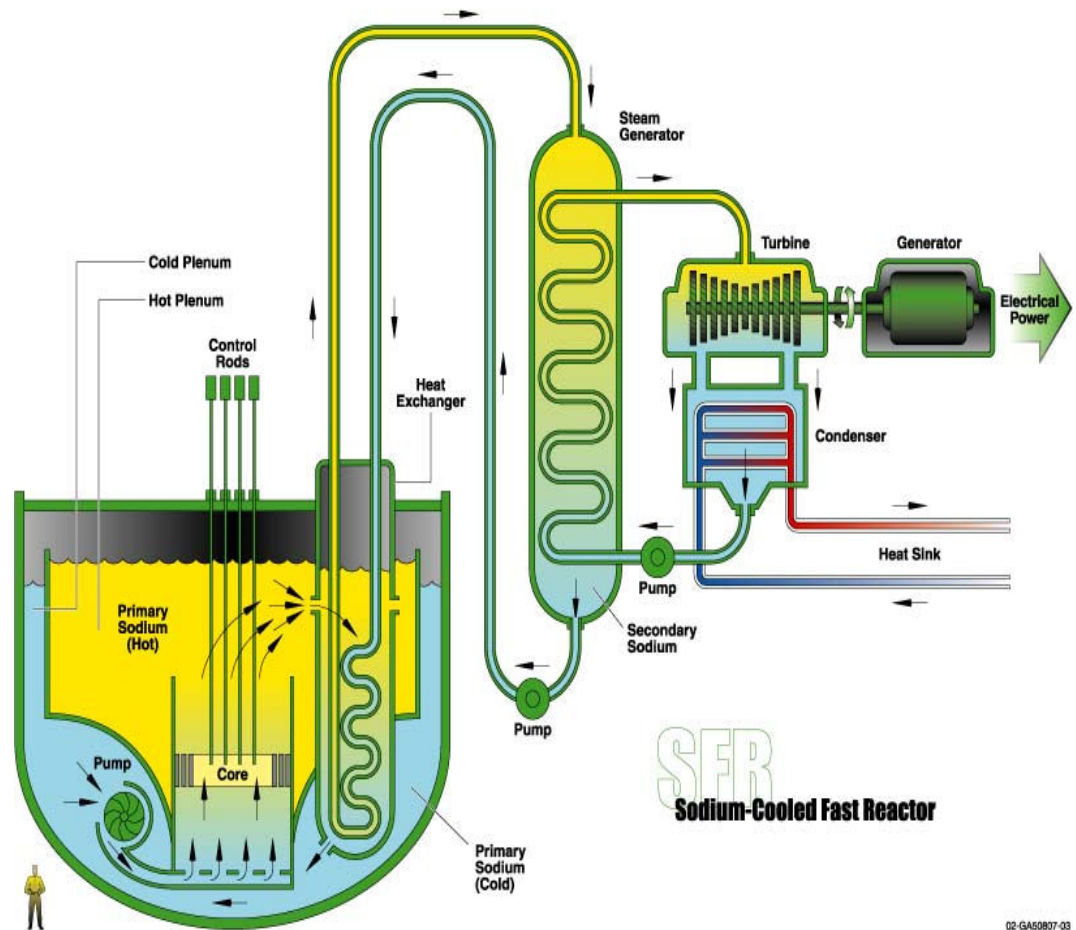


Figura 3.8-4: Reator rápido refrigerado com sódio [113].

**5. SuperCritical Water cooled Reactor (SCWR):** é uma evolução dos reatores a água leve, que operaria a temperaturas mais alta (25 MPa, 510-550 °C) com uma potência elétrica do projeto de referencia de 1700 MWe e uma eficiência maior. Este projeto é muito estudado sendo o mais familiar às tecnologias atualmente comerciais de reatores. O combustível é  $UO_2$ , sendo que o reator pode ser carregados com actínídeos derivantes do reprocessamento e funcionar como reator rápido. O reator SCWR apresenta características de segurança passiva e foi projetado principalmente para a produção de eletricidade. Existem duas opções de projeto por este reator: espectro térmico e rápido. No segundo o ciclo do combustível seria fechado com reciclagem completa dos actínídeos através de processos avançados aquosos. A maioria das pesquisas sobre este projeto está sendo conduzida no Japão. Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-5;

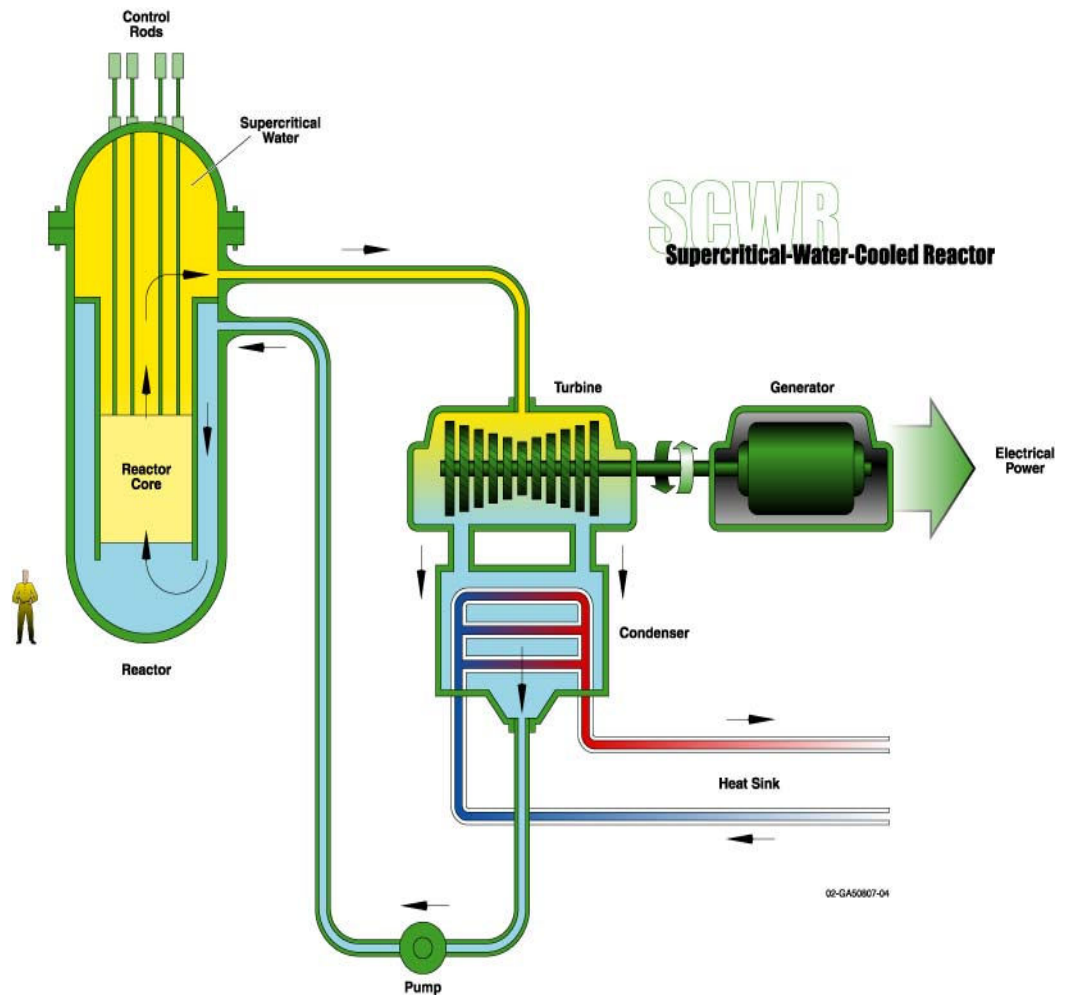
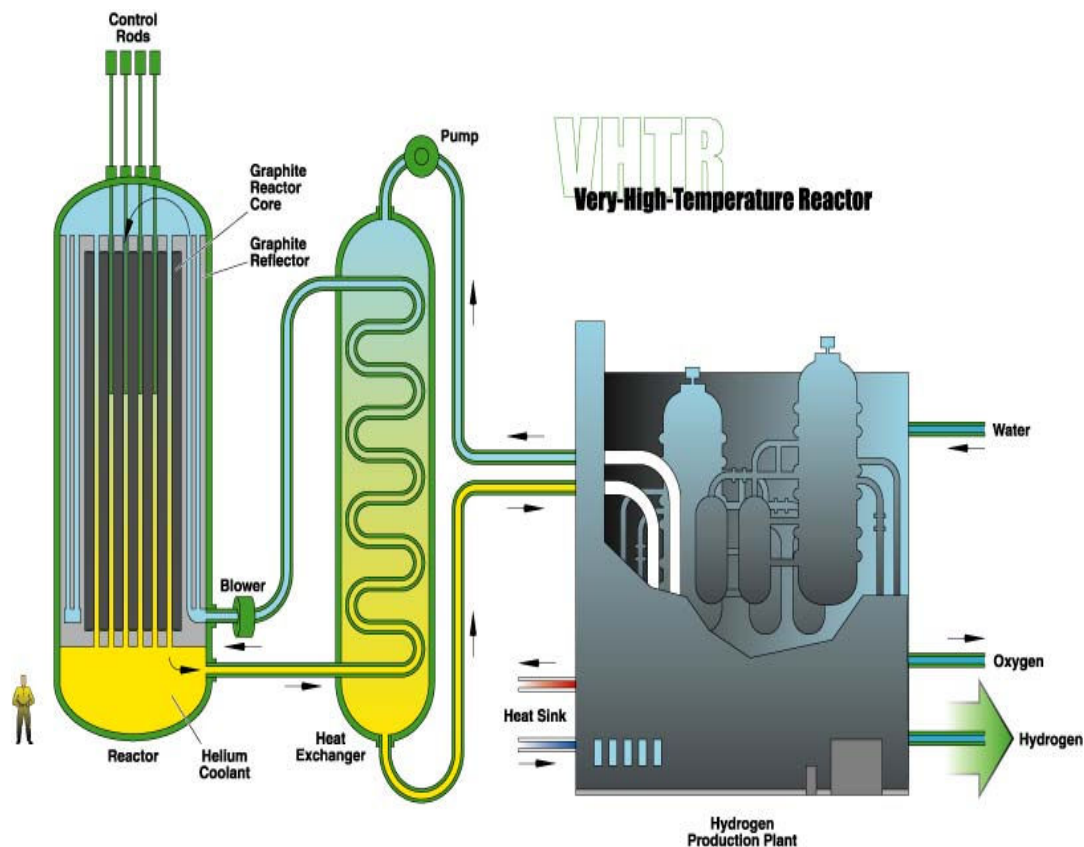


Figura 3.8-5: Reator supercrítico refrigerado com água [113].

6. **Very High Temperature Reactor (VHTR):** é uma evolução dos reatores HTGR cuja temperatura de operação ( $1000^{\circ}\text{C}$ ) é maior que a dos reatores atualmente em pré-certificação pela NRC (PBMR, GT-MHRs). Pode ser utilizado para a produção de hidrogênio. Em contraste com o reator GFR o reator VHTR não é um reator regenerador. É um reator moderado com grafite e refrigerado com He, permitindo bastante flexibilidade com o combustível, mas sem reciclagem. Este reator é esquematizado na FIG. 3.8-6.





02-GA50807-01

Figura 3.8-6: Reator a alta temperatura [113].

Os reatores de Geração IV são chamados de revolucionários. A sustentabilidade é um dos conceitos chave dos reatores de quarta geração sendo que um aspecto da sustentabilidade é a necessidade de extrair a quantidade máxima de energia elétrica por kg de urânio. Assim a maioria dos reatores de quarta geração utiliza um ciclo fechado de combustível com o duplo objetivo de minimizar a produção de rejeitos e maximizar o aproveitamento do combustível. Sendo que a reciclagem mais eficiente do combustível é possível num reator com espectro rápido, 4 dos 6 conceitos incluídos no “Roadmap” do GIF são reatores rápidos.

Os reatores que utilizam Na, Pb ou Pb/Bi e sais fundidos como refrigerantes em baixa pressão não temem o LOCA como principal incidente. O sódio tem boas características de transferência de calor e de circulação natural, mas possui um coeficiente de reatividade de vazio positivo e um ponto de ebulição não muito alto (892 °C), além de reagir com água e ar. Para chumbo o problema do coeficiente de vazio é menor, sendo o seu ponto de ebulição é mais alto (1737 °C). Além disso o Pb é quimicamente inerte com ar e água. As características principais destes reatores são resumidas na tabela seguinte:



Tabela 3.8-1: Características principais dos reatores de quarta geração. [5]

Reator	Espetro	Refrigerante	Temp. [°C]	Pressão*	Combustível	Ciclo do combustível	Potência [MWe]	Utilização
<b>GFR</b>	Rápido	He	850	Alta	$^{235}\text{U}$ ou $^{239}\text{Pu}$ + $^{238}\text{U}$	Fechado, "on site"	288	Eleticidade, hidrogênio
<b>LFR</b>	Rápido	Pb-Bi	550-800	Baixa	$^{235}\text{U}$ ou $^{239}\text{Pu}$ + $^{238}\text{U}$	Fechado, regional	50-150 300-400 1200	Eleticidade, hidrogênio
<b>MSR</b>	Epi térmico	Sais	700-800	Baixa	Fluoretos de sódio, urânio e zircônio	Fechado	1000	Eleticidade, hidrogênio
<b>SFR</b>	Rápido	Na	550	Baixa	$^{238}\text{U}$ e MOX	Fechado	150-500 500-1500	Eleticidade
<b>SCWR</b>	Térmico ou Rápido	H <sub>2</sub> O	510-550	Muito alta	UO <sub>2</sub>	Aberto (térmico), fechado (rápido)	1500	Eleticidade
<b>VHTR</b>	Térmico	He	1000	Alta	UO <sub>2</sub> em partículas	Aberto	250	Eleticidade, hidrogênio

\* alta: 7-15 MPa

**GFR** – Gas cooled Fast Reactor;

**LFR** – Lead cooled Fast Reactor;

**MSR** – Molten Salt Reactor;

**SFR** – Sodium cooled Fast Reactor;

**SCWR** – Super Critical Water cooled Reactor;

**VHTR** – Very High Temperature Reactor.

Par obter maiores informações sobre os projetos de pesquisas que o GIF está desenvolvendo é possível consultar o site do GIF onde é disponível “A Technological Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System” publicada pelo GIF junto com o DOE [33].

Além destes reatores o GIF selecionou alguns projetos avançados para desenvolvimento no curto prazo, até 2015. Entre eles o reator **ÍRIS**.

### 3.8.2 INPRO

Em 2000 a AIEA lançou o projeto INPRO para apoiar o desenvolvimento de reatores e ciclos do combustível inovadores, satisfazendo os requisitos fundamentais de [114, 115]:

- Segurança;
- Poluição atmosférica e gases de efeito estufa;
- Competitividade econômica;
- Problema dos rejeitos;
- Não proliferação.

Em geral a tendência política de apoio ou não a geração de energia elétrica via energia nuclear está condicionadas a estes fatores.

O “time frame” do projeto INPRO é de cerca 50 anos, focalizando nos projetos de longo prazo dos países. Atualmente 22 países são membros do INPRO.

O projeto INPRO estabelece critérios e metodologias nas diferentes áreas de segurança, economia, não proliferação, rejeitos radioativos e meio ambiente, para que sejam utilizadas pelos vários países para estabelecer e definir os seus programas nucleares.

Em 2001 começou a fase I da iniciativa INPRO que foi dividida em duas fases, IA e IB.

Em 2003 foi concluída a fase IA com a definição dos requisitos e das metodologias a serem utilizadas para avaliação de reatores e ciclos de combustível inovadores. Foi editado um TECDOC [114] onde são detalhados os critérios resumidos em seguida.

Os princípios básicos de **segurança** definidos pela metodologia INPRO que tem que ser respeitados no projeto dos reatores nucleares (e instalações para o ciclo do combustível) inovadores são:

- Sistema de segurança baseado no conceito de defesa em profundidade. Os diferentes níveis do conceito de defesa em profundidade têm que ser mais independentes um dos outros do que nas instalações atualmente em operação.
  - ✓ As instalações devem ser mais robustas;
  - ✓ A confiança na intervenção humana deve ser mínima;
  - ✓ Não deve ser necessária a atuação de um plano de emergência com medidas de evacuação e realocação fora da planta nuclear.
- É necessário prevenir, reduzir ou conter a emissão de radioatividade durante a construção, operação, e manutenção da planta respeitando os limites da ICRP (International Commission on Radiological Protection).
- As características inerentes de segurança da planta e sistemas passivos devem ser largamente utilizadas.
- O ciclo do combustível completo associado a uma instalação nuclear deve ser seguro. Focaliza-se a atenção em:
  - ✓ Conceitos avançados de reprocessamento e reciclagem do combustível;
  - ✓ Conceitos de partição e transmutação do combustível;
  - ✓ Descomissionamento das plantas que deve ser definido num plano “a priori” da construção da instalação.

Os requisitos ambientais de **sustentabilidade** da metodologia INPRO são:

- Os efeitos negativos ao meio ambiente dos reatores inovadores devem ser menores dos reatores atualmente operando.
- Os reatores nucleares inovadores terão que contribuir as necessidades energéticas futuras utilizando de maneira eficiente o combustível nuclear (material não renovável).

Os requisitos **econômicos** da metodologia INPRO são:

- O custo da energia produzida com reatores inovadores deve ser competitivo com as outras fontes de energia.
- O custo de investimento de reatores nucleares inovadores deve ser atrativo.

Os princípios básicos para a gestão dos **rejeitos radioativos** contido na metodologia INPRO são:

- As fases necessárias entre a geração do rejeito e a armazenagem do mesmo na sua localização final devem ser mantidas seguras e mais rápidas possíveis.

- A localização final do rejeito radioativo, seja qual for, tem que ser segura e evitar a liberação de material radioativo em quantidade maior dos limites hoje aceitos.
- A estratégia de gestão de rejeitos deve limitar quanto possível os efeitos radiológicos e não radiológicos nos homens.
- A estratégia de gestão de rejeitos deve limitar quanto possível os efeitos radiológicos e não radiológicos no meio ambiente. Efeitos cumulativos no tempo e no espaço têm que ser considerados.
- A produção de rejeitos radioativos, especialmente de longa vida, deve ser mantida limitada.
- O custo de gestão dos rejeitos radioativos deve ser incluído no custo estimado da geração de energia.

Os princípios básicos para as questões de **não proliferação** contidos na metodologia INPRO são:

- O projeto, construção e operação de uma planta nuclear devem garantir que ela não seja atrativa para adquirir material fissil para programas de armamentos nucleares. Medidas extrínsecas:
  - ✓ Acordos bilaterais entre os países para o suprimento e a devolução do combustível nuclear.
  - ✓ Exportações controladas internacionalmente.
  - ✓ Tratado de não proliferação.

Medidas intrínsecas:

- ✓ Composição isotópica do material nuclear.
- ✓ Forma química do material nuclear.
- ✓ Massa do material nuclear.
- ✓ Complexidade e tempo necessário para efetuar modificações no material nuclear civil para os armamentos.

A combinação entre as medidas intrínsecas e extrínsecas deve ser otimizada.

- Necessidade de providenciar sistemas redundantes de proteção como barreiras múltiplas robustas.
- O conceito de não proliferação deve ser levado em conta logo no início do projeto de uma planta nuclear.

A fase IB, que começou em 2003, prevê a avaliação das metodologias definidas na fase IA através da aplicação em alguns casos de estudo (análise das tecnologias nucleares inovadoras disponíveis nos países membros). As tecnologias que estão sendo estudadas são:

- O reator BN-800 (Rússia);
- O reator CAREM (Argentina);
- O reator AHWR (Índia);
- O ciclo do combustível DUPIC (Coreia).

Uma vez avaliada a metodologia INPRO, a fase II prevê a identificação das tecnologias inovadoras que poderiam ser implementadas pelos países membros em um projeto de colaboração internacional.

Atualmente estão sendo discutidas possíveis colaborações com a iniciativa GIF IV.

# CAPÍTULO 4

## CONCLUSÕES

### 4.1 As questões fundamentais

A energia nuclear teve um desenvolvimento rápido nas primeiras décadas do século XX principalmente devido à corrida armamentista. De fato, seu aparecimento no mundo deu-se com as bombas atômicas de Hiroshima e Nagasaki. Esta marcação, desde então, foi indelevelmente associada também à sua utilização para fins pacíficos, para geração de eletricidade.

Foi para conduzir pesquisas sobre os armamentos nucleares que algumas nações começaram as suas aventuras atômicas na década de cinqüenta. Os primeiros reatores foram construídos com a dupla finalidade de produzir eletricidade e Pu. As décadas de 60 e 70 viram a maior expansão do setor nuclear focalizada na produção de energia elétrica. Foi nestes anos de rápido crescimento da demanda de energia que foi tomada a decisão de construir a maioria das plantas nucleares hoje existentes, e a estrutura do parque nuclear dos vários países industrializados foi se configurando. Com a crise do petróleo de 1973, começou a ser questionado o acesso aos recursos petrolíferos mundiais para o atendimento das necessidades energéticas dos países industrializados, que identificaram a opção nuclear como uma possível via de escape do desastre energético. Mas os planos energéticos nacionais superestimaram as demandas energéticas futuras, e já na década de oitenta, o setor nuclear começou a diminuir sua taxa de crescimento na Europa e nos EUA.

O crescimento do setor núcleo elétrico foi paralelamente se deslocando para a região asiática do mundo. Esta região foi a que melhor suportou os contra-golpes dos dois famosos acidentes nucleares do mundo: o acidente de Three Mile Island de 1979 e o de Chernobyl de 1986. Na Europa e nos EUA principalmente, as autoridades reagiram com medidas desnecessariamente severas, resultando em perdas econômicas e pressões financeiras para as empresas do setor e em uma injustificada ansiedade com relação a tudo que se referia ao setor núcleo elétrico. A energia nuclear viveu os seus momentos de maior crise e os reatores, cujas obras se arrastavam por anos, foram comissionados com um custo de investimento muito alto (nos EUA até 300 US\$/kW) [78]. Países como a Itália e a Suécia decidiram a saída da opção nuclear através de consultas populares, sendo que na Itália esta saída, ao longo do tempo, virou operativa e na Suécia não. Muitos laboratórios,

de referencia mundial para as pesquisas na área nuclear, começaram a deslocar o foco das suas pesquisas da área nuclear para outras áreas, isto foi o caso do Centro de Pesquisas Nucleares de Karlsruhe (KFK), alemão, que virou Centro de Pesquisas de Karlsruhe (FZK), do Centro Nacional para a Energia Atômica italiano (ENEA) que virou Centro Nacional para as Fontes Energéticas Alternativas (ENEA). Mas o principal efeito destes acontecimentos foi o a progressiva perda de interesse pelo setor nuclear das novas gerações, e o conseqüente envelhecimento dos profissionais qualificados sem que houvesse uma gradual substituição deles para a preservação dos conhecimentos.

Na década de 90 a introdução de reatores nucleares de tecnologia avançada, aliado a um ambiente de licenciamento mais estável e simplificado, recuperaram a competitividade da energia nuclear frente às demais alternativas de geração termoe elétrica.

No panorama atual, 442 reatores nucleares estão funcionando em 30 países no mundo totalizando 373 GWe instalados e gerando 2525 TWh em 2005, ou seja, 16% da eletricidade total produzida no mundo. Este numero permanece o mesmo desde o ano 2000 (e em 1990, sendo equivalente a 14%, não era muito diferente), indicando um **crescimento constante** da geração núcleo-elétrica (4% relativo ao ano 2000 e de 19% relativo ao ano 1994). Responsável por este crescimento foi, em parte, a conexão à rede de novas usinas nucleares, mas, sobretudo o melhor desempenho das existentes obtido através de “uprating” de potência, do aumento dos fatores de capacidade e da extensão da vida útil das plantas.

Atualmente 28 reatores estão sendo construídos em 14 países, sendo localizados principalmente na Rússia, China, Coréia e no Japão. A região asiática, com uma economia em rápido desenvolvimento e uma crescente demanda de energia elétrica optou significativamente para a energia nuclear para enfrentar as suas necessidades. Mas há sinais positivos de grande destaque também na Europa, por exemplo a construção do primeiro reator EPR na Finlândia, em Olkiluoto, sendo que este será o primeiro reator construído na Europa Ocidental em mais de uma década. Uma outra unidade EPR é projetada para a França, em Flamanville (Normandia).

Entre os países sem nenhuma capacidade nuclear instalada, o Iran, atualmente no meio das polêmicas internacionais, está construindo um reator de tipo VVER 1000 e anunciou recentemente a intenção de comprar dois reatores à água leve. A Coréia do Norte, o Vietnam, o Egito e a Indonésia estão conduzindo estudos de viabilidade para introduzir a geração núcleo elétrica nas suas matrizes energéticas.

A atual política da administração norte americana é extremamente favorável a uma retomada de iniciativas do setor nuclear, sendo que o primeiro grande problema a ser

enfrentado é a já citada **perda de profissionais** que corre o risco de comprometer a liderança tecnológica dos EUA. O DOE criou em 1999 a iniciativa NERI (Nuclear Energy Research Initiative) com o objetivo principal de manter a competitividade do país na área P&D do setor nuclear. Através do NERI são financiados laboratórios, centros de pesquisa, universidades e a indústria para preservar os conhecimentos na tecnologia nuclear. Esta iniciativa em 2001 desenvolveu na iniciativa I-NERI (International Nuclear Research Initiative) para coordenar as iniciativas internacionais para o desenvolvimento de reatores avançados como os definidos no GIF IV.

O problema da **perda de conhecimento** é uma questão compartilhada por todos os países, sendo que a nível internacional a AIEA tem apoiado iniciativas para a “preservação do conhecimento” [116]. Tendo in vista os cenários favoráveis a uma retomada da opção nuclear, o setor tem a necessidade de estimular a formação de “cérebros” e o treinamento e a educação em ciência e engenharia nuclear.

Um grande desafio que a energia nuclear tem que enfrentar é de responder aos requisitos do **desenvolvimento sustentável**, sendo que este conceito surgiu quando foi claro que o modelo de desenvolvimento dos países industrializados, baseado no esgotamento dos recursos naturais, na poluição e no aumento das diferenças entre países ricos e pobres, não podia ser mais continuado. O desenvolvimento sustentável de um país busca conciliar o desenvolvimento econômico e tecnológico com a preservação ambiental e a limitação da poluição e da miséria. O desenvolvimento econômico de um país é estreitamente ligado à **questão energética**. A energia é um ingrediente essencial para o desenvolvimento, e o consumo de energia per capita pode ser usado como um indicador do grau de desenvolvimento de um país. No futuro próximo, devido principalmente às necessidades de desenvolvimento de muitos países e ao aumento da população mundial, haverá um aumento da demanda de energia em geral, e, em particular, uma expansão significativa do consumo de energia elétrica. Existem opiniões divergentes sobre quais modelos serão adotados no futuro para enfrentar as necessidades de eletricidade. Um primeiro modelo é baseado na distribuição da energia gerada através de extensos sistemas de transmissão, um segundo é baseado na geração através de sistemas isolados perto dos centros de consumo. Nos dois casos a geração núcleo elétrica parece representar uma resposta viável às necessidades de fornecimento contínuo e confiável de eletricidade, economicamente competitivo e livre das emissões de gases de efeito estufa. Para geração em grande escala há suficiente experiência adquirida mundialmente, seja suportada por grandes linhas de transmissão ou gerada perto dos centros de consumo. Em relação a



utilização em sistemas isolados a energia nuclear poderia ser utilizada também com dupla finalidade (dessalinização, produção de hidrogênio), em resposta as necessidades locais.

A questão energética é uma questão muito complexa, estreitamente ligada ao modelo de desenvolvimento de cada país, a sua estrutura social e ao **conceito de estado**, sendo por esta razão complicado fazer previsões. Nos seus primeiros anos a tecnologia nuclear necessitou de grandes investimentos estatais proporcionados pelos governos dos países. Em alguns países, a indústria privada, auxiliada pelas leis do livre mercado, foi progressivamente adquirindo competências nas varias fases do ciclo do combustível e em outros o estado permaneceu como o único gestor da tecnologia ao longo do tempo. Em anos recentes, o principal desafio do setor energético decorre da privatização do sistema de geração e distribuição de energia. A privatização de empresas energéticas em vários países do mundo levou ao fortalecimento dos órgãos reguladores, os quais forçam as empresas a realizar investimentos ou a adotar medidas que não seriam tomadas sem a presença desses órgãos (padrões mandatórios de controle ambiental, de segurança, de planejamento...). O modelo que hoje em dia está adquirindo forma parece baseado na atuação do estado no setor energético através de órgãos reguladores com amplos poderes e grande independência, numa economia de livre mercado.

O **planejamento** do setor energético, o grau de independência energética que um país deseja adquirir, e o **desenvolvimento tecnológico**, são questões que afetam diretamente o setor nuclear. A França, país pobre em recursos naturais, optou firmemente na geração núcleo elétrica e no domínio do ciclo do combustível com o objetivo preciso de adquirir total independência na geração de eletricidade. Índia, China e Japão estimularam o desenvolvimento da energia nuclear sendo que para estes países a questão do avanço tecnológico em qualquer área do conhecimento é política nacional.

Um outro ponto chave do desenvolvimento sustentável, e favorável a energia nuclear, é relativo à **questão ambiental**. As emissões de dióxido de carbono a partir da queima de combustíveis fósseis, exercem um papel preponderante na mudança climática, sendo responsáveis por quase 80% das emissões globais e constituindo um dos fatos que mais contribuem para o aquecimento global.

Desde o início do século XX as emissões globais de CO<sub>2</sub> cresceram 12 vezes, sendo que a América do Norte e a Europa Ocidental foram responsáveis por 55% das emissões globais de CO<sub>2</sub> acumuladas entre 1900 e 2000. Em 2001 os países industrializados foram responsáveis por 49% das emissões globais, os países em desenvolvimento por 38%, os países da Europa do Leste e da antiga União Soviética

representam 13%. As projeções da Energy Information Administration (EIA) do DOE [10] prevêem uma continuação das tendências recentes, sem quase alteração das “responsabilidades históricas”, embora registrando um aumento das emissões entre 20% e 60% em muitos países em desenvolvimento (China, Índia, Brasil...).

A discussão sobre a questão das mudanças climáticas, a definição da trajetória das emissões, das metas a serem cumpridas e das medidas que podem ser utilizadas ainda está em curso sendo objeto de inúmeros fóruns internacionais. A Organização Meteorológica Mundial (WMO) e as Nações Unidas (UN) fundaram em 1988 o Painel Intergovernamental sobre as Mudanças Climáticas (IPCC – Intergovernmental Panel on Climate Change), formado por um grupo de cientistas de diversos países e áreas do conhecimento, com o objetivo de avaliar técnica e cientificamente as negociações em torno do tema das mudanças climáticas.

A Convenção Quadro das Nações Unidas sobre Mudanças Climáticas (UNFCCC – United Nation Framework Convention on Climate Change) foi inaugurada oficialmente em 9 de maio de 1992 no Rio de Janeiro e foi ratificado dois anos depois. O objetivo último da UNFCCC (Artigo 2) é a “estabilização das concentrações dos gases do efeito estufa na atmosfera para prevenir qualquer interferência antropica perigosa no sistema climático”. O braço operativo da UNFCCC é o protocolo de Kyoto, que quantifica as reduções das emissões para os diversos países. Assinado em Kyoto, no Japão, em dezembro de 1997, o protocolo entrou em vigor em 16 de fevereiro de 2005, depois da ratificação da Rússia em 18 de novembro de 2004, que permitiu o cumprimento da quota de 55% das adesões entre os países do Anexo I<sup>1</sup>.

O que é certo é que a mudança climática mundial é o desafio mais significativo para as políticas energéticas e ambientais nas próximas décadas, e que novos modelos de desenvolvimento no campo energético são necessários, sobretudo depois da entrada em vigor do protocolo de Kyoto. Entre as tecnologias que poderiam contribuir para a redução das emissões de gases efeito estufa, a geração de energia nuclear ocupa um papel crucial. Por exemplo a França, desde 1980, reduziu até um terço as suas emissões de CO<sub>2</sub> graças ao aumento da geração núcleo elétrica ao 78% atuais.

---

<sup>1</sup> Os termos do Protocolo de Kyoto prevêem que os países listados no Anexo I (que representam a maioria dos países industrializados) reduzam, no período 2008-2012, as suas emissões de gases de efeito estufa de 5 pontos percentuais relativamente ao ano 1990 [10].

Para satisfazer os necessários requisitos do desenvolvimento sustentável a energia nuclear poderá também ter um papel importante no desenvolvimento de **novas tecnologias**.

A economia fundada no hidrogênio desperta expectativas otimistas para substituição da economia baseada em combustíveis fósseis (carvão, petróleo e gás natural). Todavia, o hidrogênio, assim como a eletricidade, não é uma forma primária de energia, visto não existir em estado livre, em quantidade apreciável. Obter hidrogênio significa extrai-lo de alguma substância natural (por exemplo através de processos termoquímicos, ou da eletrolise da água) com a intervenção de alguma fonte primária de energia, como a energia nuclear. Os conceitos avançados de reatores nucleares são estudados tendo em vista a produção de hidrogênio como aplicação primária.

A fusão nuclear é uma nova tecnologia que parece muito promissora para a geração de energia. Existem diversos programas, em diversos países, com um objetivo global de elevar a tecnologia de fusão a um estágio comercialmente aceitável para a geração de energia elétrica por volta de 2040-2050. O ITER (“International Thermonuclear Experimental Reactor”) é o primeiro reator experimental de fusão, de configuração “tokamak”, concebido e projetado no âmbito de um Protocolo assinado entre a “European Atomic Energy Community” e os Governos do Japão, Estados Unidos, Rússia e Canadá [117]. O reator ITER será construído em Cadarache, na França.

A utilização da energia nuclear produz, como qualquer outra fonte energética, **rejeitos** cuja gestão, no panorama do desenvolvimento sustentável, é de primária importância. Em 50 anos de aproveitamento da energia nuclear para fins civis, a indústria nuclear demonstrou a capacidade técnica de estocar e transportar os rejeitos produzidos por ela mesma sem proporcionar danos ao meio ambiente. Mas se a questão do armazenamento dos rejeitos de baixa atividade e de meia vida curta foi solucionada através da estocagem em repositórios superficiais, a questão para os rejeitos de alta atividade e/ou de meia vida longa ainda está em aberto. Alguns países optaram para a utilização de repositórios geológicos (Finlândia, Suécia), outros estão analisando a possibilidade de diminuir a radioatividade dos rejeitos através das técnicas de partição e transmutação (França), outros ainda não enfrentaram, com as devidas atenções, a questão. E é para esta indecisão, que virou a ser considerada o “calcanhar de Aquiles” da energia nuclear, que os detratores desta tecnologia apontam o dedo. Mas é importante lembrar que a indústria nuclear é a única indústria de produção de energia que assumiu, ao longo do tempo, completa responsabilidade para os rejeitos que ela produz, sendo os custos da estocagem embutidos

no custo do produto. Se estes custos externos entrassem na computação do valor da energia elétrica gerada por outras fontes de energia, a energia núcleo-eletrica seria mais competitiva ainda.

A dimensão ética da questão da estocagem segura dos rejeitos nucleares foi e é objeto de muitos trabalhos conduzidos pela AIEA e pelo NEA e refere-se a obrigação moral de proteger os interesses das gerações futuras [118, 119]. É uma questão ainda em aberto pela qual a indústria nuclear esta se responsabilizando, sendo que a maioria dos novos conceitos de reatores em desenvolvimento (GIF IV), propõe um ciclo fechado do combustível nuclear com a queima dos transurânicos e dos produtos de fissão de longa vida para reduzir a radioatividade dos rejeitos. Sistemas dedicados à partição e a transmutação dos rejeitos radioativo, os ADS, são objeto de grandes esforços de P&D internacionalmente.

Uma ultima questão que é necessário abordar refere-se a **proliferação** de armamentos nucleares. No começo da era nuclear este era o objetivo principal das pesquisas e dos esforços das nações, quando o cenário mundial era a Segunda Guerra Mundial e posteriormente a Guerra Fria. Nos últimos 40 anos a comunidade internacional dedicou-se ao problema da não proliferação. O resultado destes esforços internacionais foi a assinatura, em 1970, do Tratado de Não-Proliferação Nuclear (TNP) com o objetivo de instaurar uma cooperação internacional para a utilização civil da energia nuclear e de evitar o desvio da tecnologia nuclear para fins militares. O tratado foi ratificado no final de 2002 por 188 países, inclusive as cinco grandes potências nucleares e membros permanentes do Conselho de Segurança da ONU, que são os EUA, Rússia, França, Reino Unido e China<sup>2</sup>, proibindo a sua posse a todos os restantes signatários do acordo. Os princípios internacionais de salvaguarda, formalmente especificados no TNP, são administrados pela AIEA através de inspeções e controles.

A questão da não proliferação é extremamente atual e muito interligada as questões políticas, sendo o Iran o país hoje em dia sob os refletores da vigilância internacional. Outros exemplos menos atuais são a Índia e o Paquistão, potências nucleares recentes e que realizam testes atômicos, que não assinaram o tratado. Israel, que, segundo os especialistas, dispõe de cerca de 100 ogivas nucleares, jamais reconheceu publicamente possuir um arsenal nuclear militar e negou-se a assinar o tratado. O Iraque, país signatário

---

<sup>2</sup> Estes países são conhecidos como as cinco grandes potências nucleares sendo aquelas que acionaram uma arma nuclear antes de 1º de janeiro de 1967.

do tratado, não declarou oficialmente a AIEA todas as instalações das quais dispunha. Mas na realidade a proliferação das armas nucleares não teve o sucesso que as visões mais pessimistas previam na década de 60. Depois de 65 anos de aproveitamento e exploração da energia nuclear, apenas alguns poucos países são possuidores de armas nucleares. As principais razões para esta limitada proliferação é, além da instauração do regime internacional de não proliferação nuclear, a grande complexidade para a construção de armas atômicas.

No nosso século haverá certamente uma expansão significativa do consumo de energia elétrica, particularmente nos países em desenvolvimento. Neste contexto há espaço para que a geração núcleo elétrica eleve o atual patamar de contribuição na geração de eletricidade mundial. Mas por que a indústria nuclear seja realmente competitiva e atraente, a inovação tecnológica representará um desafio constante. A inovação será o elemento determinante para o estabelecimento de parcerias internacionais em suporte desta indústria, como já hoje esta acontecendo. As iniciativas de inovação científica e tecnológica deverão abranger os temas de segurança, salvaguardas, tratamento de rejeitos, resistência a proliferação, desenvolvimento sustentável e preservação do meio ambiente. É só respondendo a estas necessidades, o que já está acontecendo com os reatores evolucionários e inovadores que estão sendo desenvolvidos, que a indústria nuclear terá garantido o seu desenvolvimento a longo prazo.

## **4.2 Sugestões para trabalhos futuros**

Neste trabalho pretendeu-se fazer uma revisão histórica da geração núcleo elétrica em alguns países e, em geral, pelo mundo todo, para chegar a analisar o estado atual do setor, fornecendo dados e informações detalhadas sobre todo o ciclo do combustível. Forneceram-se dados sobre os planos a curto e longo prazo de desenvolvimento do setor nuclear. As empresas, as agências e as instituições governamentais responsáveis pelo setor nuclear em cada nação foram mencionadas no texto e na bibliografia para que o leitor possa, eventualmente, aprofundar as questões de seu interesse consultando os “sites” ou os documentos fornecidos por estas instituições. Neste sentido o grosso deste trabalho é contido no capítulo 2.

No terceiro capítulo se enfrentou a questão da segurança como mola propulsora do desenvolvimento da tecnologia nuclear. Apresentaram-se em detalhes os reatores de terceira e quarta geração e as possíveis aplicações alternativas da energia nuclear.

Mas é boa coisa lembrar que o objetivo deste trabalho não foi de entrar nos méritos das questões, de julgar os acontecimentos, de suportar uma idéia em detrimento de uma outra. Foi, mais modestamente, de fornecer dados e de dar fatos, para que o leitor, através destes, possa construir a sua opinião em relação às questões do “mundo núcleo elétrico” que ainda estão em aberto. Questões que foram destacadas neste último capítulo, dedicado às conclusões.

Imediatamente a este trabalho existem duas linhas de ação propícias para o aprofundamento dos estudos.

Uma primeira sugestão, a partir da o “estado da arte” fornecido neste trabalho, refere-se a execução de um estudo dos possíveis cenários de desenvolvimento do setor nuclear mundial no médio e longo prazo através da utilização de ferramentas científicas de planejamento e de projeção de cenários. Um possível ponto de partida poderia ser a iniciativa INPRO que estabelece critérios e metodologias para que os países estabeleçam e definam os seus programas nucleares.

Uma segunda linha de pesquisa que se abre para estudos posteriores poderia focalizar no caso brasileiro e nos possíveis cenários de desenvolvimento do setor nuclear. Para aprofundar este tema seria importante também levar em consideração um trabalho anterior sobre as perspectivas de utilização de pequenas centrais nucleares no sistema elétrico brasileiro. Este trabalho é referenciado em [76].

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] RHODES, R. *The Making of the Atomic Bomb*, New York, Touchstone, Simon & Schuster, 1984.
- [2] WIKIPEDIA ENCICLOPÉDIA ON-LINE. Figura disponível em: <[http://it.wikipedia.org/wiki/Progetto\\_Manhattan](http://it.wikipedia.org/wiki/Progetto_Manhattan)>. Acesso em: 16 janeiro 2006.
- [3] MYERS, D. III O debate sobre energia nuclear. Cultrix, 1977.
- [4] INSC-INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER. Figura disponível em: <[http://www.insc.anl.gov/pwrmaps/map/world\\_map.php](http://www.insc.anl.gov/pwrmaps/map/world_map.php)>. Acesso em: 20 nov 2005.
- [5] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION Website. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/info/info.htm>>.
- [6] IAEA GENERAL CONFERENCE. *Nuclear Technology Review – Update 2005*. IAEA Publication, GC (49)/INF/3, July 11, 2005.
- [7] ARTHUR D. LITTLE, Inc, *Competição na Indústria de Suprimento de Energia Nuclear*. Relatório apresentado a Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos e ao Departamento de Justiça dos Estados Unidos, dezembro 1968.
- [8] NEI – NUCLEAR ENERGY INSTITUTE Website. Disponível em: <[www.nei.org](http://www.nei.org)>. Acesso em: 23 maio 2006.
- [9] GIELECKI, M.; HEWLETT, J.G. *Commercial Nuclear Electric Power in the Unites States, Problems and Perspects*. Monthly Energy Review, EIA, August 1994.
- [10] ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. *Annual Energy Outlook 2004*. DOE/EIA-0383(2004), Washington DC, January 2004.
- [11] IAEA Publication. *Country Nuclear Power Profile – CNPP*. 2003. Disponível em: <[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2003/CNPP\\_Webpage/PDF/2003/index.htm](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2003/CNPP_Webpage/PDF/2003/index.htm)>. Acesso em: 16 maio 2006.
- [12] EIA-ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. Dados disponíveis em: <<http://www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/page/analysis/nuclearpower.html>>. Acesso em: 12 set 2005.
- [13] EIA-ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. Figura disponível em: <[http://www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/page/nuc\\_reactors/reactsum.html](http://www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/page/nuc_reactors/reactsum.html)>. Acesso em 12 set 2005.

- [14] NEI-NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. Figura disponível em: <<http://www.nei.org/documents/U.S.%20Nuclear%20Industry%20Power%20Updates.pdf>>. Acesso em: 20 set 2005.
- [15] THE NUCLEAR HISTORY WEBSITE. Figura disponível em: <[http://nuclearhistory.tripod.com/secondary\\_pages/location.html](http://nuclearhistory.tripod.com/secondary_pages/location.html)>. Acesso em: 20 nov 2005.
- [16] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION ebsite. Disponível em: <[www.nrc.gov](http://www.nrc.gov)>.
- [17] HYPERPHYSICS Georgia State University. Figura Disponível em: <<http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/HBASE/nucene/reactor.html#c3>>.
- [18] WESTINGHOUSE COMPANY Website. Disponível em: <[www.westinghousenuclear.com](http://www.westinghousenuclear.com)>. Acesso em: 30 outubro 2005.
- [19] GENERAL ELECTRIC Website. Disponível em: <[http://www.ge-energy.com/prod\\_serv/products/nuclear\\_energy/en/index.htm](http://www.ge-energy.com/prod_serv/products/nuclear_energy/en/index.htm)>. Acesso em: 23 maio 2006.
- [20] IAEA TECHNICAL DOCUMENT. *High Temperature Gas Cooled Reactor Technology Development*. IAEA-TECDOC-988, December 1997, Vienna.
- [21] BREY, H.L. *Current Status and Future Development of Modular HTGR Technology*. IAEA-TECDOC-1198, Vienna, 2001.
- [22] IAEA TECHNICAL REPORT. *Gas Cooled Reactor Design and Safety*. Technical Report Series n. 312, Vienna, 1990.
- [23] EUROPEAN NUCLEAR SOCIETY. Figura disponível em: <<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/p/pebble.htm>>. Acesso em: 16 janeiro 2006.
- [24] JAERI-JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE. Figura disponível em: <[www.jaeri.go.jp/english/ff/ff43/randd01.html](http://www.jaeri.go.jp/english/ff/ff43/randd01.html)>. Acesso em 25 outubro 2005.
- [25] MOORE, R. A. KANTOR, M.E.; BREY, H.L.; OLSON, H.G. *HTGR Experience, Programs, and Future Applications*. Nucl. Eng. Des., v. 72 , p. 153-174,1982.
- [26] WILLIAMS, P.M. *MHTGR Development in the United States*. Progress in Nucl. En., ISSN 0149-1970, v. 28, n. 3, p.265-346, 1994.
- [27] LAMARSH, J. *Nuclear Reactor Theory*. Addison Wesley Publishing Company, 1972.
- [28] EI-WAKIL, M. M. *Nuclear Energy Conversion*. Intext Educational Publisher.



- [29] ISHIGURO, Y. *A Energia Nuclear para o Brasil*. São Paulo Makron Books, 2002.
- [30] GRIFFITH, J.F.; HORTON, K.E. *Status of Liquid Metal Reactor Development in the Unites States of América*, DOE publication, 1993.
- [31] SCHRIESHEIM, A. *State of the Laboratory Report*. Argonne National Laboratory, June 23, 1994. Disponível em: <[http://www.anl.gov/Science\\_and\\_Technology/History/sol940623.html](http://www.anl.gov/Science_and_Technology/History/sol940623.html)>. Acesso em 16 maio 2006.
- [32] THE GENERATION IV INTERNATIONAL FÓRUM Website. Disponível em <<http://gif.inel.gov>>. Acesso em 23 maio 2006.
- [33] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. *A Technological Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System*. GIF-002-00, December 2002. Disponível em: <[http://gif.inel.gov/roadmap/pdfs/gen\\_iv\\_roadmap.pdf](http://gif.inel.gov/roadmap/pdfs/gen_iv_roadmap.pdf)>. Acesso em: 10 outubro 2005.
- [34] DOE Publication. *Advanced Fuel Cycle Initiative – Program Plan*. May 2005.
- [35] IAEA Publication. *Country Nuclear Fuel Cycle Profiles*. May 2005. Disponível em: <[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS425\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS425_web.pdf)>. Acesso em: 15 abril 2006.
- [36] EIA-ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. *Domestic Uranium Production Report*. Form EIA-851Q. Disponível em: <<http://www.eia.doe.gov/cneaf/nuclear/dupr/qupd.html>>. Acesso em: 22 outubro 2005.
- [37] EIA-ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. *Uranium Industry Annual 2002*. DOE/EIA 0478, 2002.
- [38] MOUNFIELD, P. R., *World Nuclear Power*. London, Routledge, 1991.
- [39] EIA-ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. *International Energy Outlook 2005*. DOE/EIA-0484, Washington DC, Julho 2005.
- [40] GOLDSCHMIDT, B. *The Atomic Complex. A Worldwide Political History of Nuclear Energy*. Librarie Artheme Fayard, 1980.
- [41] CEA-COMMISSARIAT À L'ÉNERGIE ATOMIQUE Website. Disponível em: <<http://www.cea.fr/gb/index.asp>>.
- [42] FRAMATOME Website. Disponível em: <[www.framatome-anp.com](http://www.framatome-anp.com)>.
- [43] DGEMP–DIRECTION GÉNÉRALE DE L'ÉNERGIE et des MATIÈRES PREMIÈRES Website. Disponível em: <[http://www.industrie.gouv.fr/energie/statisti/fle\\_stats.htm](http://www.industrie.gouv.fr/energie/statisti/fle_stats.htm)>.

- [44] ELECTRICITE DE FRANCE website. Disponível em: <[www.edf.com](http://www.edf.com)>.
- [45] LA FRANCE NUCLEAIRE Website. Disponível em: <[http://www.francenuc.org/en\\_chn/fmanage\\_e.htm](http://www.francenuc.org/en_chn/fmanage_e.htm)>.
- [46] INSC-INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER Database. Disponível em: <<http://www.insc.anl.gov>>. Acesso em 16 maio 2006.
- [47] SAUVAGE, J.F. Phenix, 30 years of history: the heart of a reactor. CEA e EdF publication, July 2004.
- [48] LOMBARDI, C. *Impianti Nucleari*. Città Studi Edizioni, Milano, 1993.
- [49] INSC-INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER. Figura disponível em: <<http://www.insc.anl.gov/pwrmaps/map/france.php>>. Acesso em: 6 dezembro 2005.
- [50] CAMPANI, M. Second International Conference **Safewaste 2000**, October 2-4, Montpellier, França.
- [51] DGEMP-DIRECTION GÉNÉRALE DE L'ENERGIE et des MATIÈRES PREMIÈRES publication. *Lês clés de l'energie*, DGEMP, 2001.
- [52] IAEA TECHNICAL MEETING. *Review of National Programmes on Fast Reactors and Accelerator Driven Systems (ADS)*. IAEA-TM-26677, TWG-FR/118, May 10-14, 2004, Vienna.
- [53] NUCLEAR INDUSTRY ASSOCIATION UNITED KINGDOM Website. Disponível em: <<http://www.niauk.org>>.
- [54] DTI-DEPARTMENT OF TRADE AND INDUSTRY. Disponível em: <<http://www.dti.gov.uk/about/aboutus/index.html>>.
- [55] WIKIPEDIA ENCICLOPÉDIA ON-LINE. Figura disponível em: [http://en.wikipedia.org/wiki/Image:Magnox\\_reactor\\_schematic.png](http://en.wikipedia.org/wiki/Image:Magnox_reactor_schematic.png). Acesso em: 23 maio 2006.
- [56] WIKIPEDIA ENCICLOPÉDIA ON-LINE. Figura disponível em: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Image:AGR\\_reactor\\_schematic.png](http://en.wikipedia.org/wiki/Image:AGR_reactor_schematic.png)>. Acesso em: 23 maio 2006.
- [57] NIREX REPORT. Radioactive Waste in the UK: a summary of the 2001 inventory. DEFRA/RAS/02.003, N/041, October 2002.
- [58] SECRETARY OF STATE FOR TRADE AND INDUSTRY. *Our Energy Future: creating a low carbon economy*. White Paper, February 2003.
- [59] CONFERENCE. *Uk Energy to 2050: challenges and solutions*. Oct 12-13, 2005, Burlington House, London.

- [60] RUSSIAN RESEARCH INSTITUTE OF ATOMIC REACTORS. Disponível em: <[www.niiar.ru](http://www.niiar.ru)>. Acesso em: 4 nov 2005.
- [61] INSC-INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER. Figura disponível em: <<http://www.insc.anl.gov/neisb/neisb4/rbmk.gif>>. Acesso em: 23 maio 2006.
- [62] THE URANIUM INSTITUTE Website. *Uranium Production and Resources*. Disponível em: <<http://www.uilondon.org/uilondon/uilondon/ures.htm>>. Acesso em 4 nov 2005.
- [63] ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED Website. Disponível em: <[www.aecl.ca](http://www.aecl.ca)>. Acesso em: 10 nov 2005.
- [64] CANADIAN NUCLEAR FAQ Website. Figura disponível em: <[www.nuclearfaq.ca/cnf\\_sectionA.htm](http://www.nuclearfaq.ca/cnf_sectionA.htm)>. Acesso em: 10 nov 2005.
- [65] EIA ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION Publication. *International Electricity Information*. Disponível em: <<http://www.eia.doe.gov/emeu/international/contents.html>>. Acesso em: 14 nov 2005.
- [66] GERMAN FEDERAL MINISTRY OF THE ENVIRONMENT, NATURE CONSERVATION AND NUCLEAR SAFETY Website. Disponível em: <[www.bmu.de](http://www.bmu.de)>. Acesso em 16 nov 2005.
- [67] GERMAN FEDERAL OFFICE FOR RADIATION PROTECTION Website. Disponível em: <[www.bfs.de](http://www.bfs.de)>. Acesso em: 20 nov 2005.
- [68] JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY Website. Disponível em: <[www.jaea.go.jp](http://www.jaea.go.jp)>. Acesso em 26 nov 2005.
- [69] JAPAN ATOMIC ENERGY COMMISSION Website. Disponível em: <<http://aec.jst.go.jp>>. Acesso em: 22 novembro 2005.
- [70] JAPAN MINISTRY OF ECONOMY TRADE AND INDUSTRY Website. Disponível em: <[www.meti.go.jp](http://www.meti.go.jp)>. Acesso em 25 novembro 2005.
- [71] SCHWARTZMAN, S. *Formação da Comunidade Científica no Brasil*, Finep, 1979.
- [72] GUILHON ALBUQUERQUE, J.A. *Sessenta Anos de Política Externa Brasileira 1930-1960. Prioridades, Atores e Políticas*. Núcleo de Pesquisa em Relações Internacionais da USP, Dezembro 2000.
- [73] DE BIASI, R. *A Energia Nuclear no Brasil*. Biblioteca do Exército Editora, Rio de Janeiro, 1979.
- [74] MAIORINO J. R. Curso Latino Americano sobre os Benefícios Sócio Econômicos da Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Julho 1987.

- [75] MÁRQUEZ DE SOUZA J.A. *A Situação da Energia Nucleo elétrica no mundo*. ADBAN – Associação Brasileira para o Desenvolvimento das Atividades técnicas e Industriais na Área Nuclear, Rio de Janeiro, 1994.
- [76] COMISSÃO NACIONAL DA ENERGIA NUCLEAR Website. Disponível em: <[www.cnen.gov.br](http://www.cnen.gov.br)>. Acesso em 22 maio 2006.
- [77] Relatório da Comissão Parlamentar de Inquérito (CPI) da Câmara dos Deputados sobre Política Nuclear, 1970. Presidente – Deputado Virgílio Távora, Relator – Deputado Aureliano Chaves.
- [78] MOUTINHO DOS SANTOS E. *Retrospecto da Política Nuclear no Brasil e Perspectivas de Utilização de Pequenas Centrais Nucleares – PCNs – no Sistema Elétrico Brasileiro*. 1992. Dissertação (Mestrado), - Universidade de Campinas, São Paulo.
- [79] REGIS R. *Radiofármaco Reverte Imagem Negativa da Energia Nuclear*. Scientific American Brasil, n.5, outubro 2002.
- [80] MINISTÉRIO DAS MINAS E ENERGIA. *Balanco Energético Nacional*. 2005.
- [81] MAIORINO, J. R. *Nuclear Energy in Brazil - National Report*. 38<sup>th</sup> Annual Meeting TWG-FR, China Institute of Atomic Energy, Beijing, 15-19 May, 2006.
- [82] MAIORINO, J.R. *A review of Thorium Utilization as an option for Advanced Fuel Cycle Potential Option for Brazil in the Future*. In: ANES 2004-Americas Nuclear Energy Symposium, October 3-6, Miami Beach, Florida, 2004. Paper FC 13.
- [83] Anefalos Pereira, S. *Um conceito alternativo de um reator hibrido (conjunto sub-crítico acoplado com acelerador)*. 2002. Tese (Doutorado) - Universidade de São Paulo.
- [84] INDÚSTRIAS NUCLEARES DO BRASIL Website. Disponível em: <[www.inb.gov.br](http://www.inb.gov.br)>. Acesso em 22 maio 2006.
- [85] BRASIL NUCLEAR. Ano 10, n. 26, Dezembro 2003.
- [86] Tranjan, A. *Expansão nuclear para a auto-suficiência*. Entrevista a Canal Energia, 9 maio 2006. Disponível no site: <[www.canalenergia.com.br](http://www.canalenergia.com.br)>. Acesso em: 9 maio 2006.
- [87] IAEA, *Nuclear Safety Convention – NSC*. INFCIRC/449, 5 July 1994. Disponível em: <<http://www.iaea.org/Publications/Documents/Infcircs/Others/inf449.shtml>>. Acesso em: 22 maio 2006.
- [88] IAEA Publication. *The International Nuclear Event Scale-INES*, Disponível em: <<http://www.iaea.org/Publications/Factsheets/English/ines-e.pdf>>. Acesso em 2 dezembro 2005.

- [89] MAJUMDAR D. *Nuclear Power in the 21<sup>th</sup> Century: Status and Trends in Advanced Nuclear Technology Development*. In: Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear reactors: Physics, Design and Safety, Trieste, 25 February-28 March 2002.
- [90] OECD/IEA Publication. *Innovative Nuclear Reactor Development: Opportunities for International Co-operation*. 2002. Disponível em: <http://www.nea.fr/html/ndd/reports/2002/nea3969-innovative-reactor.pdf>. Acesso em: 22 maio 2006.
- [91] KUPITZ J. *Status and Trends in advanced nuclear power plants development and applications*, In: Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors Physics, Design and Safety, 13 March-14 April 2000, Trieste, Italy.
- [92] CE STANDARD SAFETY ANALYSIS REPORT (CESSAR-DC)-DESIGN CERTIFICATION. *System 80+ Standard Design*, ABB Combustion Engineering Inc, June 1994.
- [93] WESTINGHOUSE Report. *AP600 Standard Safety Analysis Report*, Revision O, June 1992.
- [94] INSC-INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER. Figura disponível em: [http://www.insc.anl.gov/sov\\_des/v1000.gif](http://www.insc.anl.gov/sov_des/v1000.gif). Acesso em: 24 maio 2006.
- [95] ATOMIC ENERGY OF CANADÁ LIMITED Report. *CANDU 6 Probabilistic Safety Study Summary*. n. 9607, July 1988.
- [96] BAEK, W.P.; SPINKS, N.J. *CANDU Passive Heat Rejection using the Moderator*. In: International Conference on New Trends in Nuclear Systems Thermohydraulics, Pisa, Italy, May 1994.
- [97] WIDER, H.; CARLSSON, J.; HEITSCH, M.; KIRCHSTEIGER, C. *Importance of Inherent Safety Features and Passive Prevention Measures in Innovative Design*. Joint Research Center of the EC, Institute for Energy, Petten, Netherlands. Disponível em: <http://nucleartimes.jrc.nl/Doc/IAEAIntConfWiderNew.pdf>. Acesso em 19 maio 2006.
- [98] TURKIYE ATOM ENERJISI KURUMU. Figura disponível em: [http://www.taek.gov.tr/bilgi/nukleer/reaktorler/gelismis\\_reaktor.html](http://www.taek.gov.tr/bilgi/nukleer/reaktorler/gelismis_reaktor.html). Acesso em 22 maio 2006.
- [99] GENERAL ELECTRIC TECHNOLOGY FACT SHEET. *ESBWR*. Disponível no site: <http://www.energetics.com/pdfs/nuclear/esbwr.pdf>. Acesso em: 22 maio 2006.
- [100] SOUTH AFRICAN PEBBLE BED MODULAR REACTOR COMPANY Website. Disponível em: [www.pbmr.com](http://www.pbmr.com). Acesso em: 22 maio 2006.

- [101] GENERAL ATOMIC GT-MHR Website. Figura disponível em: <[http://gt-mhr.ga.com/1simpl\\_all.html](http://gt-mhr.ga.com/1simpl_all.html)>. Acesso em 22 maio 2006.
- [102] CARELLI M.; CONWAY L.E.; ORIANI L.; PETROVIC B.; LOMBARDI C.V.; RICOTTI M.E.; BARROSO A.C.O.; COLLADO J.M.; CINOTTI L.; TODREAS N.E.; GRGIĆ D.; MORAES M.M.; BOROUGHS R.D.; NINOKATA H.; INGERSOLL D.T.; ORIOLO F. *The design and safety features of the ÍRIS reactor*. Nucl. Eng. and Design, n. 230, p 151-167, 2004.
- [103] MAIORINO, J. R.; DOS SANTOS A.; ANEFALOS S.; MONGELLI S.T.; CARLUCCIO T. *Nuclear Energy in Brazil and the R&D Status on Fast System - National Report*. In: TM to Review of National Programme on Fast Reactor and Accelerator Driven System, 37<sup>th</sup> Annual Meeting TWG-FR, Vienna, 10-14 May, 2004.
- [104] IAEA TECHNICAL DOCUMENT. *Review of national accelerator driven system programmes for partitioning and transmutation*. IAEA TECDOC 1365, August 2003, Vienna.
- [105] GUDOWSKI W. *Accelerator-driven Transmutation Projects. The Importance of Nuclear Physics Research for Waste Transmutation*. Nucl. Phys. A 654, 1999, p 436c-457c.
- [106] MAIORINO J. R. *Accelerator Driven System (ADS): an Innovative Reactor to be used as Dedicated Waste Burner and a Multipurpose Neutron Source. The Status of the Art*. In: International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2005, Santos, SP, Brasil, 28 agosto – 2 setembro, 2005.
- [107] ENEA COMMUNICATION AND INFORMATION UNIT Publication. *A European Roadmap for Developing Accelerator Driven System (ADS) for Nuclear Waste Incineration*. The European Technical Working Group on ADS, ISBN 88-8286-008-6, Rome, 2001.
- [108] MAIORINO, J. R.; DOS SANTOS A.; ANEFALOS S. *The Utilization of Accelerators in Sub Critical Systems for Energy Generation and Nuclear Waste Transmutation-The World Status and a Proposal of a National R&D Program*. Brazilian Journal of Physics, v. 33,n. 2, p 267-272, 2003.
- [109] KERR, J.M. *Performance of ThO<sub>2</sub>/UO<sub>2</sub> fuel in Indian Point 1*. Am. Cer. Soc. Bulletin, v. 59, n. 6, p. 606-610, 1980.
- [110] WEINREICH, W.A. *Fabrication of High Density, High Integrity Thorium based Fuel Pellets*. Transaction of Am. Nucl. Soc, v. 27, p. 305-307, 1977.
- [111] THOMPSON, C.A. *Nuclear Energy Research Initiative: Thorium Fuel Cycle Projects*. DOE publication, 2000.
- [112] MAI L. A. *Análise técnico econômica do ciclo do combustível Tandem. Um estudo do caso Brasil Argentina*. 1997. Tese (Doutorado)-Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

- [113] THE GENERATION IV INTERNATIONAL FÓRUM Website. Figura disponível em: <<http://www.gen-4.org>>. Acesso em 22 maio 2006.
- [114] IAEA TECHNICAL DOCUMENT. *Guidance for the evaluation of innovative nuclear reactors and fuel cycle: Report of phase 1A of the INPRO*. IAEA TECDOC 1362, June 2003, Vienna.
- [115] IAEA TECHNICAL DOCUMENT. *Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles: Report of Phase 1B of INPRO*. IAEA TECDOC 1434, December 2004, Vienna.
- [116] IAEA Website, *Nuclear Knowledge management*. Disponível no site: <<http://www.iaea.org/km/>>. Acesso em 31 maio 2006.
- [117] THE ITER Website. Disponível em: <<http://www.iter.org/>>. Acesso em 10 maio 2006.
- [118] OECD NEA Publication. *Nuclear Energy in a Sustainable Development Perspective*. 2000. Disponível no site: <<http://www.nea.fr/html/ndd/docs/2000/nddsustdev.pdf>>. Acesso em 12 maio 2006.
- [119] IAEA Publication. *Sustainable Development and Nuclear Power*. 1997. Disponível no site: <<http://www.iaea.org/Publications/Booklets/Development/index.html>>. Acesso em: 15 maio 2006.