

REATORES NUCLEARES DE POTÊNCIA

A – Introdução

O uso mais importante dos reatores nucleares consiste, sem dúvida, na geração de energia elétrica. O emprego de reatores nucleares de potência com esta finalidade específica há muito deixou de ser algo singular e exótico para se tornar fato corriqueiro, notadamente nos países mais desenvolvidos.

A usina nucleoeletrica é uma instalação projetada para gerar energia elétrica, na qual a fonte de calor usada na produção do vapor de água que move a turbina é um reator nuclear.

Uma usina nucleoeletrica e uma usina termoelétrica convencional diferem essencialmente quanto ao modo como o vapor de água é produzido. Na usina termoelétrica convencional, o vapor é produzido em uma caldeira aquecida pela queima de combustível fóssil (carvão mineral, gás natural, óleo combustível). Na usina nucleoeletrica, o vapor é produzido a partir do calor gerado pela reação de fissão nuclear em cadeia auto-sustentada que ocorre de maneira controlada no combustível nuclear. Na Figura 1 são mostradas esquematicamente essas duas maneiras de gerar energia elétrica.

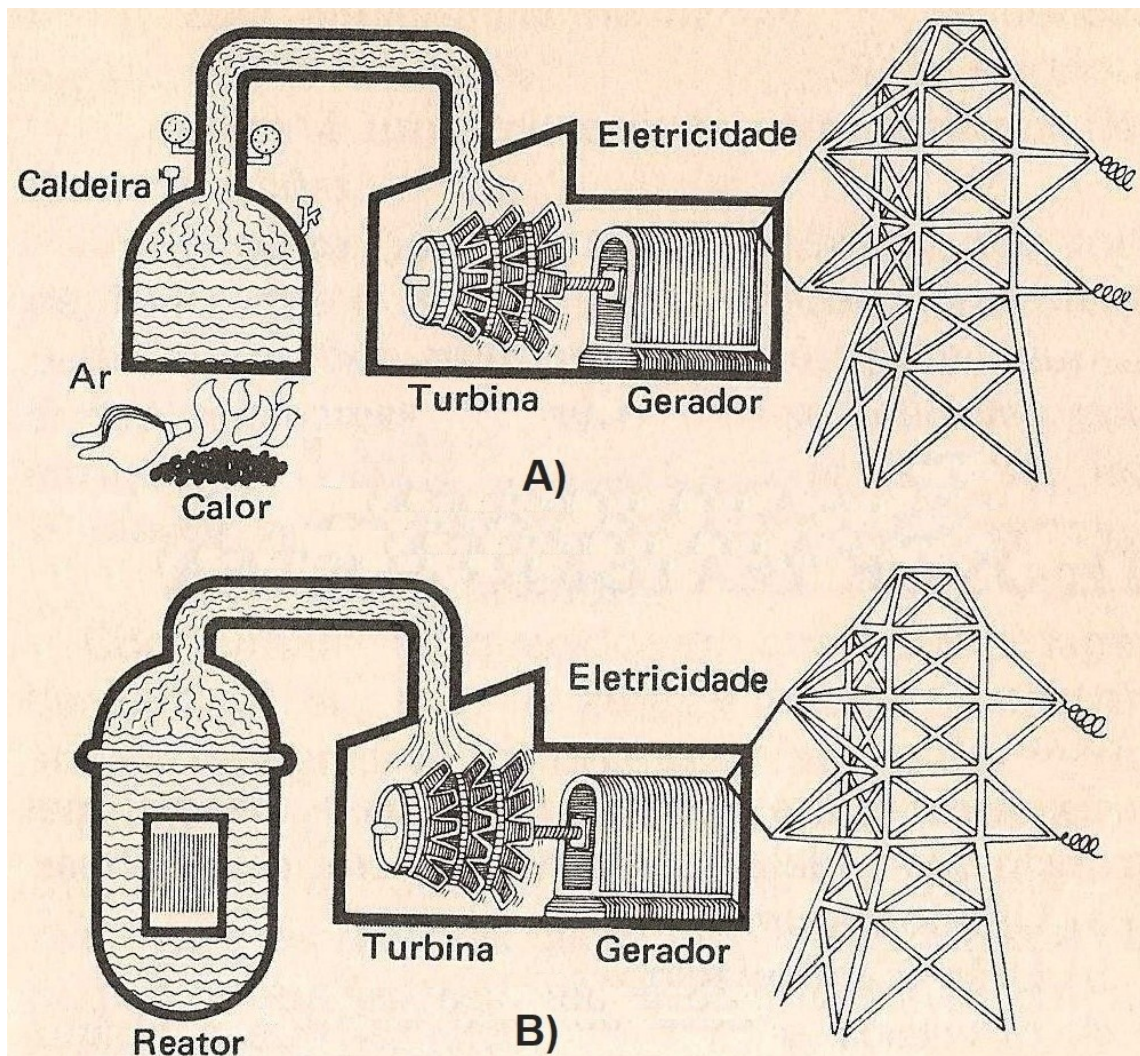


Figura 1 – Geração de energia elétrica: A) usina termoelétrica convencional; B) usina nucleoeletrica.

Uma usina nucleoeletrica compõe-se basicamente de duas partes distintas: o sistema de geração do vapor de água e o sistema de geração de energia elétrica. O primeiro abrange o reator nuclear e o circuito de refrigeração primário, enquanto o segundo abrange o circuito secundário para produção do vapor de água, assim como o conjunto turbina-gerador. O vapor de água deve sempre entrar na turbina o mais seco possível, na forma superaquecida. Ao sair da turbina, a mistura contendo vapor e água passa pelo condensador, componente onde o vapor residual é resfriado e condensado novamente em água.

A eficiência da usina nucleoeletrica é medida pela razão entre a energia elétrica produzida e a energia térmica gerada no reator nuclear. Para alcançar uma eficiência alta é necessário operar a turbina na maior temperatura possível, condição que requer a produção de vapor de água seco e em temperatura elevada.

Nessas circunstâncias, assume relevância especial a descrição de cada tipo de reator nuclear de potência que, operando em usinas nucleoeletricas, pode permitir o uso amplo dos recursos mundiais de urânio e tório como fonte duradoura de energia.

B – Descrição sumária de uma usina nucleoeletrica

Antes de descrever os tipos de reatores nucleares de potência, é conveniente apresentar a descrição sumária de uma usina nucleoeletrica completa. Há muitas variações possíveis, com diferentes escolhas de combustível nuclear, moderador e refrigerante, de maneira que a descrição feita a seguir tem caráter genérico e não se refere a nenhum tipo específico de usina nucleoeletrica. As instalações integrantes de uma usina nucleoeletrica estão representadas esquematicamente na Figura 2.

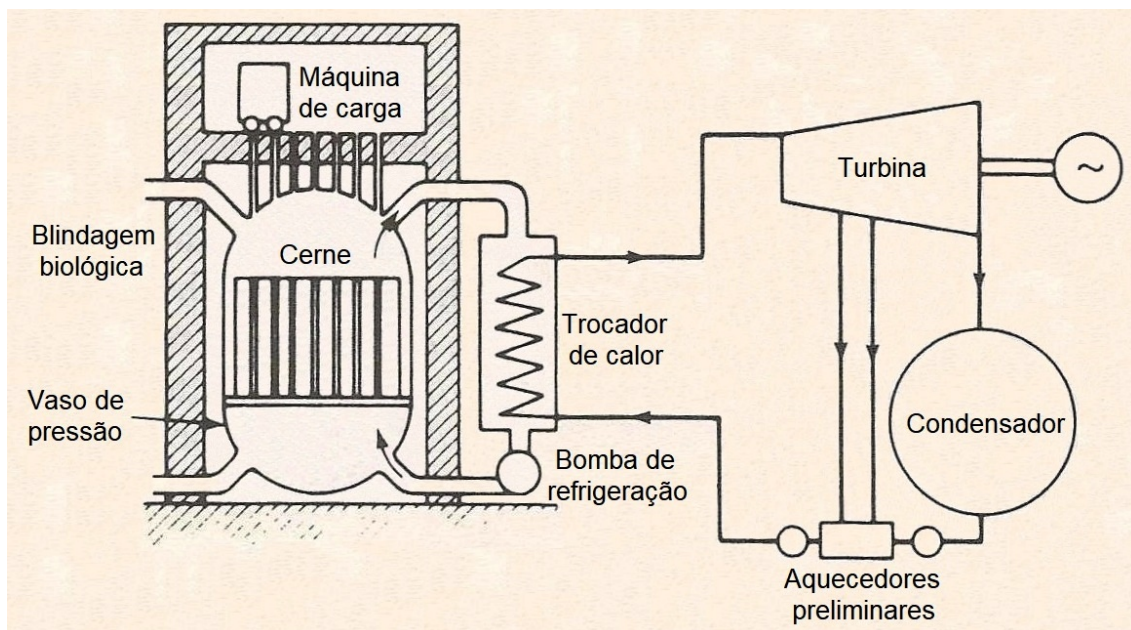


Figura 2 – Diagrama das instalações integrantes de uma usina nucleoeletrica.

O cerne do reator nuclear consiste em um conjunto de combustível nuclear e moderador, com o combustível nuclear tendo a forma de varetas cilíndricas ou placas posicionadas em uma rede instalada em meio ao moderador. Se o moderador é sólido (por exemplo, grafite), o refrigerante escoar em espaçamentos ou canais anulares

existentes entre o combustível nuclear e o moderador. Se o moderador é líquido (por exemplo, água ou água pesada), ele pode servir também como refrigerante e circular através do cerne do reator nuclear, ou o refrigerante pode ser separado do moderador e escoar em tubos de pressão existentes entre o combustível nuclear e o moderador.

O cerne do reator nuclear é instalado dentro de um vaso de pressão cujas funções são conter o refrigerante e proporcionar suporte mecânico ao cerne. No caso de reatores a água pressurizada, a pressão do sistema pode ser de até 160 atm para permitir que o refrigerante alcance temperaturas elevadas, enquanto em reatores refrigerados a gás a pressão do sistema pode ser de até 40 atm. Em geral, o vaso de pressão é feito de aço carbono, revestido internamente por uma camada de aço inoxidável e com as diferentes seções que o compõem unificadas por meio de soldagem.

A blindagem biológica existente ao redor do reator nuclear evita o escape de nêutrons e raios-gama para o meio-ambiente. Tal blindagem em um reator nuclear de potência é geralmente uma estrutura de concreto com alguns metros de espessura. O concreto foi escolhido como material utilizado para fins de blindagem biológica por causa de suas propriedades estruturais, baixo custo e densidade suficientemente alta a ponto de constituir uma blindagem efetiva para raios-gama. Os reatores nucleares compactos utilizados para propulsão naval têm blindagem biológica mais leve, constituída por aço e água.

Alguns reatores nucleares são estruturados de tal modo que o combustível nuclear pode ser posicionado ou retirado do cerne enquanto o reator nuclear se encontra em operação. Nesses reatores, a máquina de carga e descarga (usualmente denominada apenas máquina de recarga), está geralmente situada acima da blindagem superior do reator, tendo acesso aos elementos combustíveis no cerne por intermédio de tubos guia na blindagem superior. Outros reatores nucleares são estruturados de maneira que todo o combustível nuclear existente no cerne é retirado simultaneamente quando o reator nuclear está desligado, o que implica na remoção do topo do vaso de pressão. Os motores que acionam as barras de controle geralmente são instalados acima do reator nuclear. As barras de controle são inseridas no cerne ou retiradas do cerne em espaços existentes entre os elementos combustíveis ou dentro da própria estrutura dos elementos combustíveis.

A circulação do refrigerante através do cerne e dos trocadores de calor é feita pelo uso de bombas de refrigeração. O escoamento do refrigerante ocorre em geral verticalmente de baixo para cima através do cerne. Normalmente há quatro, seis ou até oito circuitos de refrigeração e trocadores de calor, o que permite desligar um circuito para reparos sem afetar a operação do reator nuclear.

Todas as usinas nucleoeletricas atualmente em funcionamento operam baseadas em um ciclo de vapor (denominado ciclo de Rankine), no qual o calor gerado pela reação de fissão nuclear em cadeia auto-sustentada controlada é usado para converter água líquida em vapor de água com temperatura e pressão elevadas. O ciclo de potência de uma usina nucleoeletrica é, portanto, semelhante ao de uma usina termoelétrica convencional. Entretanto, ciclos de vapor para usinas nucleoeletricas podem diferir em alguns pormenores de ciclos de vapor convencionais, pois as temperaturas geralmente disponíveis em reatores nucleares são ligeiramente menores que as obtidas em caldeiras de usinas termoelétricas.

C – Breve histórico dos reatores nucleares de potência

O primeiro reator nuclear de potência do mundo, denominado EBR-1, um reator nuclear rápido (FBR), entrou em operação gerando 0,2 MW elétricos em 20 de Dezembro de 1951, em Arco, Idaho, EUA, embora não conectado à rede pública de distribuição de energia elétrica.

No dia 27 de Junho de 1954, o governo da URSS divulgava um comunicado informando que, pela primeira vez no mundo, um protótipo de usina nucleoeleétrica, o AM-1, um reator nuclear de alta potência com canais (RBMK) havia começado a funcionar na cidade russa de Obninsk, fornecendo 5 MW elétricos para as fazendas, vilas e fábricas próximas.

O primeiro submarino impulsionado a energia nuclear, o U.S.S. Nautilus, é lançado ao mar em 17 de Janeiro de 1955 pela Marinha dos EUA. A propulsão deste submarino é efetuada por um reator nuclear refrigerado a água pressurizada (PWR).

Em 1º de Outubro de 1956, entra em operação comercial na Cúmbria, Inglaterra, Reino Unido, a primeira usina nucleoeleétrica do mundo, Calder Hall, fornecendo 50 MW elétricos. O reator nuclear dessa usina é refrigerado a gás (GCR).

O primeiro protótipo de usina nucleoeleétrica com reator nuclear refrigerado a água fervente (BWR) começa a funcionar em 31 de Agosto de 1957 no Vallecitos Nuclear Center, localizado em Pleasanton, Califórnia, EUA, gerando 5 MW elétricos.

A primeira usina nucleoeleétrica equipada com um reator nuclear refrigerado a água pressurizada (PWR) entra em operação no dia 02 de Dezembro de 1957 em Shippingport, Pensilvânia, EUA, gerando 75 MW elétricos. O reator nuclear PWR desta usina foi projetado e construído tendo como base a tecnologia de reatores nucleares utilizados para propulsão naval.

Em 04 de Abril de 1962 entra em operação o reator nuclear NPD em Rolphton, Ontário, Canadá, constituindo o primeiro nuclear refrigerado a água pesada pressurizada (PHWR) do mundo destinado à geração de eletricidade.

Na Cúmbria, Reino Unido, em 09 de Agosto de 1962, atinge criticalidade o primeiro reator nuclear avançado refrigerado a gás (AGR) do mundo, denominado Windscale AGR, fornecendo 33 MW elétricos.

A primeira usina nucleoeleétrica com um reator nuclear refrigerado a gás com temperatura elevada (HTGR), denominada Peach Bottom 1, começa a funcionar em 27 de Janeiro de 1967 em Peach Bottom, Pensilvânia, EUA, gerando 40 MW elétricos.

Em 1º de Dezembro de 1967, entra em operação em Dorset, Reino Unido, a primeira usina nucleoeleétrica com um reator nuclear gerador de vapor moderado a água pesada (SGHWR), denominada Winfrith SGHWR, fornecendo 92 MW elétricos.

Em 1973, a utilização de usinas nucleoeleétricas era responsável por apenas 3,3% da energia elétrica gerada em todo o mundo. Ao longo do último quarto do Século XX, essa utilização se expandiu de tal maneira que, no ano 2000, correspondia a 16,9% do

total da energia elétrica gerada mundialmente. Entretanto, ao longo das duas primeiras décadas do Século XXI, o percentual de geração nucleoe elétrica vem diminuindo em escala global. Dados da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) indicam que, em Abril de 2020, estavam em pleno funcionamento 442 reatores nucleares de potência localizados em 31 países, totalizando a capacidade geradora de 390.533 MW elétricos, correspondendo a 10,2% do total da energia elétrica gerada em todo o mundo.

Ainda segundo dados da AIEA, 11 países tinham na energia nuclear a origem de mais do que 30% do total da eletricidade que consumiam. Dentre as potências industriais, o país que mais utilizava a energia nuclear era a França, com 71,7% da energia elétrica gerada por usinas nucleoe elétricas. O mesmo levantamento aponta que a maior capacidade instalada em geração nucleoe elétrica estava nos EUA, com 96 reatores nucleares de potência que respondiam pela produção de 99680 MW elétricos, correspondendo a 19,3% do total da energia elétrica gerada naquele país. Os outros dois países com mais reatores nucleares de potência em funcionamento eram a França (57 reatores) e a China (48 reatores). Em todo o mundo, 53 reatores nucleares de potência estavam em construção em 20 países (10 dos quais na China) para gerar 56325 MW elétricos adicionais, de acordo com informações da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) divulgadas em Abril de 2020.

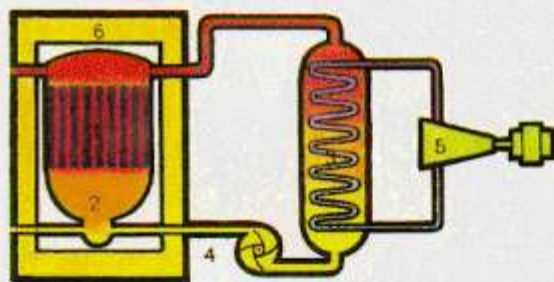
D – Classificação dos reatores nucleares de potência

Um sumário descrevendo os vários tipos diferentes de reatores nucleares de potência, desenvolvidos até hoje no mundo, pode ser organizado tendo como base a classificação desses reatores nucleares de acordo com o combustível nuclear e outros materiais neles utilizados, incluindo o moderador.

A classificação dos principais tipos de reatores nucleares de potência construídos até os dias de hoje em todo o mundo é mostrada na Tabela 1, enquanto uma representação esquemática desses reatores nucleares é apresentada na Figura 3.

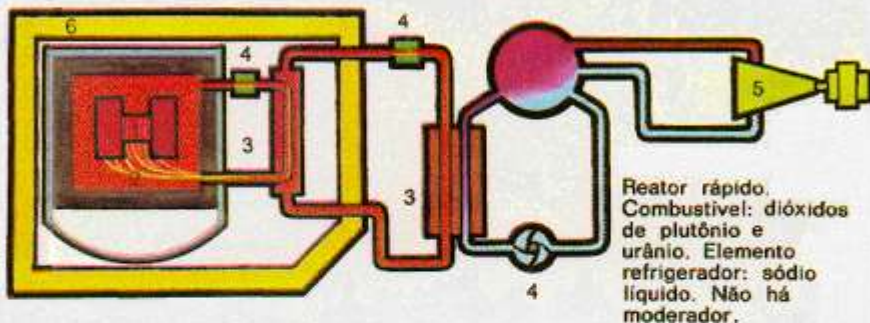
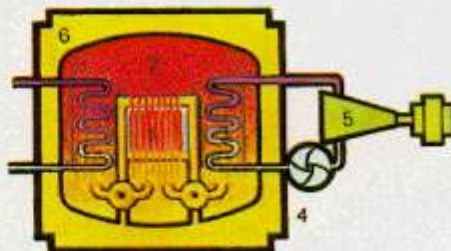
Combustível	Enriquecimento	Moderador	Refrigerante	Tipo de reator	País de origem
UO ₂	2,50% a 4,95%	H ₂ O	H ₂ O	PWR	EUA
UO ₂	2,50% a 4,95%	H ₂ O	H ₂ O (fervente)	BWR	EUA
U metálico	-	Grafite	CO ₂	GCR	Reino Unido
UO ₂	2% a 4%	Grafite	CO ₂	AGR	Reino Unido
ThC ₂ + UC ₂	93%	Grafite	He	HTGR	EUA Reino Unido Alemanha
UO ₂	-	D ₂ O	D ₂ O	PHWR	Canadá
UO ₂	2,28%	D ₂ O	H ₂ O (fervente)	SGHWR	Reino Unido
UO ₂	2,4% a 2,8%	Grafite	H ₂ O (fervente)	RBMK	URSS
UO ₂ + PuO ₂	-	-	Na ⁰ líquido	FBR	Vários

Tabela 1 – Principais tipos de reatores nucleares de potência construídos até os dias de hoje em todo o mundo.

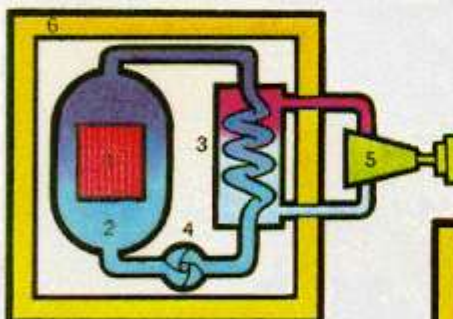


Reator nuclear do tipo Magnox, refrigerado a gás e moderado a grafite. Combustível: urânio natural metálico. Elemento refrigerador: dióxido de carbono.

Reator avançado refrigerado a gás (AGR). Combustível: dióxido de urânio ligeiramente enriquecido. Elemento refrigerador: dióxido de carbono. Moderador: grafite.

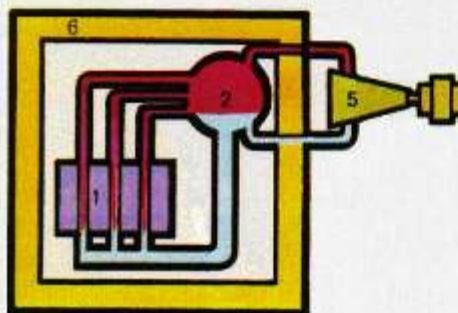
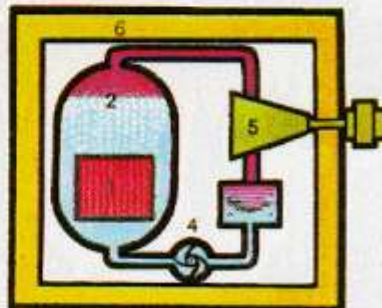


Reator rápido. Combustível: dióxidos de plutônio e urânio. Elemento refrigerador: sódio líquido. Não há moderador.



Reator a água sob pressão (PWR). Combustível: dióxido de urânio enriquecido. Moderador e elemento refrigerador: água sob pressão.

Reator a água fervente (BWR). Combustível: dióxido de urânio enriquecido. Moderador e elemento refrigerador: água.



Reator a água pesada, do tipo de produção de vapor. Combustível: dióxido de urânio ligeiramente enriquecido. Moderador: água pesada. Elemento refrigerador: vapor e água.

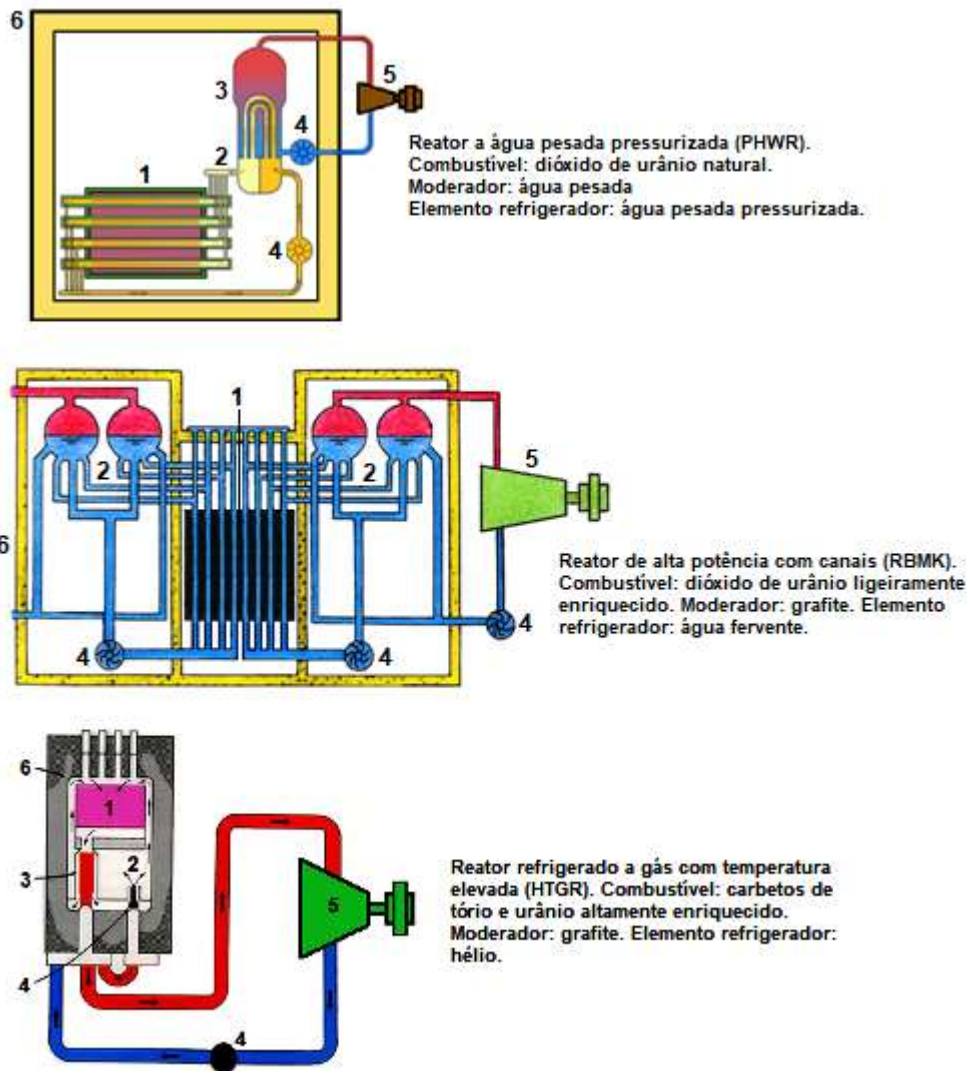


Figura 3 – Representação esquemática dos seguintes reatores nucleares de potência: refrigerado a gás (GCR), avançado refrigerado a gás (AGR), rápido (FBR), refrigerado a água pressurizada (PWR), refrigerado a água fervente (BWR), gerador de vapor moderado a água pesada (SGHWR), refrigerado a água pesada pressurizada (PHWR), de alta potência com canais (RBMK) e refrigerado a gás com temperatura elevada (HTGR). Para cada reator nuclear de potência estão indicados os seguintes componentes principais: 1) Cerne; 2) Refrigerante; 3) Trocador de calor; 4) Bomba de refrigeração; 5) Turbogenerador; 6) Blindagem biológica.

Os tipos de reatores nucleares de potência desenvolvidos até os dias de hoje no mundo inteiro são designados pelas seguintes siglas: reator refrigerado a água pressurizada (PWR), reator refrigerado a água fervente (BWR), reator refrigerado a gás (GCR), reator avançado refrigerado a gás (AGR), reator refrigerado a gás com temperatura elevada (HTGR), reator refrigerado a água pesada pressurizada (PHWR), reator gerador de vapor moderado a água pesada (SGHWR), reator de alta potência com canais (RBMK), reator rápido (FBR).

Conforme pode ser notado, há diversas formas de utilização do urânio como combustível nuclear em um reator. Uma possibilidade é o uso de urânio puro, um metal cinzento muito denso ($19,04 \text{ g/cm}^3$ a $25 \text{ }^\circ\text{C}$) e relativamente dúctil que sofre a primeira

variação na fase sólida (mudança na estrutura cristalina) ao atingir temperatura igual a 668 °C, a qual constitui o limite superior para a temperatura de operação desse tipo de combustível, pois a variação na fase sólida pode acarretar distorções e deformações.

Outra possibilidade, mais amplamente utilizada, consiste em usar dióxido de urânio (UO₂) como combustível nuclear, um pó marrom escuro ou preto que, depois de compactado na forma de pastilhas e sinterizado, é colocado em tubos finos de aço inoxidável ou ligas de zircônio (Zr) para formar varetas combustíveis. O dióxido de urânio possui um ponto de fusão muito elevado (2730 °C), de maneira que reatores nucleares cujo combustível nuclear é UO₂ podem operar a temperaturas mais elevadas que os reatores nucleares cujo combustível nuclear é urânio metálico.

No caso de reatores nucleares rápidos, ²³⁹Pu constitui um combustível nuclear importante, sendo usado na forma de dióxido de plutônio (PuO₂, um pó amarelado) misturado com dióxido de urânio (UO₂) para formar um combustível nuclear de óxido misto (designado por MOX) que contém tipicamente cerca de 25% em massa de PuO₂. Esses reatores nucleares são adequados para proporcionar a regeneração do combustível nuclear, por intermédio da transformação de núcleos de ²³⁸U em novos núcleos de ²³⁹Pu.

Os três moderadores utilizados em reatores nucleares de potência são água, água pesada e grafite. A temperatura crítica da água e da água pesada (374 °C), a partir da qual as mesmas não se liquefazem mediante compressão isotérmica, torna necessário que reatores nucleares moderados com essas substâncias operem a temperaturas mais baixas que os reatores nucleares moderados a grafite.

Em reatores nucleares de potência, é necessário que uma substância refrigerante circule através do cerne do reator nuclear para remover a energia liberada pela fissão e transferir essa energia para o ciclo de potência por intermédio do qual é gerado o vapor de água. A escolha do refrigerante influencia o projeto e a temperatura na qual o reator nuclear opera. Tanto um líquido quanto um gás podem ser escolhidos como refrigerante de reatores nucleares, sendo os seguintes mais importantes: água, água pesada, sódio metálico líquido e dióxido de carbono. O gás hélio, que já foi utilizado em reatores nucleares do tipo HTGR, pode ser utilizado em reatores nucleares refrigerados a gás que venham a ser construídos no futuro.

Dentre os reatores nucleares de potência em funcionamento atualmente no mundo, 299 são do tipo PWR, 65 do tipo BWR, 48 do tipo PHWR, 14 do tipo AGR, 13 do tipo RBMK e 3 do tipo FBR. Todos os reatores nucleares dos tipos HTGR, SGHWR e GCR não estão mais funcionando.

E – Reatores refrigerados a gás (GCR)

Esse tipo de reator nuclear de potência foi desenvolvido no Reino Unido durante a primeira década após a Segunda Guerra Mundial, como consequência das seguintes circunstâncias com as quais se defrontava aquele país: decisão política de utilizar fontes energéticas complementares ao carvão mineral na geração de eletricidade, necessidade de produzir plutônio para armas nucleares, inexistência de instalações para enriquecer urânio e produção de água pesada em quantidade insuficiente para uso como moderador em reatores nucleares.

Optou-se então por construir reatores nucleares de potência caracterizados pelo uso de urânio natural metálico como combustível, grafite como moderador e dióxido de carbono como refrigerante. O material de revestimento do combustível nuclear era uma liga de magnésio denominada Magnox. As barras de controle eram feitas de aço borado.

A primeira usina nucleoeletrica do mundo, Calder Hall, cuja operação comercial se iniciou no Reino Unido em 1º de Outubro de 1956 fornecendo 50 MW elétricos, utilizava este tipo de reator nuclear de potência. Devido a esses fatos, os primeiros reatores nucleares refrigerados a gás passaram a ser conhecidos como reatores Calder Hall, Magnox ou Mark 1. Um total de 26 reatores nucleares desse tipo foi construído para equipar 11 centrais nucleoeletricas britânicas entre 1956 e 1971. Na Figura 4 é mostrado o diagrama do reator nuclear refrigerado a gás (GCR) Hunterston A1.

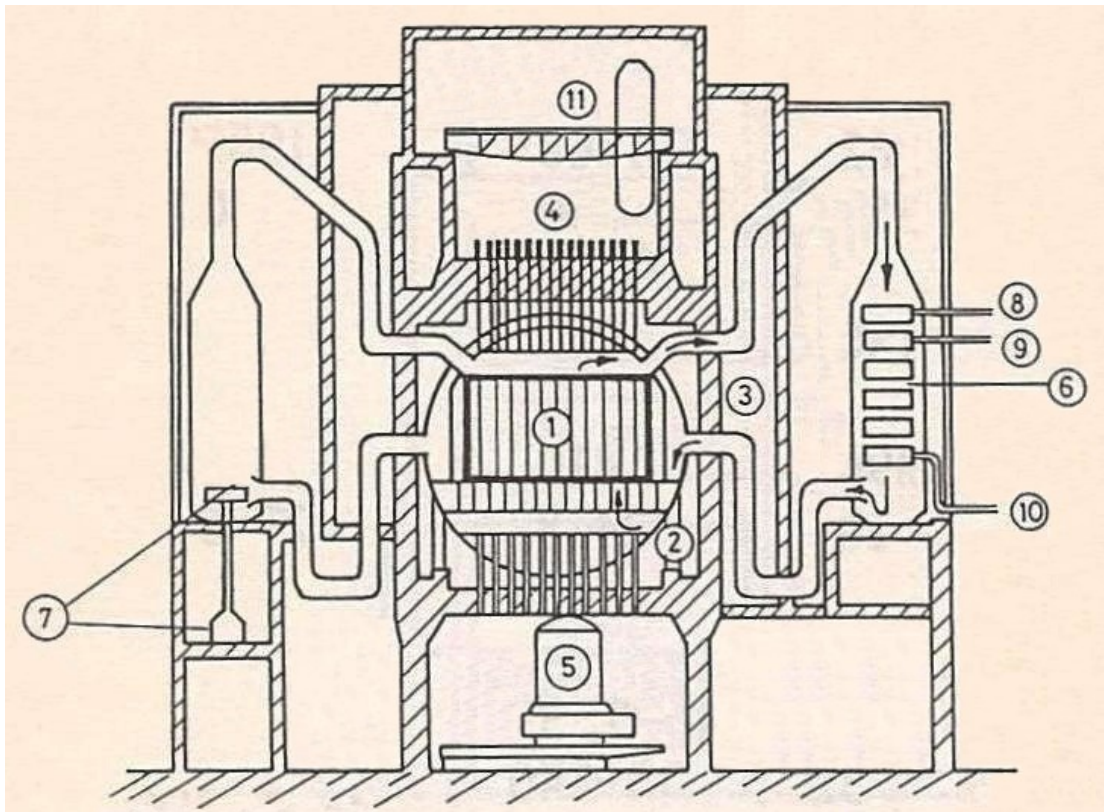


Figura 4 – Diagrama do reator nuclear refrigerado a gás (GCR) Hunterston A1, que funcionou entre 1963 e 1990 em Ayrshire, Escócia, Reino Unido, gerando 150 MW elétricos. No diagrama estão indicados os seguintes componentes principais: 1) Cerne; 2) Vaso de pressão e estrutura de suporte; 3) Blindagem biológica; 4) Barras de controle e mecanismos de acionamento; 5) Máquina de carga e descarga de combustível nuclear; 6) Trocadores de calor (em número de oito); 7) Circuladores de gás refrigerante e respectivos motores de acionamento; 8) Suprlimento de vapor com alta pressão; 9) Suprlimento de vapor com baixa pressão; 10) Entrada de água; 11) Ponte rolante.

O reator nuclear refrigerado a gás (GCR) Hunterston A1, um típico reator Magnox que funcionou entre 1963 e 1990 em Ayrshire, Escócia, Reino Unido, será descrito resumidamente a seguir. O cerne de grafite, com 7,3 m de altura e 13,6 m de diâmetro, estava contido em um vaso de pressão esférico com 21,3 m de diâmetro. No cerne havia 3248 canais verticais, cada qual contendo 10 elementos combustíveis posicionados um sobre o outro. Cada elemento combustível consistia em uma barra de

urânio natural metálico (o combustível nuclear) com 2,9 cm de diâmetro por 62 cm de comprimento, revestido por um tubo feito de Magnox com aletas e lacrado. A massa total de urânio no reator nuclear perfazia 251 toneladas.

O dióxido de carbono (CO₂) refrigerante circulava através do cerne à pressão de 11 atm, com temperatura de entrada no cerne igual a 160 °C e temperatura de saída do cerne igual a 370 °C (temperaturas operacionais, não de projeto). O reator era conectado a 8 trocadores de calor, onde se produzia vapor de água. O vapor de água ingressava nas turbinas de alta pressão a 37,5 atm e 365 °C e nas turbinas de baixa pressão a 9,5 atm e 344 °C. A potência térmica do reator era igual a 630 MW térmicos, a partir da qual eram gerados 150 MW elétricos. Os reatores Magnox foram projetados para reabastecimento do combustível nuclear em pleno funcionamento a partir do topo do cerne. Em relação a esse detalhe de projeto, o reator nuclear Hunterston A1 constituía uma exceção, pois o reabastecimento ocorria a partir da base do cerne.

A limitação mais importante no projeto desses reatores nucleares consistiu na temperatura máxima de operação do combustível nuclear que, pelo fato de ser constituído por urânio natural metálico revestido com Magnox, ficava limitada a aproximadamente 405 °C. Posteriormente, durante a operação desses reatores nucleares, constatou-se que nessa temperatura o dióxido de carbono causava corrosão em certos componentes de aço carbono da tubulação de refrigeração. Para mitigar esse efeito, a temperatura máxima do dióxido de carbono foi diminuída para 370 °C.

Nos anos iniciais do Século XXI, os últimos reatores nucleares Magnox remanescentes entraram no período final de vida útil e, desde então, passaram a ser desativados. A usina nucleoeletrica de Calder Hall, por exemplo, foi desativada definitivamente em 31 de Março de 2003. O reator nuclear Wylfa 1, que havia iniciado operação comercial em 1971, foi o último reator Magnox a ser desativado, em 30 de Dezembro de 2015. A partir dessa data, o projeto que originou os reatores nucleares Magnox passou para a história, pois reatores nucleares desse tipo se tornaram obsoletos e não serão mais construídos no futuro.

F – Reatores avançados refrigerados a gás (AGR)

As condições em que o vapor de água é gerado em usinas nucleoeletricas com reatores nucleares tipo Magnox são bem mais desfavoráveis que as obtidas em usinas termoelétricas convencionais modernas, nas quais o vapor de água gerado pode atingir temperaturas de até 565 °C e pressões de 160 atm.

No sentido de fazer com que essas condições sejam atingidas também em usinas nucleoeletricas com reatores nucleares refrigerados a gás, torna-se necessário elevar a temperatura de operação desses reatores nucleares, o que requereu a efetivação dos seguintes aperfeiçoamentos em relação ao projeto dos primeiros GCR: a) Substituição de Magnox por aço inoxidável ou Zircaloy (uma liga de zircônio) como material de revestimento do combustível nuclear; b) Substituição de urânio natural metálico por dióxido ou carbeto de urânio ligeiramente enriquecido em ²³⁵U como combustível nuclear; c) Uso de aços especiais na fabricação dos componentes do circuito de refrigeração, para eliminar a corrosão induzida pelo dióxido de carbono a temperatura

elevada. O moderador, entretanto, continuou sendo grafite. As barras de controle eram feitas de aço borado.

Os reatores nucleares de potência com essas características gerais são denominados reatores nucleares avançados refrigerados a gás (AGR), sendo que, em 1962, o primeiro deles começou a funcionar em Windscale, Cúmbria, Inglaterra, Reino Unido. Tratava-se de um protótipo projetado para fornecer 120 MW térmicos e gerar 36 MW elétricos, que operou durante 19 anos. O combustível desse reator AGR protótipo era dióxido de urânio (UO_2), com enriquecimento de 3,1% em ^{235}U e revestimento de aço inoxidável. Esse reator AGR protótipo utilizava grafite como moderador e dióxido de carbono como refrigerante. As dimensões do cerne desse reator eram 4,57 m de diâmetro e 4,27 m de altura, onde havia 253 canais verticais principais. O dióxido de carbono refrigerante, à pressão de 19,4 atm, entrava no cerne a temperaturas na faixa entre 250 °C e 325 °C, saindo do cerne a temperaturas na faixa entre 500 °C e 575 °C. Vapor de água era produzido com pressão de 44,2 atm e temperatura de 454 °C. Com base na experiência adquirida durante a construção e a operação desse protótipo, um total de 14 reatores nucleares AGR foi construído para equipar 8 centrais nucleoeletrônicas britânicas entre 1976 e 1989.

Para efeito de exemplo, será considerado um desses reatores nucleares, denominado Hunterston B1, que funciona desde 1976 em Ayrshire, Escócia, Reino Unido, e cujo diagrama é mostrado na Figura 5. O cerne desse reator AGR típico apresenta 8,2 m de altura, 9,3 m de diâmetro e possui 308 canais verticais, cada qual contendo 8 elementos combustíveis posicionados um sobre o outro. Por sua vez, cada elemento combustível tem 1,036 m de comprimento e 0,264 m de diâmetro, contendo 36 varetas combustíveis com 14,5 mm de diâmetro envolvido por um estojo cilíndrico de grafite. Cada vareta combustível consiste em um tubo de aço inoxidável contendo pastilhas cilíndricas de dióxido de urânio (UO_2), que depois é lacrado por soldagem. A massa total de urânio contida na carga completa de combustível nuclear instalada no cerne desse reator perfaz 122,5 toneladas, e o enriquecimento da mesma em ^{235}U fica entre 2,0% e 2,6%. O dióxido de carbono refrigerante, à pressão de 40,6 atm, ingressa no cerne do reator com temperatura de 316 °C e sai do cerne do reator com temperatura de 654 °C. O vapor de água gerado mediante o uso desse tipo de reator nuclear atinge a temperatura máxima de 541 °C a uma pressão máxima de 167 atm. Os trocadores de calor estão localizados no espaçamento anular existente entre o cerne e a superfície interna do vaso de pressão de concreto protendido. Esse reator AGR foi projetado para fornecer 1496 MW térmicos e gerar 624 MW elétricos.

A descrição geral do combustível nuclear utilizado atualmente nos reatores nucleares de potência AGR remanescentes é fornecida a seguir. Dióxido de urânio (UO_2) com grau de enriquecimento de 2% a 4% em ^{235}U é distribuído em pastilhas cilíndricas com 10,2 mm de diâmetro e 10,2 mm de comprimento, as quais são acondicionadas dentro de um revestimento metálico, constituído por um tubo feito de aço inoxidável com 51 cm de comprimento. Esse tubo com as pastilhas é então lacrado por soldagem para formar uma vareta combustível. Por sua vez, 36 dessas varetas combustíveis são dispostas em um arranjo circular com 22,9 cm de diâmetro e 1,05 m de altura, no qual as varetas se mantêm fixas por meio de grades espaçadoras, feitas de aço inoxidável com dois estágios para, assim, formar um elemento combustível, que é envolvido por um estojo cilíndrico de grafite e posicionado no canal existente no moderador de grafite. Em cada canal vertical cilíndrico existente no moderador de

grafite, oito desses elementos combustíveis são posicionados um sobre o outro, conectados por intermédio de uma barra de aço inoxidável.

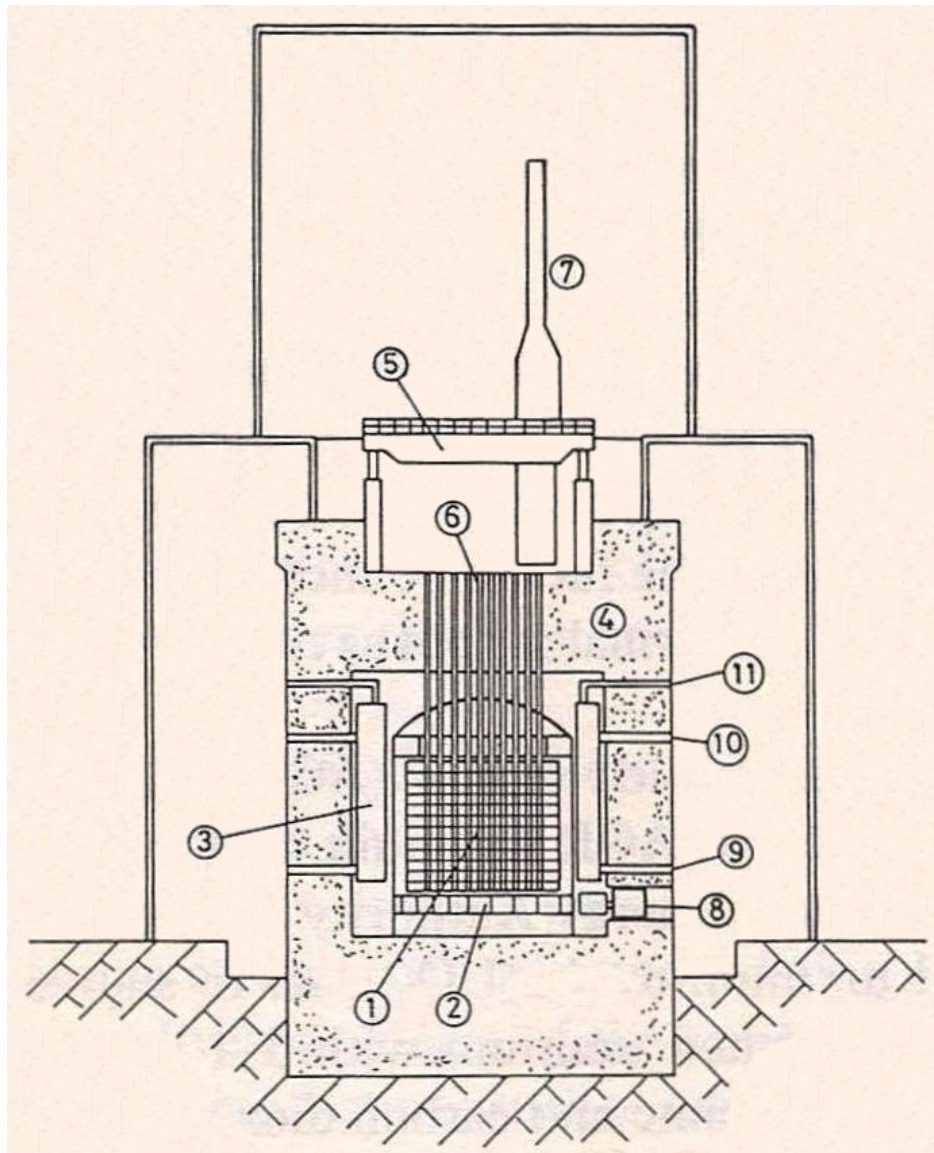


Figura 5 – Diagrama do reator nuclear avançado refrigerado a gás (AGR) Hunterston B1, que funciona desde 1976 em Ayrshire, Escócia, Reino Unido, gerando 624 MW elétricos. No diagrama estão indicados os seguintes componentes principais: 1) Cerne; 2) Estrutura de suporte do cerne; 3) Trocadores de calor; 4) Vaso de pressão de concreto protendido; 5) Ponte rolante; 6) Canais para inserção de combustível nuclear ou movimentação de barras de controle; 7) Máquina de carga e descarga de combustível; 8) Circuladores de gás refrigerante; 9) Entrada de água; 10) Saída de vapor superaquecido; 11) Reaquecedor de entrada e saída.

Detalhes dos elementos combustíveis utilizados em reatores refrigerados a gás (GCR) e em reatores avançados refrigerados a gás (AGR) britânicos são ilustrados na Figura 6.

Devido ao custo de um reator AGR ser atualmente mais elevado que o de um reator PWR com a mesma potência, é provável que nenhum outro reator AGR venha a ser construído no futuro.

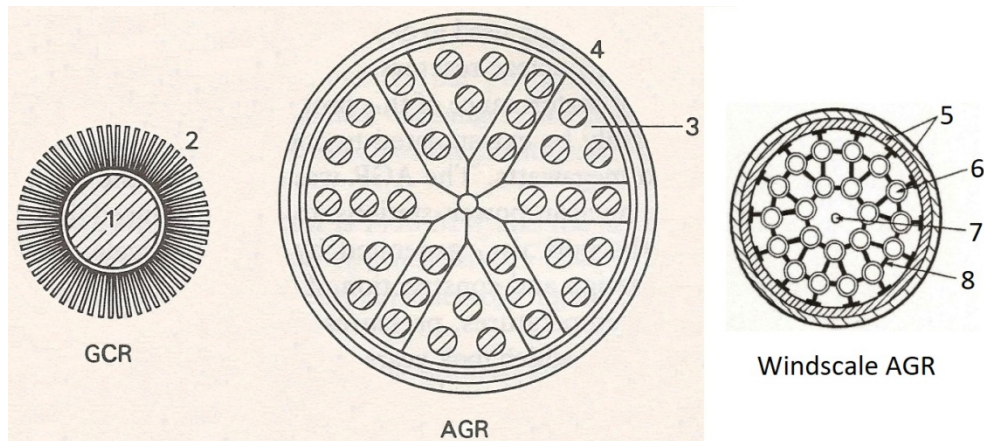


Figura 6 – Seção transversal de elemento combustível utilizado em um reator GCR, visão inferior de elemento combustível utilizado em um reator AGR e seção transversal de elemento combustível utilizado no reator Windscale AGR, indicando: 1) Urânio natural metálico; 2) Revestimento de Magnox com aletas; 3) Grade suporte de aço inoxidável; 4) Estojo de grafite; 5) Estojos de grafite; 6) Vareta combustível; 7) Barra conectora de aço inoxidável; 8) Aletas de posicionamento.

G – Reactores refrigerados a gás com temperatura elevada (HTGR)

Aperfeiçoamentos adicionais introduzidos na tecnologia de reatores de potência refrigerados a gás deram origem ao reator refrigerado a gás com temperatura elevada (HTGR), projetado para operar utilizando o processo de conversão $^{232}\text{Th} / ^{233}\text{U}$. Apenas cinco reatores desse tipo foram construídos até hoje em todo o mundo. Os primeiros HTGR utilizaram como combustível nuclear uma mistura de ^{232}Th e urânio altamente enriquecido contendo aproximadamente 93% de ^{235}U . Com o decorrer do funcionamento desses reatores, o material fissil passa a ser ^{233}U , uma vez que quantidades suficientemente grandes deste radionuclídeo fissil são originadas por meio do processo de regeneração.

O combustível nuclear contendo tório-urânio é utilizado na forma de esferas minúsculas (diâmetro menor que 1 mm) constituídas por uma mistura de carbeto $\text{ThC}_2 / \text{UC}_2$ e revestidas com carbono pirolítico para reter produtos de fissão. As partículas revestidas, apresentando cerca de 1 mm de diâmetro, podem ser colocadas junto com grafite de maneira a formar uma mistura homogênea combustível-moderador. Devido ao fato dos pontos de fusão de ThC_2 , UC_2 e grafite serem muito altos, essas misturas combustível-moderador podem operar a temperaturas bastante elevadas. Nessas condições, torna-se possível obter temperaturas do refrigerante na faixa entre 750 °C e 1000 °C. O refrigerante mais adequado para reatores HTGR é o hélio, pelo motivo de ser inerte quimicamente, possuir baixa seção de choque para absorção de nêutrons e apresentar propriedades boas no que se refere à transferência de calor. O uso de materiais de revestimento convencionais, tais como aço inoxidável, não é necessário. Por sua vez, o uso de materiais que possuem baixa seção de choque para absorção de nêutrons, tais como grafite e hélio, proporciona uma boa economia de nêutrons e aumenta a taxa de regeneração.

A usina nucleoeletrica de Fort St. Vrain, que funcionou entre 1976 e 1989 no Estado do Colorado, EUA, era equipada com um reator nuclear HTGR, cujo diagrama é mostrado na Figura 7 e será descrito a seguir.

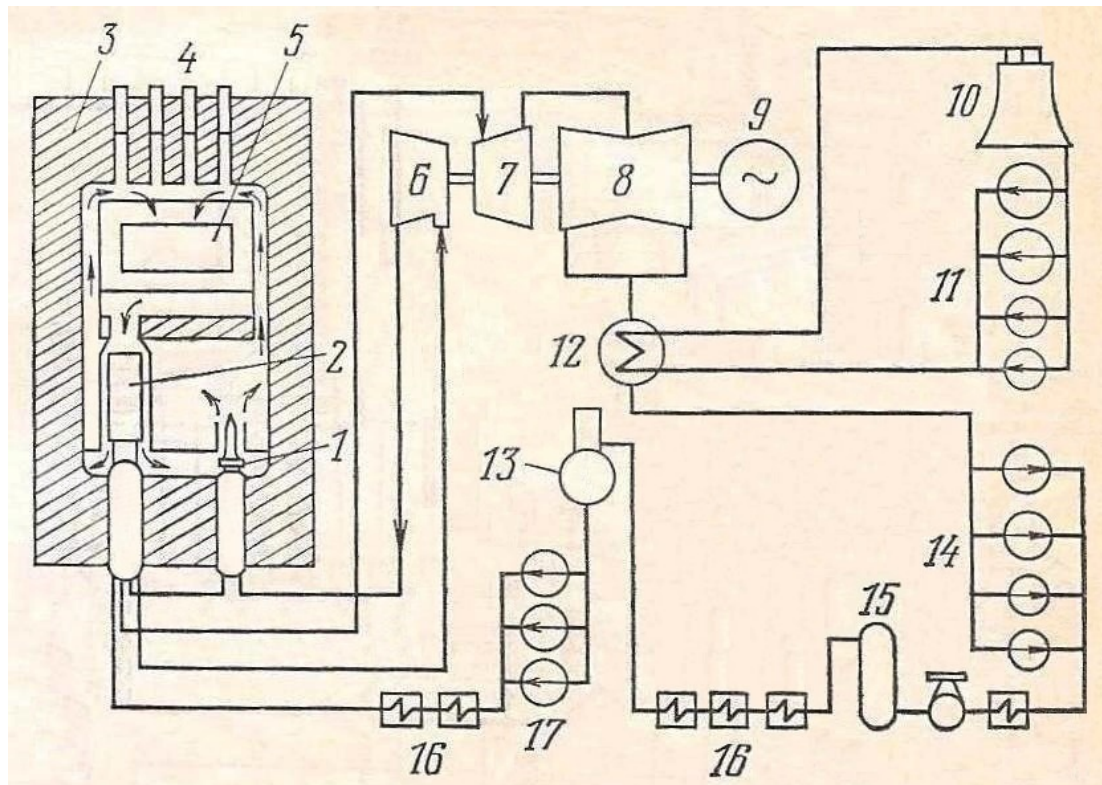


Figura 7 – Diagrama da usina nucleoeletrica de Fort St. Vrain, equipada com um reator nuclear de potencia refrigerado a gas com temperatura elevada (HTGR), que funcionou entre 1976 e 1989 no Estado do Colorado, EUA, gerando 330 MW eletricos. No diagrama estao indicados os seguintes componentes principais: 1) Compressor de helio; 2) Trocador de calor; 3) Vaso de pressao de concreto protendido reforçado; 4) Canais de reabastecimento; 5) Cerne; 6) Turbina de alta pressao; 7) Turbina de media pressao; 8) Turbina de baixa pressao; 9) Gerador eletrico; 10) Torre de refrigeracao; 11) Bombas de circulacao; 12) Condensador; 13) Aquecedor/des aerador; 14) Bombas de condensacao; 15) Desmineralizador; 16) Aquecedores preliminares; 17) Bombas de refrigeracao.

O combustivel nuclear era constituído por esferas de ThC_2 com diametro de 400 μm e de $(\text{Th,U})\text{C}_2$ com diametro de 200 μm , cada qual revestida com tres camadas de espessura total respectivamente igual a 120 μm e a 130 μm (revestimento conhecido como TRISO, um acrônimo para “tri-isotropic”), constituindo por si só uma partícula combustivel. O revestimento de cada partícula combustivel consistia em uma camada interna de carbono pirolítico, uma camada intermediária de carbeto de silício (SiC) e uma camada externa de carbono pirolítico, todas sobrepostas. Essas partículas combustiveis eram acondicionadas dentro de bastões combustiveis com formato cilindrico, fabricados com uma matriz de pó de grafite prensada, cujas dimensões eram 1,27 cm de diametro e 5,08 cm de comprimento.

Esses bastões combustiveis cilindricos eram posicionados no interior de canais verticais usinados em blocos hexagonais de grafite com 18,0 cm de apótema e 79,3 cm de altura. Cada um desses blocos de grafite constituía um elemento combustivel. Havia dois tipos de elemento combustivel: elemento combustivel padrão e elemento combustivel de controle, ambos com as mesmas dimensões externas, porém com diferente número de canais. No elemento combustivel padrão havia 210 canais com 1,27 cm de diametro para conter os bastões combustiveis, 108 canais com 1,59 cm de

diâmetro para passagem de gás hélio refrigerante e 6 canais com 1,27 cm de diâmetro para abrigar uma substância absorvedora de nêutrons depletável (denominada “veneno queimável”). No elemento combustível de controle havia 120 canais com 1,27 cm de diâmetro para conter os bastões combustíveis, 57 canais com 1,59 cm de diâmetro para passagem de gás hélio refrigerante, 4 canais com 1,27 cm de diâmetro para abrigar uma substância absorvedora de nêutrons depletável (denominada “veneno queimável”), 2 canais com 10,16 cm de diâmetro para movimentação de barras de controle e 1 canal de reserva com 9,525 cm de diâmetro.

O cerne do reator nuclear era constituído por 1482 elementos combustíveis, dos quais 1260 eram elementos combustíveis padrão e 222 eram elementos combustíveis de controle. O cerne do reator nuclear tinha formato cilíndrico, com diâmetro de 5,94 m e 4,755 m de altura ativa. A altura total do cerne do reator nuclear, resultante da soma da altura ativa com as espessuras dos refletores superior e inferior, ambos feitos de grafite, era igual a 6,98 m.

Um total de 74 barras de controle (37 pares), com comprimento ativo de 4,73 m, feitas de carbeto de boro (B_4C), equipava o cerne do reator nuclear.

A carga completa de combustível nuclear desse reator continha um total de 19,48 toneladas de tório e 0,88 toneladas de urânio altamente enriquecido. Em média, a temperatura do combustível nuclear era 815 °C. Havia 4 circuladores de gás hélio refrigerante, todos do tipo compressor axial. A pressão do gás hélio refrigerante era 48 atm. A temperatura do gás hélio refrigerante ao entrar no cerne do reator era 406 °C e, ao sair do cerne do reator, alcançava 785 °C. Havia 12 trocadores de calor (em geral denominados geradores de vapor). O cerne do reator, os 4 circuladores de hélio e os 12 trocadores de calor estavam contidos dentro de um vaso de pressão feito de concreto protendido.

O gás hélio refrigerante, após ter ser impulsionado pelo circulador de hélio, inicialmente fluía para cima no espaço anular entre o cerne do reator e o vaso de pressão, depois fluía para baixo, retirando calor dos elementos combustíveis. A seguir, o gás hélio refrigerante passava através do gerador de vapor, onde transferia o calor para a água do sistema de refrigeração secundário e retornava para o circulador. Por sua vez, a água do circuito secundário era vaporizada e o vapor era superaquecido no gerador de vapor. Vapor de água ingressava nas turbinas com pressão de 165 atm e temperatura de 538 °C. Esse vapor de água era, então, expandido nas turbinas de alta e baixa pressão. Por fim, após haver passado pelo condensador, a água era novamente bombeada para o gerador de vapor. O reator nuclear fornecia uma potência térmica de 842 MW e, mediante uma eficiência térmica total de 39,2%, gerava 330 MW elétricos.

Outro modelo de reator nuclear HTGR que merece destaque, denominado reator “leito de esfera”, foi construído em Jülich, Alemanha, tendo funcionado entre 1967 e 1988. Denominado AVR (“Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor”), esse reator foi um protótipo para diversos testes, dentre os quais de elementos combustíveis esféricos.

No reator nuclear AVR, os elementos combustíveis esféricos eram constituídos por pequenas partículas combustíveis esféricas, cada qual com um diâmetro entre 0,5 mm e 0,7 mm, dispersadas em uma matriz de grafite, a qual era fabricada na forma de esferas com diâmetro total de 6 cm, dos quais os 0,5 cm mais externos não continham

partículas combustíveis. Na Figura 8 é apresentada a ilustração representativa de um elemento combustível esférico.

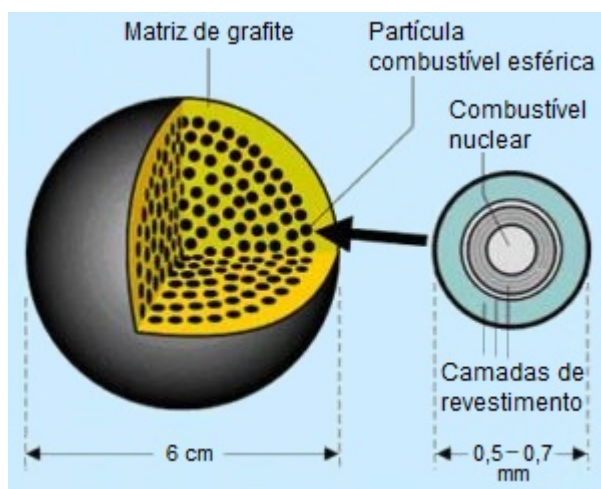


Figura 8 – Ilustração representativa de um elemento combustível esférico.

No reator AVR, foram testados 14 tipos de combustíveis nucleares em condições operacionais, abrangendo os seguintes grupos principais:

- a) $(U,Th)C_2$, com grau de enriquecimento do urânio em ^{235}U aproximadamente igual a 93%, revestido por duas camadas de carbono pirolítico sobrepostas (revestimento conhecido como BISO, um acrônimo para “bi-isotropic”), testado entre 1967 e 1971;
- b) $(U,Th)O_2$, com grau de enriquecimento do urânio em ^{235}U aproximadamente igual a 93%, revestido por duas camadas de carbono pirolítico sobrepostas (revestimento conhecido como BISO, um acrônimo para “bi-isotropic”), testado entre 1971 e 1974;
- c) UO_2 , com grau de enriquecimento do urânio em ^{235}U aproximadamente igual a 93%, revestido por duas camadas de carbono pirolítico sobrepostas (revestimento conhecido como BISO, um acrônimo para “bi-isotropic”), testado entre 1974 e 1982;
- d) UO_2 , com grau de enriquecimento do urânio em ^{235}U aproximadamente igual a 20%, revestido por uma camada interna de carbono pirolítico, uma camada intermediária de carbeto de silício (SiC) e uma camada externa de carbono pirolítico, todas sobrepostas (revestimento conhecido como TRISO, um acrônimo para “tri-isotropic”), testado entre 1982 e 1988;

Os combustíveis nucleares utilizados até 1969 no reator AVR foram fabricados nos EUA e todos os demais combustíveis nucleares foram fabricados na Alemanha.

Os elementos combustíveis esféricos eram colocados dentro de um vaso de pressão feito de aço, de modo a criar uma massa crítica, enquanto gás hélio refrigerante era bombeado para cima através do espaço existente entre esses elementos combustíveis esféricos. O reator nuclear era reabastecido em funcionamento, removendo-se do fundo do vaso de pressão os elementos combustíveis esféricos gastos e substituindo-os por elementos combustíveis esféricos novos.

O cerne do reator nuclear continha 100 mil elementos combustíveis esféricos no total. Esses elementos combustíveis circulavam continuamente a partir da base do cerne. Diariamente, 600 elementos combustíveis circulavam através do cerne, 60 elementos

combustíveis gastos eram removidos do cerne a partir da base e 60 elementos combustíveis novos eram acrescentados ao cerne a partir do topo. Nos elementos combustíveis esféricos novos, a temperatura máxima chegava a atingir 1150 °C.

As dimensões do cerne do reator nuclear eram 3,0 m de diâmetro e 2,8 m de altura. O cerne, o trocador de calor (gerador de vapor) e os turbocompressores de gás hélio ficavam contidos dentro do vaso de pressão do reator. Um total de 4 barras de controle, com comprimento total de 4,80 m e diâmetro externo de 9,50 cm, feitas de carbeto de boro (B₄C), equipava o cerne do reator nuclear. O revestimento dessas barras de controle era constituído por camadas metálicas internas e externas, feitas de cobre e uma liga de níquel (Nimonic). A inserção dessas barras de controle no cerne do reator nuclear se fazia de baixo para cima.

A pressão do gás hélio refrigerante era 10,8 atm. Durante a primeira fase de funcionamento do reator nuclear, até Fevereiro de 1974, a temperatura do gás hélio ao entrar no cerne era 175 °C e, ao sair do cerne, alcançava 850 °C. Durante a segunda fase de funcionamento do reator, a temperatura do gás hélio ao entrar no cerne era 275 °C e, ao sair do cerne, alcançava 950 °C. Nesta fase, temperatura de até 990 °C foi atingida pelo gás hélio ao sair do cerne. A seguir, o gás hélio passava através do gerador de vapor, onde transferia calor para a água do sistema de refrigeração secundário e retornava para os turbocompressores. Vapor de água ingressava nas turbinas com pressão de 73 atm e temperatura de 505 °C. O reator nuclear fornecia uma potência térmica de 46 MW, a partir da qual eram gerados 15 MW elétricos. Na Figura 9 é apresentado um diagrama do reator nuclear AVR.

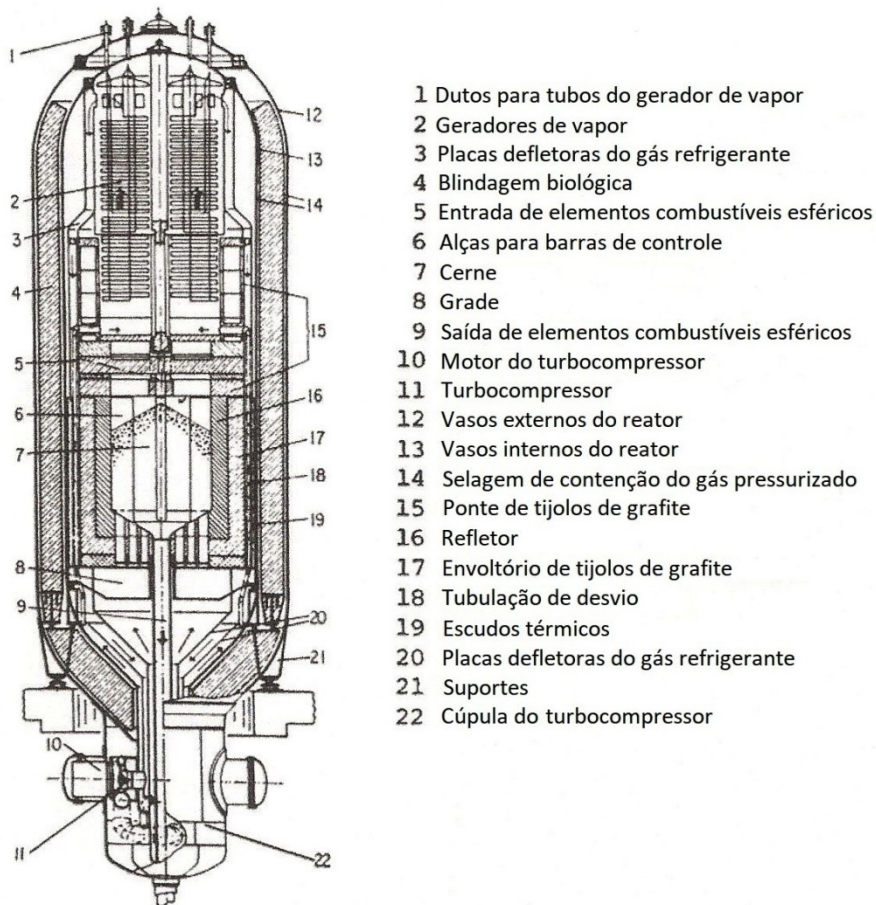


Figura 9 – Diagrama do reator nuclear AVR.

As temperaturas muito elevadas do refrigerante obtidas mediante a utilização de um reator nuclear HTGR podem ser mais bem utilizadas em uma turbina acionada a gás do que em uma turbina acionada a vapor de água. Por outro lado, turbinas acionadas a gás requerem temperaturas de entrada muito elevadas para se tornarem competitivas, de maneira que a combinação de um reator nuclear HTGR com uma turbina de ciclo direto acionada a gás pode constituir um sistema promissor, embora nada desse gênero tenha ainda sido testado. Caso tal sistema gerador de potência fosse construído, o hélio seria não apenas o refrigerante ideal para o reator nuclear HTGR, mas também o melhor fluido operante para a turbina devido às boas propriedades termodinâmicas que apresenta.

H – Reactores de alta potência com canais (RBMK)

A sigla RBMK, utilizada para designar esse tipo de reator nuclear de potência provém das iniciais do nome em russo Reator de Alta Potência com Canais, embora também seja conhecido pela sigla LWGR, em referência ao fato desse reator nuclear de potência ser refrigerado a água “leve” (ou seja, H₂O) e moderado a grafite.

Esse reator nuclear, cujo projeto só existia na extinta URSS e que somente foi utilizado naquele país, é moderado a grafite e refrigerado a água fervente. Constituiu o reator nuclear que equipou o primeiro protótipo de usina nucleoeleétrica, que começou a funcionar em 27 de Junho de 1954 na cidade russa de Obninsk.

A descrição geral do combustível nuclear utilizado originalmente nos reatores nucleares de potência RBMK é fornecida a seguir. Dióxido de urânio (UO₂) com grau de enriquecimento de 1,8% a 2,0% em ²³⁵U é distribuído em pastilhas cilíndricas com 11,5 mm de diâmetro e 15,0 mm de comprimento, as quais são acondicionadas dentro de um revestimento metálico, constituído por um tubo feito de uma liga de zircônio (99%) e nióbio (1%) com 13,6 mm de diâmetro e 3,64 m de comprimento. Esse tubo com as pastilhas é então lacrado por soldagem para formar uma vareta combustível. Por sua vez, essas varetas combustíveis são dispostas em um arranjo circular com 7,9 cm de diâmetro e dois segmentos contendo 18 varetas combustíveis cada um. Nesse arranjo circular, as varetas combustíveis são mantidas fixas por 10 espaçadores feitos de aço inoxidável. Os dois segmentos desse arranjo são unidos por um cilindro instalado entre ambos para formar um elemento combustível de comprimento total igual a 10,015 m.

Nos canais verticais cilíndricos, existentes em meio ao moderador de grafite, encontram-se os tubos de pressão, no interior dos quais estão instalados os elementos combustíveis. Há também canais verticais cilíndricos específicos contendo guias para movimentação de barras de controle, cujas seções absorvedoras de nêutrons são feitas de carbeto de boro (B₄C). A parte intermediária de cada tubo de pressão no cerne é feita por uma liga de zircônio (97,5%) e nióbio (2,5%), enquanto as partes superior e inferior são feitas de aço inoxidável. Essas partes são conectadas por junções instaladas mediante soldagem. A parte intermediária de cada tubo de pressão possui diâmetro externo de 8,8 cm e espessura de 0,4 cm. O número de tubos de pressão e guias para movimentação de barras de controle depende do modelo de reator nuclear de potência RBMK, havendo três modelos principais.

O principal modelo do reator de alta potência com canais é o RBMK-1000, cuja potência térmica máxima de 3200 MW térmicos era usada para gerar 1000 MW

elétricos. Nesse modelo, há 1661 tubos de pressão e 235 barras de controle. Os tubos de pressão estão dispostos segundo um arranjo quadrado com 25 cm de lado. Na Figura 10 é apresentado um diagrama do reator nuclear RBMK-1000. A máquina para carga e descarga de combustível nuclear pode operar com o reator nuclear em funcionamento.

A água refrigerante é suprida a partir da base de cada canal e a mistura de água e vapor emerge do topo de cada canal. Aquecimento e ebulição da água ocorrem na parte central do canal conforme esta flui em torno do elemento combustível. Produz-se então vapor de água saturado à temperatura de 284 °C e à pressão de 70 atm.

O projeto original dos reatores nucleares de potência RBMK apresentava sérias deficiências no tocante à segurança operacional. No sentido de compensar o baixo grau de enriquecimento do combustível nuclear utilizado, excessiva moderação de nêutrons era necessária, resultando em coeficiente de reatividade devido à potência com valores positivos na faixa de baixas potências de operação do reator nuclear e em coeficiente de reatividade devido a vazios também com valor positivo (algo temerário em um reator nuclear cuja água refrigerante ferve no cerne). A seção absorvedora de nêutrons de algumas barras de controle era menor que o necessário para permitir um desligamento rápido do reator nuclear. O moderador de grafite normalmente operava a temperaturas de aproximadamente 750 °C, nas quais entraria em combustão caso fosse exposto ao ar. Ademais, as estruturas de contenção externas desse reator nuclear eram menos robustas do que as normalmente utilizadas em outros projetos de reatores nucleares.

Em circunstâncias de erros operacionais graves, essas deficiências de projeto do reator nuclear RBMK podem causar um grande aumento abrupto de potência (excursão de potência), que por sua vez tem a capacidade de desencadear explosões químicas e incêndios no cerne desse reator nuclear e, por fim, a partir do cerne severamente danificado e exposto do reator, resultar na liberação de grande quantidade e diversidade de radionuclídeos para o meio-ambiente. Essa previsão nefasta acabou se concretizando no desastre de Chernobyl, ocorrido em 26 de Abril de 1986 na cidade de Pripjat, no norte da Ucrânia (à época integrante da URSS), e desencadeado por um teste realizado de modo descuidado em baixas potências de operação. Estima-se que, em decorrência do desastre, a atividade total liberada para o meio-ambiente, não incluindo os isótopos radioativos de gases nobres, resultou em aproximadamente 143 MCi. O reator nuclear sinistrado, que constituía a Unidade 4 da Central Nuclear de Chernobyl, era o modelo RBMK-1000. O desastre de Chernobyl foi o maior e mais grave acidente nuclear já ocorrido.

Atualmente, ainda se encontram em operação 13 reatores nucleares de potência RBMK, todos localizados na Rússia, cujos projetos foram adaptados para contemplar normas de segurança mais modernas e restritivas. Uma dessas adaptações consistiu no aumento do grau de enriquecimento do combustível nuclear utilizado no reator, que passou a ser de 2,4% a 2,8% em ^{235}U . As demais consistiram, resumidamente, em aumentar a velocidade de inserção das barras de controle no cerne do reator visando desligá-lo mais rápido em situações de emergência, aperfeiçoar o projeto das barras de controle do reator de maneira a dotá-las com maior seção absorvedora de nêutrons, instalar um sistema de proteção de emergência com atuação rápida (constituído por 24 barras de controle adicionais) e estabelecer a potência de 700 MW térmicos como limite inferior de operação estacionária para reatores nucleares RBMK-1000.

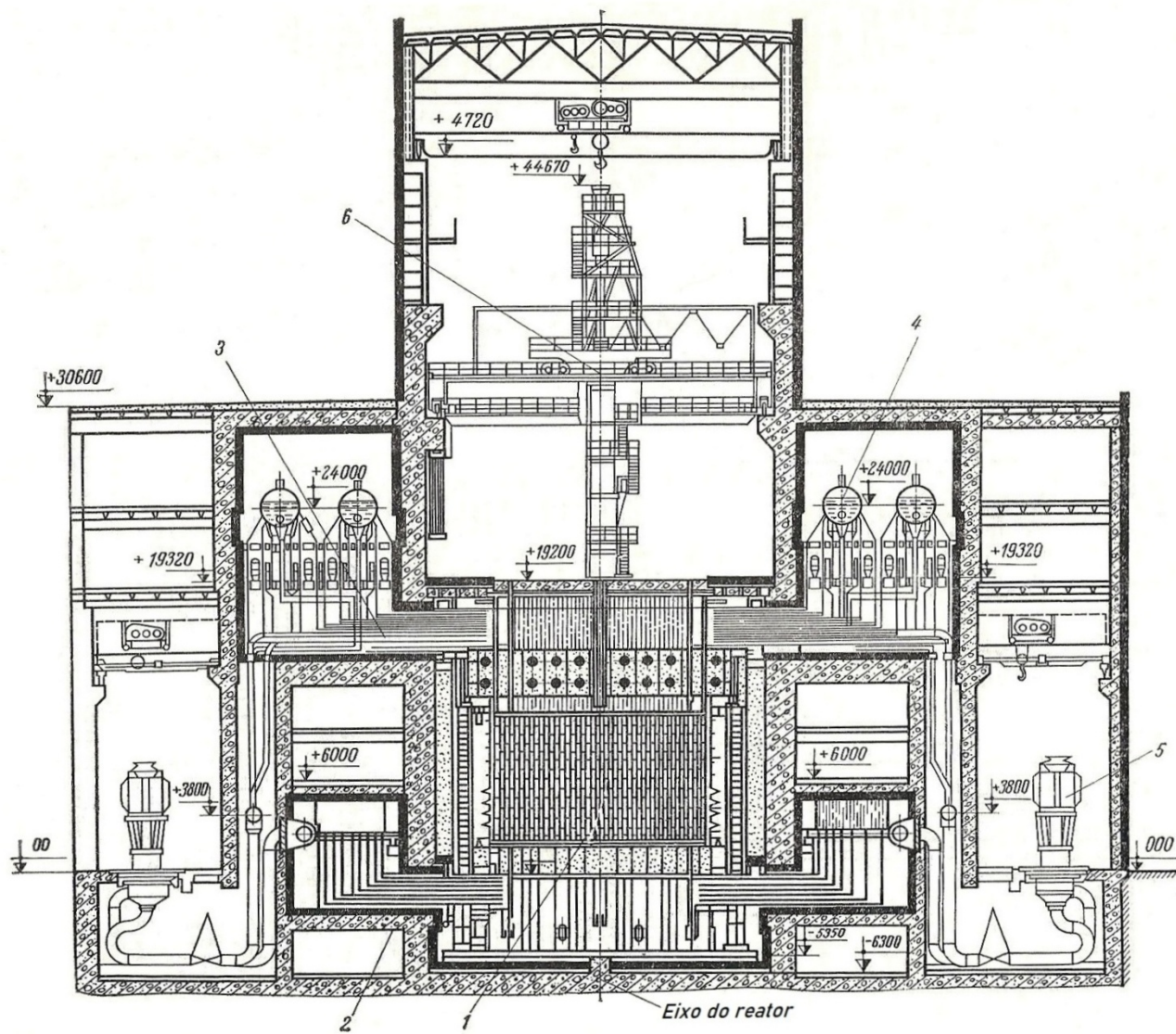


Figura 10 – Diagrama de um reator nuclear de alta potência com canais, modelo RBMK-1000. No diagrama estão indicados os seguintes componentes: 1) Cerne; 2) Instalações para entrada de água; 3) Instalações para saída de água e vapor; 4) Separador de vapor; 5) Bomba de refrigeração; 6) Máquina para carga e descarga de combustível.

I – Reatores refrigerados a água pressurizada (PWR)

As excelentes propriedades da água como moderador para um reator nuclear térmico fazem com que reatores nucleares de potência moderados a água sejam bem mais compactos que reatores nucleares de potência moderados a grafite. O cerne de um reator nuclear de potência moderado a água pode apresentar dimensões que totalizam apenas 2 m de altura e 3 m de diâmetro. Esse fato motivou o uso inicial destes reatores nucleares na propulsão naval, notadamente de submarinos. Foi nesse contexto que o primeiro submarino com propulsão nuclear, o U.S.S. Nautilus, lançado ao mar em 1955 pela Marinha dos EUA, utilizou um reator nuclear desse tipo.

Outra característica importante da água, no que se refere ao uso em reatores nucleares de potência, diz respeito às propriedades termodinâmicas desse fluido como refrigerante. Para que a água seja mantida em estado líquido mesmo a temperaturas entre 100 °C e 370 °C, esta deve ser submetida a pressões correspondentemente elevadas. Como sob o ponto de vista termodinâmico é desejável que a temperatura da água refrigerante em um reator nuclear de potência seja a mais alta possível, torna-se imprescindível que o reator opere em pressões bastante altas.

Devido ao fato da água utilizada como moderador e refrigerante nesses reatores nucleares de potência estar submetida a pressões elevadas, os mesmos passaram a ser denominados reatores refrigerados a água pressurizada (PWR). Em reatores nucleares desse tipo, os valores típicos para a temperatura e a pressão da água são respectivamente 300 °C e 160 atm.

O vaso de pressão no qual está contido o cerne do reator nuclear, assim como toda a tubulação do circuito de refrigeração, devem ser suficientemente robustos para resistir à pressão extremamente elevada a que estão submetidos, sem apresentar falhas estruturais. Em geral, o vaso de pressão é feito de aço carbono revestido internamente por uma camada de aço inoxidável, sendo a espessura total da parede igual a 215 mm.

A seção de choque para captura radiativa de nêutron térmico pela água é razoavelmente alta (0,664 b por molécula), fato que requer o uso de urânio ligeiramente enriquecido (entre 2,50% e 4,95%) como combustível nuclear. Por fim, para evitar a corrosão causada pela água em temperaturas elevadas, torna-se necessário utilizar aço inoxidável ou ligas de zircônio como material de revestimento dos combustíveis nucleares. Desde 1968 ligas de zircônio passaram a ser adotadas como o material padrão de revestimento dos combustíveis nucleares em reatores PWR.

Os reatores PWR, além de muito mais compactos que reatores moderados a grafite, apresentam também uma densidade de potência maior, definida como sendo a potência fornecida por unidade de volume do núcleo. Consequentemente, o custo de um reator PWR é menor que o custo de reatores moderados a grafite para a mesma potência fornecida.

O desenvolvimento de reatores PWR para geração de eletricidade foi iniciado logo após o uso desses reatores na propulsão de submarinos. No dia 02 de Dezembro de 1957, a primeira usina nucleoeletrica equipada com um reator nuclear PWR começou a funcionar em Shippingport, Pensilvânia, EUA, gerando 75 MW elétricos. O reator nuclear PWR dessa usina foi projetado e construído pela Westinghouse Electric

Corporation, tendo como fundamento a tecnologia de reatores nucleares utilizados para propulsão naval.

Nos vinte anos que se seguiram, diversas usinas nucleoeletricas equipadas com reatores PWR foram construídas não apenas nos EUA, mas também na França, Alemanha Ocidental e Japão. A taxa de crescimento na construção de reatores PWR em vários países do mundo sofreu uma redução, embora não tenha sido totalmente contida, após o acidente ocorrido no dia 28 de Março de 1979 na usina nucleoeletrica de Three Mile Island (Pensilvânia, EUA), que utilizava um reator PWR. Nesse acidente, em decorrência de erros dos operadores e de falhas em equipamentos, a refrigeração do reator se tornou insuficiente e o calor de decaimento dos produtos de fissão causou derretimento de parte do cerne do reator, incluindo elementos combustíveis e algumas estruturas de suporte. Entretanto, o material radioativo liberado pelo cerne danificado, constituído principalmente pelos produtos de fissão radioativos, ficou contido dentro do vaso de pressão, que manteve sua integridade estrutural. Durante os quinze anos subsequentes a esse acidente, atenção especial foi dedicada ao aperfeiçoamento das condições de segurança e à melhoria das características operacionais dos reatores PWR.

Após quatro décadas de desenvolvimento, os reatores PWR atingiram um estágio no qual a maior parte dos reatores nucleares desse tipo construídos mais recentemente são similares uns aos outros no que se refere às características principais e aos parâmetros operacionais. Assim, tanto a descrição geral que será feita a seguir quanto a representação esquemática mostrada na Figura 11 podem ser consideradas muito mais como típicas dos atuais reatores PWR em funcionamento no mundo do que como referentes a um reator em particular.

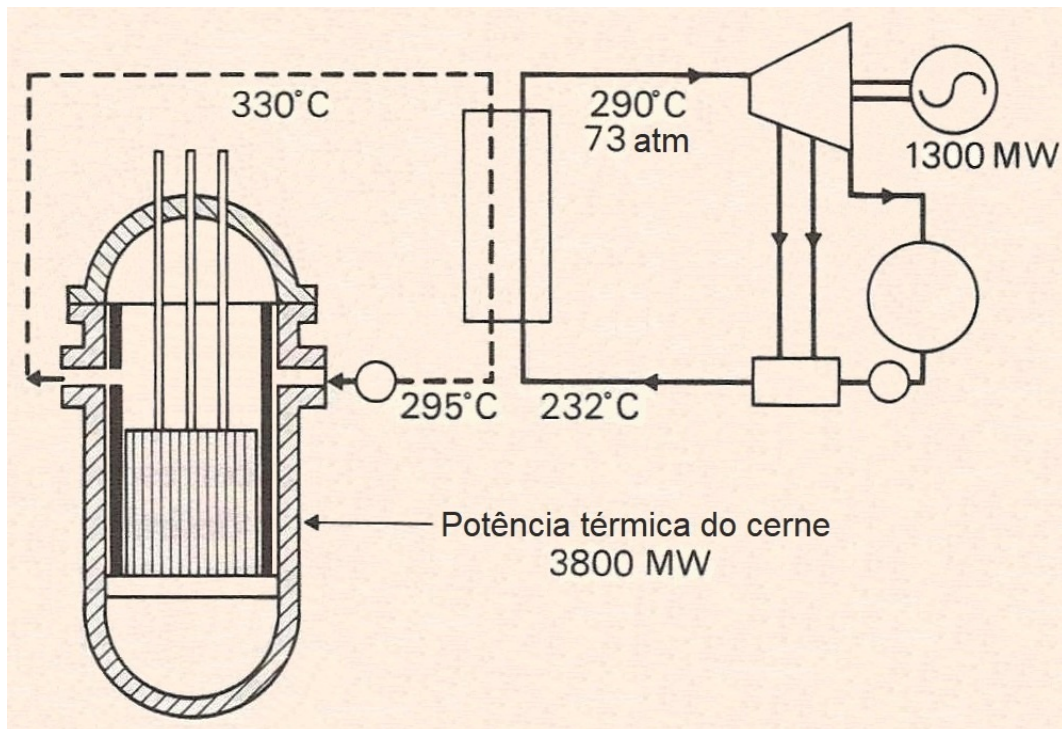


Figura 11 – Representação esquemática de um reator nuclear PWR, mostrando o cerne, o vaso de pressão e o ciclo para produção de vapor.

O combustível nuclear é dióxido de urânio (UO_2) enriquecido em ^{235}U a cerca de 3% em média, utilizado na forma de pastilhas cilíndricas com 8 mm de diâmetro e 10

mm de comprimento, acondicionadas em tubos feitos de liga de zircônio (até cerca de 1995, a liga de zircônio mais utilizada foi Zircaloy-4) com 10 mm de diâmetro e 4 m de comprimento. Esses tubos são fechados por meio de soldagem, em ambiente altamente pressurizado, sendo as pastilhas de UO_2 mantidas comprimidas no interior do tubo por meio de molas helicoidais. As varetas combustíveis assim constituídas são agrupadas de maneira compacta por intermédio de um arranjo quadrado com 20 cm de lado, formando um elemento combustível do tipo mostrado na Figura 12. Cada elemento combustível assim constituído contém 236 varetas combustíveis, mantidas fixas por meio de grades espaçadoras feitas com uma liga de níquel (Inconel-718). Elementos combustíveis fabricados mais recentemente têm somente a primeira e a última grade espaçadora feitas com Inconel-718, enquanto todas as demais grades espaçadoras são feitas com a mesma liga de zircônio utilizada no revestimento das varetas combustíveis.

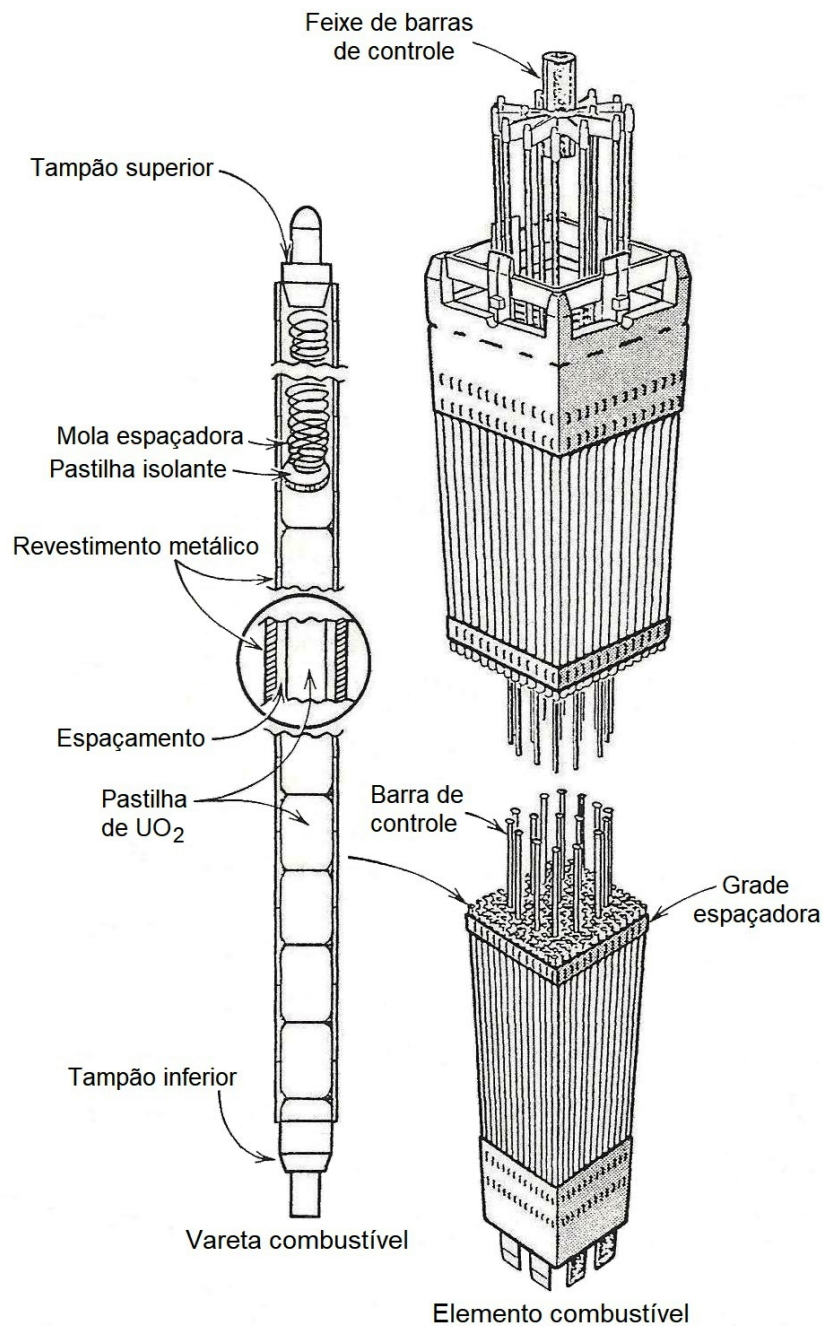


Figura 12 – Elemento combustível típico utilizado em um reator nuclear PWR.

Por sua vez, estes elementos combustíveis são posicionados lado a lado para formar o cerne do reator nuclear, cujas dimensões são aproximadamente 3,8 m de diâmetro e 3,7 m de altura, contido dentro de um vaso de pressão com 4,7 m de diâmetro interno e 10 m de altura. A pressão da água no cerne e no vaso de pressão do reator é igual a 153 atm e as temperaturas da água ao entrar e ao sair do núcleo são respectivamente iguais a 295 °C e 330 °C. Nos trocadores de calor, que usualmente são denominados geradores de vapor, vapor de água é produzido na temperatura de 290 °C e na pressão de 73 atm com uma fração de umidade inferior a 0,0025.

O controle do reator nuclear é realizado por intermédio de feixes de barras de controle e pela adição de ácido bórico (H_3BO_3) na água. Para o desligamento do reator nuclear, utiliza-se um conjunto de barras de segurança que, em condições normais de operação, permanece totalmente fora do cerne ativo. O material absorvedor de nêutrons que compõe as barras de controle ou de segurança é uma liga de prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd) contendo em massa 80% de prata, 15% de índio e 5% de cádmio. Em caso de acidente com perda de fluido refrigerante, há um sistema de emergência para resfriamento do cerne (conhecido pela sigla ECCS) que injeta uma solução de ácido bórico diretamente nessa parte do reator.

Atualmente, o reator PWR padronizado fornece 3800 MW térmicos e gera 1300 MW elétricos, com uma eficiência térmica de 34%. Comparado com reatores nucleares de potência refrigerados a gás e moderados a grafite, esse reator PWR modelo apresenta eficiência térmica e taxa de conversão mais baixas. Entretanto, como atualmente há reservas abundantes de urânio disponíveis a preços não muito altos, esses fatores se tornaram menos importantes que o custo inferior do reator PWR, que é hoje o tipo de reator nuclear de potência mais amplamente utilizado em todo o mundo.

Em alguns países, utiliza-se óxido misto (designado como MOX), com 6,75% em massa de PuO_2 em média, perfazendo no máximo 30% da carga total de combustível nuclear em reatores PWR. Atualmente, os países que utilizam MOX em reatores PWR são França, Alemanha, Bélgica, Holanda, Suíça e Japão.

Os novos modelos de reator nuclear refrigerado a água pressurizada, certificados a partir de 1990 (System 80+, AP1000, EPR, ATMEA1, KSNP⁺, APR1400, CPR1000), que introduzem aperfeiçoamentos na tecnologia de reatores nucleares PWR, estão mais direcionados para a melhoria de características operacionais, condições de segurança e desempenho econômico geral do que para alterações significativas nos fundamentos do projeto dos reatores nucleares PWR.

Na extinta URSS foi desenvolvido um modelo próprio de reator nuclear de potência refrigerado a água pressurizada, denominado VVER, uma sigla em russo para Reator de Potência Água-Água, devido à existência de dois circuitos de refrigeração onde o fluido refrigerante é água. Há muitas semelhanças entre os projetos de um reator PWR e de um reator VVER, existindo algumas poucas diferenças. As duas diferenças mais evidentes são na posição dos geradores de vapor (vertical no reator PWR e horizontal no reator VVER) e na configuração dos elementos combustíveis (seção transversal quadrada no reator PWR e seção transversal hexagonal no reator VVER). Tipicamente, o elemento combustível de um reator VVER contém 312 varetas combustíveis dispostas em um arranjo hexagonal com 11,75 cm de apótema e 3,75 m de comprimento ativo, fixadas por intermédio de grades espaçadoras.

J – Usinas nucleoeletricas brasileiras

O Brasil possui atualmente duas usinas nucleoeletricas em operacao, Angra 1 e Angra 2, ambas equipadas com reator nuclear PWR. Esse tipo de reator nuclear tambem equipara uma terceira usina nucleoeletrica, Angra 3, que esta em construo. As tres usinas formam a Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto, localizada na Praia de Itaorna, Municipio de Angra dos Reis, Estado do Rio de Janeiro. Uma fotografia da Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto e mostrada na Figura 13, na qual aparecem as usinas nucleoeletricas Angra 1 e Angra 2.

A usina nucleoeletrica Angra 1 foi adquirida em 1972 pelo Governo Brasileiro junto a empresa estadunidense Westinghouse Electric Corporation. Angra 1 entrou em operacao em 1982. Utiliza como combustivel nuclear pastilhas cilindricas de dióxido de urânio (UO_2) com enriquecimento medio em ^{235}U igual a cerca de 3%. As pastilhas sao acondicionadas dentro de varetas combustiveis feitas de Zircaloy-4 com 10 mm de diametro externo e 3,65 m de comprimento. As varetas combustiveis estao agrupadas de maneira compacta por meio de um arranjo quadrado com 20 cm de lado para formar um elemento combustivel, com massa total de 600 kg e altura total de 4,00 m. O arranjo quadrado de cada elemento combustivel contem 16 x 16 varetas, mantidas fixas por meio de 8 grades espaçadoras feitas de uma liga de niquel (Inconel-718). Um total de 121 elementos combustiveis forma o cerne do reator nuclear de Angra 1. Desse total, 33 elementos constituem elementos combustiveis de controle, pois abrigam um feixe com 20 barras de controle cada. Essas barras de controle tem formato idêntico ao das varetas combustiveis e sao feitas de uma liga metalica de prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd, na proporcao respectivamente de 80%-15%-5%) revestida com aço inoxidavel. A carga total de combustivel nuclear do reator de Angra 1 perfaz 51 toneladas de urânio.

A partir de 2010, comecaram a ser utilizados no reator nuclear de Angra 1 os elementos combustiveis denominados 16NGF (referencia ao arranjo de 16 x 16 varetas e a sigla em ingles "Next Generation Fuel"), com uma nova configuracao projetada para possibilitar um desempenho melhor do combustivel nuclear. Em relacao ao projeto da configuracao anterior, um elemento combustivel 16NGF apresenta as seguintes diferencas principais: a) substituicao do Zircaloy-4 por uma liga de zircônio contendo cerca de 1% de nióbio (liga denominada comercialmente ZIRLOTM), para melhorar a resistencia a corrosao e estender o tempo de permanencia no cerne do reator; b) inovacao no projeto das grades espaçadoras, em numero de 12, sendo que somente a primeira e a ultima grade espaçadora sao feitas com Inconel-718, enquanto todas as 10 grades espaçadoras intermediarias sao feitas com a mesma liga de zircônio utilizada no revestimento das varetas combustiveis; c) introducao de uma grade estrutural protetora anti-debris (a qual constitui a primeira grade espaçadora) na parte inferior do elemento combustivel para evitar que pequenos fragmentos/objetos metalicos danifiquem varetas combustiveis.

O vaso de pressao do reator nuclear, onde ficam contidos os 121 elementos combustiveis, possui um diametro de 3,35 m, uma altura de 12 m e uma espessura total de parede de 20 cm. A água refrigerante sai do vaso de pressao do reator nuclear com temperatura de 324 °C e pressao de 157 atm. Nos dois geradores de vapor, vapor de água e produzido com temperatura de 287 °C e pressao de 65 atm. A água do mar e captada no circuito terciario e utilizada para resfriar e condensar o vapor de água produzido no circuito secundario, apos o vapor haver passado pelas turbinas. O edificio

do reator, instalação da usina onde estão contidos o vaso de pressão do reator nuclear e os geradores de vapor, é constituído por um envoltório interno de aço e um envoltório externo de concreto, tendo formato aproximadamente cilíndrico com 36 m de diâmetro e 58 m de altura. A potência total do reator nuclear alcança 1876 MW térmicos, a partir da qual são gerados 642 MW elétricos. Na Figura 14 é mostrado um diagrama da usina nucleoeleétrica Angra 1.

A usina nucleoeleétrica Angra 2 é a primeira resultante do Acordo Nuclear Brasil – Alemanha, assinado em 1975. Angra 2 entrou em operação no ano 2000. Utiliza como combustível nuclear pastilhas cilíndricas de dióxido de urânio (UO_2) com enriquecimento médio em ^{235}U igual a cerca de 3%. As pastilhas são acondicionadas dentro de varetas combustíveis feitas de Zircaloy-4 com 10,75 mm de diâmetro externo e 3,90 m de comprimento. As varetas combustíveis estão agrupadas de maneira compacta por meio de um arranjo quadrado com 20 cm de lado para formar um elemento combustível, com massa total de 840 kg e altura total de 5,00 m. O arranjo quadrado de cada elemento combustível contém 16 x 16 varetas, mantidas fixas por meio de 9 grades espaçadoras feitas de Inconel-718 (primeira e última grades) ou Zircaloy-4 (demais grades). Um total de 193 elementos combustíveis forma o cerne do reator nuclear de Angra 2. Desse total, 61 elementos constituem elementos combustíveis de controle, pois abrigam um feixe com 20 barras de controle cada. Essas barras de controle têm formato idêntico ao das varetas combustíveis e são feitas de uma liga metálica de prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd, na proporção respectivamente de 80%-15%-5%) revestida com aço inoxidável. A carga total de combustível nuclear de Angra 2 perfaz 103,5 toneladas de urânio.

Nos elementos combustíveis fabricados mais recentemente, houve substituição do Zircaloy-4 por uma liga de zircônio que contém 1% de nióbio (liga denominada comercialmente M5), para melhorar a resistência à corrosão e estender o tempo de permanência no cerne do reator.

O vaso de pressão do reator nuclear, onde ficam contidos os 193 elementos combustíveis, possui um diâmetro de 5,75 m, uma altura de 13 m e uma espessura total de parede de 25 cm. A água refrigerante sai do vaso de pressão do reator nuclear com temperatura de 329 °C e pressão de 161 atm. Nos quatro geradores de vapor, vapor de água é produzido com temperatura de 284 °C e pressão de 70 atm. A água do mar é captada no circuito terciário e utilizada para resfriar e condensar o vapor de água produzido no circuito secundário, após o vapor haver passado pelas turbinas. O edifício do reator, instalação da usina onde estão contidos o vaso de pressão do reator nuclear e os geradores de vapor, é constituído por um envoltório interno de aço e um envoltório externo de concreto. O envoltório interno de aço é esférico e tem 56 m de diâmetro. A potência total do reator nuclear alcança 3765 MW térmicos, a partir da qual são gerados 1362 MW elétricos. Na Figura 15 é mostrada uma representação esquemática e na Figura 16 é apresentado um diagrama da usina nucleoeleétrica Angra 2.

As usinas nucleoeleétricas Angra 1 e Angra 2 em conjunto fornecem 36,3% da energia elétrica consumida atualmente no Estado do Rio de Janeiro (2,72% no Brasil). A usina nucleoeleétrica Angra 3 será a segunda do Acordo Nuclear Brasil – Alemanha, assinado em 1975. O projeto de Angra 3 é semelhante ao de Angra 2. Aperfeiçoamentos introduzidos no circuito secundário de Angra 3 possibilitarão gerar 1405 MW elétricos nessa usina nucleoeleétrica.

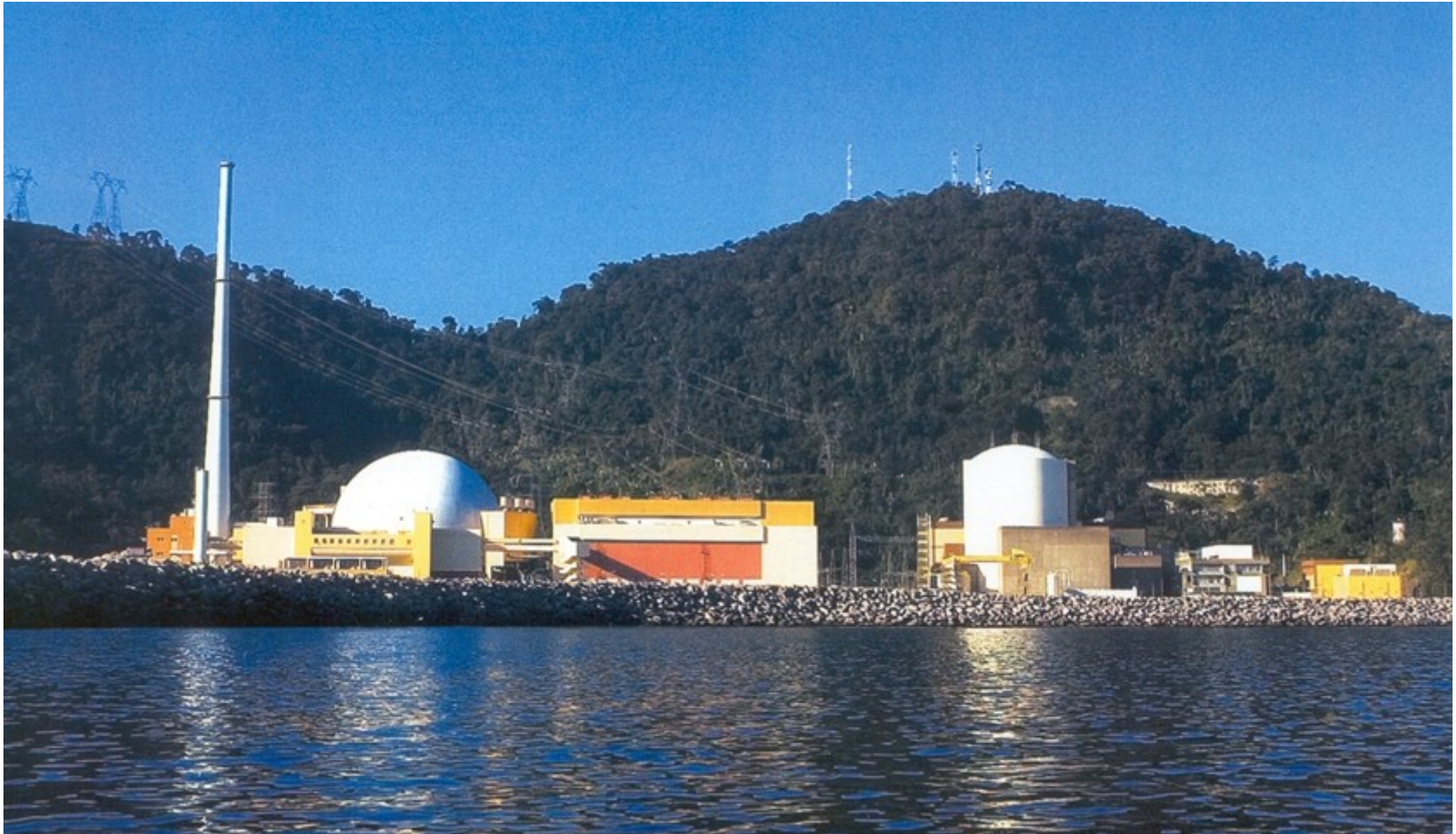


Figura 13 – Vista parcial da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, com destaque para as usinas nucleolétricas Angra 1 (à direita na foto) e Angra 2 (à esquerda na foto).

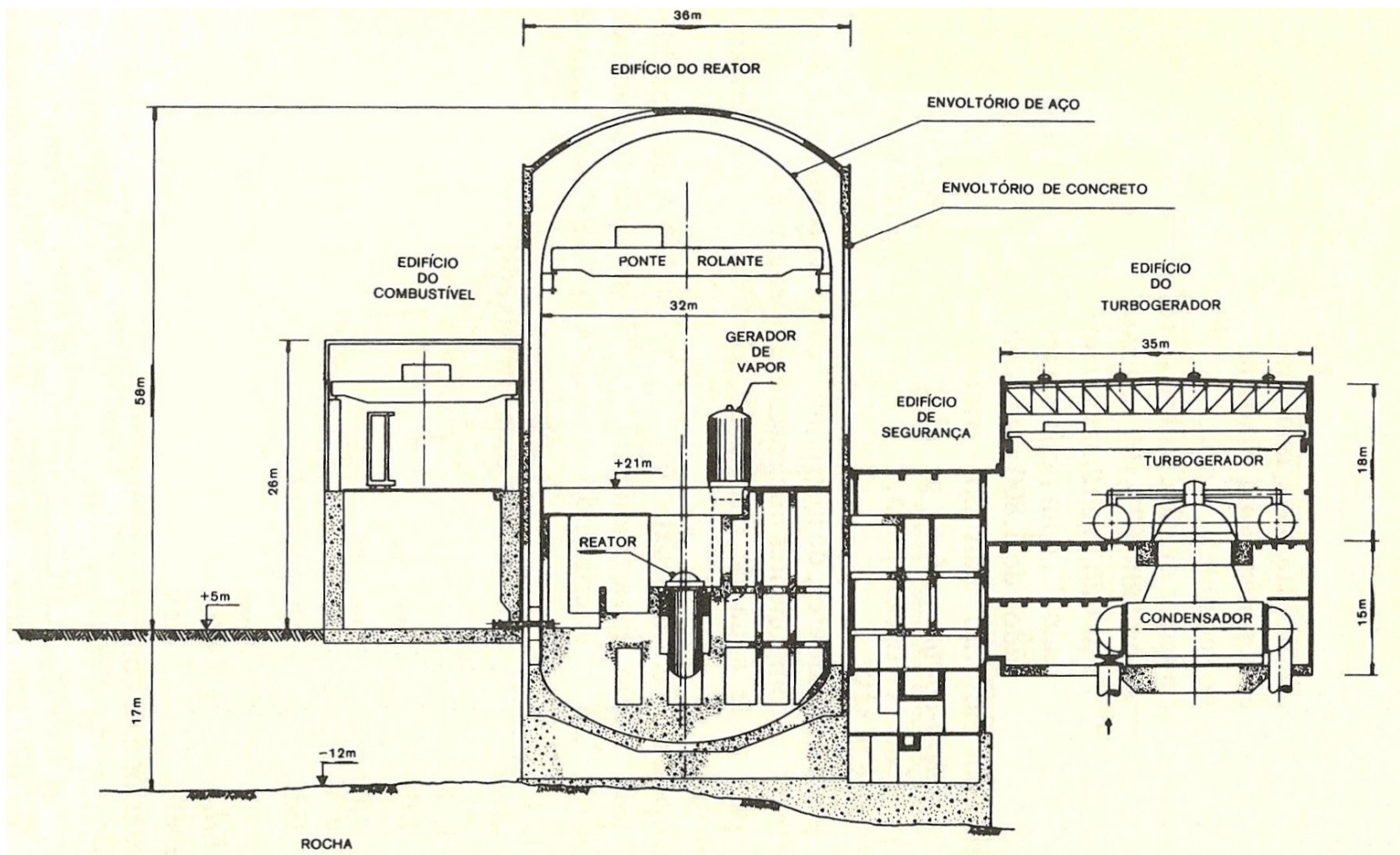


Figura 14 – Diagrama detalhado da usina nucleoeleétrica Angra 1.

ANGRA 2

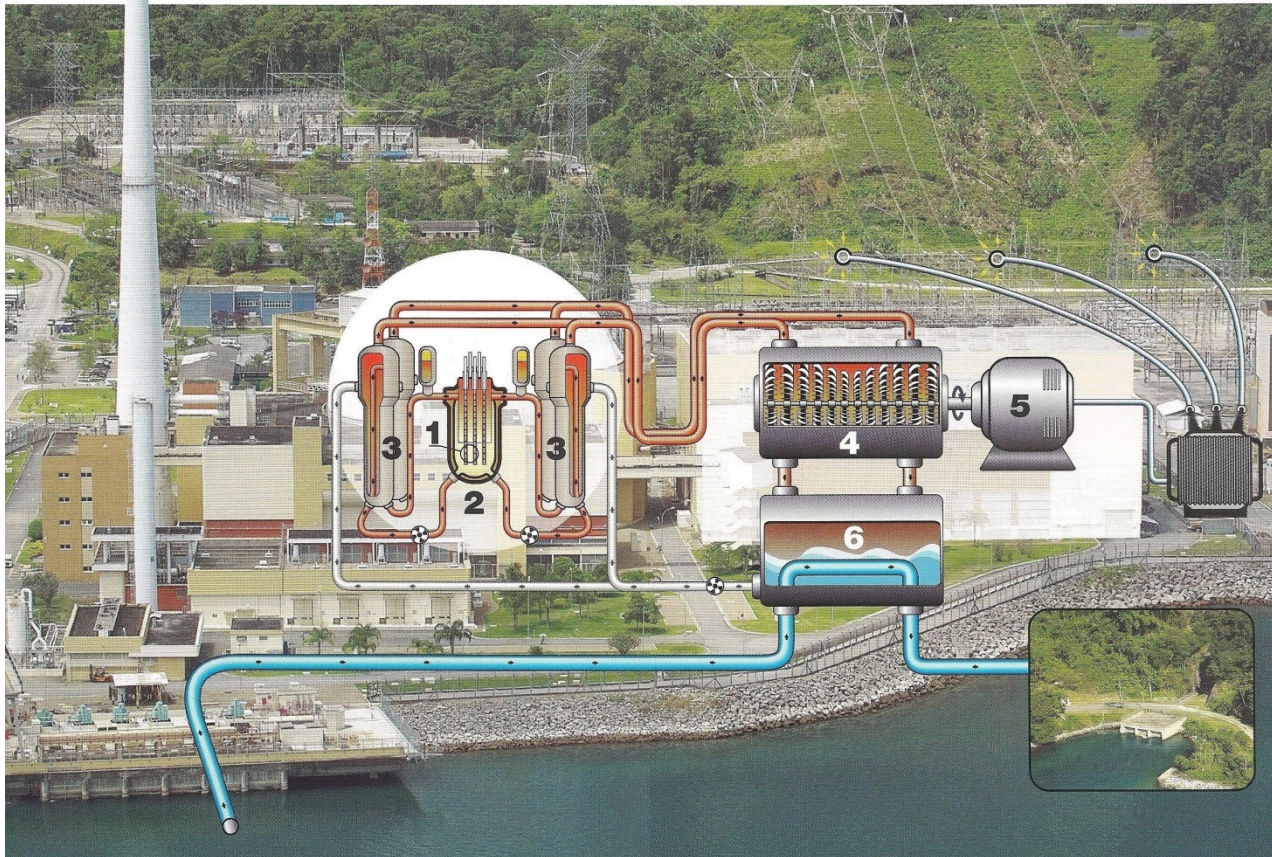


Figura 15 – Representação esquemática da usina nucleoeletrica Angra 2, na qual estão indicados: 1) Elementos combustíveis; 2) Vaso de pressão; 3) Geradores de vapor (há quatro); 4) Turbinas; 5) Gerador elétrico; 6) Condensador.

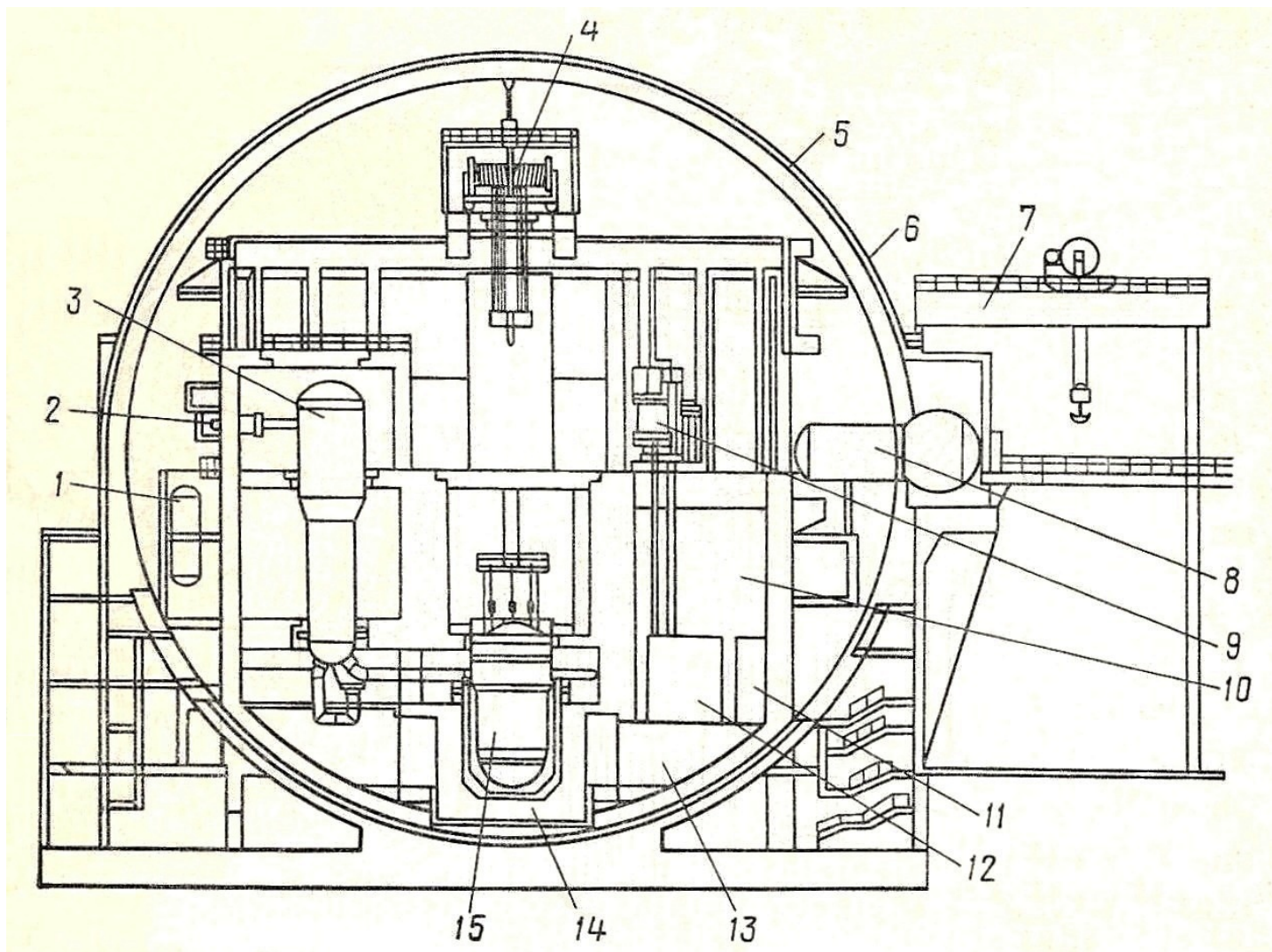


Figura 16 – Diagrama detalhado da usina nucleoeletrica Angra 2, no qual estão indicados: 1) Tanque de água; 2) Linha principal de vapor; 3) Gerador de vapor; 4) Ponte rolante; 5) Envoltório externo de concreto reforçado; 6) Envoltório interno de aço carbono; 7) Ponte polar; 8) Eclusa para acesso de materiais e equipamentos; 9) Máquina de recarga do combustível nuclear; 10) Piscina do combustível nuclear usado; 11) Poço de estocagem do combustível nuclear novo; 12) Células de estocagem do combustível nuclear gasto; 13) Câmara para depositar equipamentos; 14) Blindagem biológica de concreto; 15) Vaso de pressão do reator.

K – Reatores refrigerados a água fervente (BWR)

Há vantagens evidentes em permitir que ocorra ebulição no cerne de um reator nuclear refrigerado e moderado a água, particularmente se o vapor assim produzido for separado da água saturada e em seguida canalizado diretamente para as turbinas, configurando um ciclo direto. Esse sistema elimina a necessidade da existência de trocadores de calor, que são parte integrante do projeto de reatores nucleares PWR e acarretam tanto perdas termodinâmicas quanto aumento de custos. Uma vez que não há necessidade de impedir a ocorrência de ebulição no cerne, a pressão no reator nuclear pode ser muito mais baixa que a utilizada em um reator nuclear PWR no qual vapor de água é produzido nas mesmas condições, o que constitui mais um aspecto favorável.

As dúvidas existentes inicialmente em relação aos reatores nucleares de potência refrigerados a água fervente (BWR) referiam-se ao efeito que a ocorrência de ebulição no cerne teria sobre a segurança e a estabilidade do reator. Temia-se também o risco de contaminação radioativa quando o vapor de água gerado no cerne circulasse através das turbinas. Diversos testes e experimentos mostraram que essas preocupações na verdade não representam problemas sérios. A ocorrência de ebulição no cerne do reator se mostrou segura e vapor de água com frações de secura de até 15% chegou a ser obtido na saída do cerne. O problema de contaminação radioativa pode ser amplamente superado garantindo-se que a água utilizada no sistema apresente um grau de pureza bastante alto.

Os reatores nucleares BWR foram desenvolvidos paralelamente aos reatores nucleares PWR nos EUA e, assim como estes últimos, passaram a ser construídos posteriormente em grande número não apenas em território estadunidense, mas também em países como Suécia, Alemanha e Japão. O primeiro reator nuclear desse tipo, o BWR Vallecitos, começou a funcionar em 1957 gerando 5 MW elétricos. Desde então, 43 usinas nucleoeletricas nos EUA foram equipadas com reatores BWR projetados e construídos pela General Electric Company, a empresa que lidera mundialmente a tecnologia desse tipo de reator. Dessas usinas nucleoeletricas, 32 ainda continuam em operação.

Em muitos aspectos, um reator nuclear BWR é semelhante a um reator nuclear PWR. A diferença principal é a ausência de um trocador de calor entre o reator nuclear e o ciclo de potência termodinâmico, conforme mostrado esquematicamente na Figura 17. Os dados apresentados a seguir são típicos dos reatores nucleares BWR em funcionamento atualmente.

O combustível nuclear é constituído por pastilhas de dióxido de urânio (UO_2) com 10,6 mm de diâmetro e 12,0 mm de comprimento. Essas pastilhas são acondicionadas em tubos de revestimento feitos de Zircaloy-2 (uma liga de zircônio), com 12,3 mm de diâmetro e 3,75 m de comprimento cada, pressurizados com gás hélio e lacrados por soldagem para assim formar varetas combustíveis. Por sua vez, essas varetas combustíveis são posicionadas segundo arranjos quadrados de 7 x 7 ou 8 x 8 com 14 cm de lado e mantidas fixas no interior de caixas de Zircaloy-4. Essas caixas constituem os elementos combustíveis, que em conjunto formam o cerne do reator nuclear. Há aproximadamente 580 elementos combustíveis desse tipo em um cerne com 4,7 m de diâmetro e 3,75 m de altura, totalizando uma carga de combustível nuclear igual a 140 toneladas. O espaçamento existente entre as varetas combustíveis é um

pouco maior que em um reator nuclear PWR, fato que torna o diâmetro do cerne um pouco maior. O urânio contido no combustível nuclear é enriquecido entre 1,7% e 2,5% em ^{235}U , enquanto o combustível nuclear de troca em geral contém entre 2,5% e 3,5% de ^{235}U . O vaso de pressão tem 21,6 m de altura e 6,05 m de diâmetro interno, apresentando uma parede com espessura igual a 152 mm.

Em alguns países, utiliza-se óxido misto (designado como MOX), com 6,75% em massa de PuO_2 em média, perfazendo no máximo 30% da carga total de combustível nuclear em reatores BWR. Atualmente, apenas Alemanha e Índia utilizam MOX em reatores BWR.

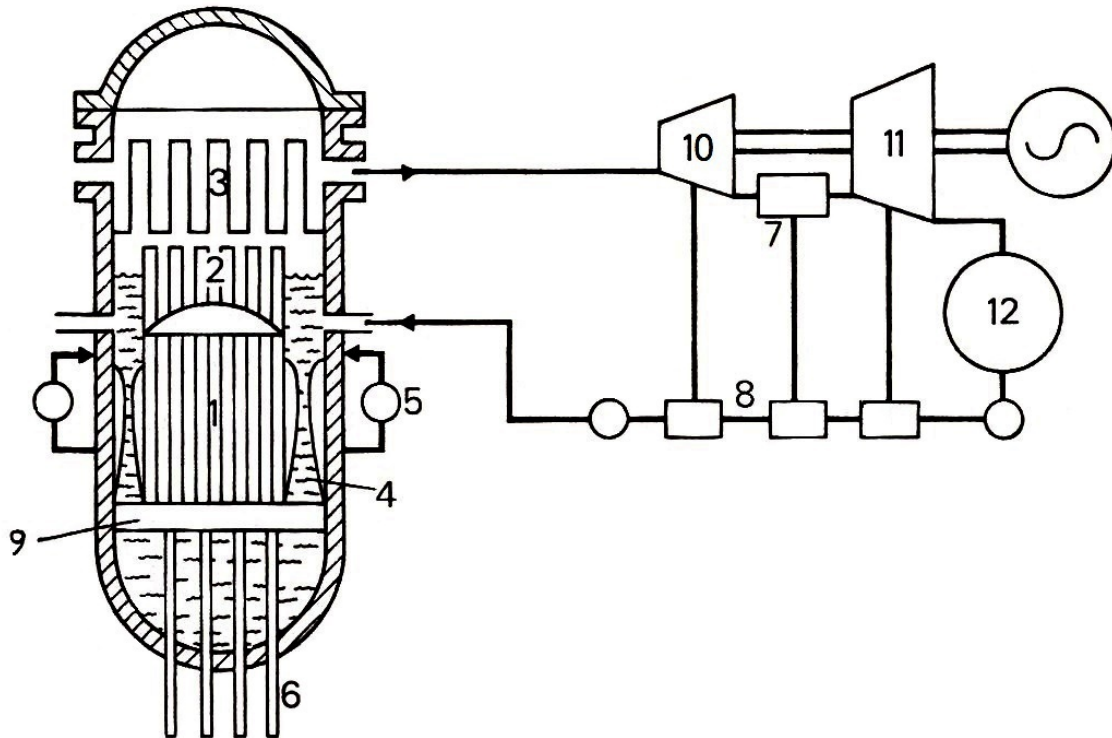


Figura 17 – Esquema representativo de um reator nuclear BWR, onde estão indicados os seguintes componentes: 1) Cerne do reator; 2) Separadores de vapor; 3) Secadores de vapor; 4) Bomba de refrigeração a jato; 5) Bomba de recirculação; 6) Barras de controle; 7) Separador de umidade e reaquecedor; 8) Pré-aquecedores; 9) Estrutura de sustentação do cerne; 10) Turbina de alta pressão; 11) Turbina de baixa pressão; 12) Condensador.

A água fervente, que funciona como refrigerante e moderador no vaso de pressão, encontra-se a uma pressão de 72,5 atm. O vapor de água saturado é fornecido às turbinas com temperatura de 281 °C e pressão de 65 atm. Nota-se que as condições do vapor de água fornecido às turbinas são semelhantes às obtidas com um reator nuclear PWR, porém tanto a pressão da água no interior do vaso de pressão quanto a espessura da parede do mesmo são bem menores. A potência térmica fornecida por um reator nuclear BWR típico é 3580 MW, a partir da qual são gerados entre 1200 MW e 1260 MW elétricos.

A mistura água-vapor sai do cerne pela parte superior, passando por separadores de vapor e secadores de vapor. Os separadores de vapor são constituídos por uma série de tubos verticais fixados por soldagem a uma base comum, cada um contendo

internamente diversas pás que obrigam a mistura água-vapor a efetuar um movimento helicoidal. Este movimento tem como finalidade separar a água do vapor. A água separada é recirculada e a umidade remanescente no vapor é retirada nos secadores.

Devido ao fato do espaço acima do cerne estar ocupado por separadores e secadores de vapor, as barras de controle do reator nuclear são instaladas embaixo do cerne. Cada barra de controle possui seu próprio mecanismo de movimentação, que é operado hidráulicamente. As barras de controle são cruciformes e a inserção destas no cerne se faz de baixo para cima, em meio aos espaços existentes entre os elementos combustíveis. O material utilizado nas barras de controle é carbeto de boro (B_4C), revestido com aço inoxidável.

Os reatores nucleares BWR são projetados de maneira que os maiores fluxos de calor obtidos em condições operacionais normais atinjam cerca de 50% dos valores previstos para o fluxo de calor crítico. Esse tipo de reator nuclear possui também coeficientes de reatividade negativos, de maneira que se a potência térmica do reator nuclear aumenta e mais ebulição ocorre produzindo, portanto, maior quantidade de vapor de água, a reatividade do reator diminui e a potência do mesmo tende a diminuir. Esse é um efeito seguro e auto-estabilizante, tornando possível controlar o reator nuclear também por meio da variação da taxa de escoamento do refrigerante pelo cerne. Por exemplo, caso seja necessário reduzir a potência do reator nuclear, diminui-se a taxa de escoamento do refrigerante, provocando como consequência um aumento na quantidade de vapor produzido, o que causa uma redução de potência do reator nuclear sem a necessidade de acionar as barras de controle.

Mais recentemente, aperfeiçoamentos foram introduzidos no projeto de reatores nucleares BWR com a finalidade principal de proporcionar melhorias nos aspectos operacionais e de segurança, dando origem ao chamado reator nuclear avançado refrigerado a água fervente (ABWR), desenvolvido pela empresa General Electric Company junto com fabricantes de reatores BWR de outros países. Essas melhorias incluem aumento da potência térmica fornecida, introdução de bombas de refrigeração internas, reforço da blindagem de concreto e instalação de sistemas de segurança adicionais. Como resultado dessas alterações, o vaso de pressão passou a ter 7,1 m de diâmetro interno e 174 mm de espessura de parede, o número total de elementos combustíveis no cerne foi aumentado para 872 e o tamanho do cerne do reator nuclear foi aumentado para 5,16 m de diâmetro. A potência térmica fornecida pelo reator nuclear aumentou para 3926 MW, a partir da qual são gerados 1356 MW elétricos. O reator nuclear ABWR é já equipa duas usinas nucleoeletricas em operação desde 1996 no Japão.

L – Reatores refrigerados a água pesada pressurizada (PHWR)

O valor extremamente baixo da seção de choque para captura radiativa de nêutron térmico pela água pesada (1,06 mb por molécula) a tornam um moderador excelente para reatores nucleares térmicos, que pode ser também usada como refrigerante.

Reatores moderados e refrigerados a água pesada podem ser abastecidos com urânio natural e apresentam boa economia de nêutrons. Quanto ao combustível nuclear, essas características proporcionam baixos custos, boas taxas de conversão e índices

elevados de utilização. Uma desvantagem da água pesada é o custo muito elevado para produzi-la, o que torna importante evitar perdas em tubulações e trocadores de calor. Outra desvantagem é a temperatura crítica da água pesada (374 °C), a qual limita a temperatura máxima do refrigerante e torna necessário submetê-lo a pressões muito elevadas. Cabe destacar que, em razão dessa última limitação, as características termodinâmicas de reatores refrigerados a água pesada e de reatores refrigerados a água são muito semelhantes.

No final da Segunda Guerra Mundial, apenas o Canadá possuía uma instalação industrial necessária para produzir quantidades consideráveis de água pesada. Essa capacidade foi decisiva para que, nos anos seguintes, aquele país optasse pelo desenvolvimento de reatores nucleares de potência refrigerados e moderados a água pesada, que culminou com o início da operação do primeiro reator deste tipo em 1962 para geração de eletricidade. Esse tipo de reator nuclear de potência, denominado reator refrigerado a água pesada pressurizada (PHWR), é também usualmente designado como CANDU (um acrônimo para “Canadian Deuterium Uranium”). Atualmente, toda a capacidade nucleoeletrica instalada do Canadá é constituída por 19 reatores nucleares PHWR. Esse tipo de reator nuclear teve algumas unidades exportadas para Índia, Argentina, Romênia, Coreia do Sul, Paquistão e China. Uma das três usinas nucleoeletricas da Argentina (Embalse) e as duas usinas nucleoeletricas da Romênia são equipadas com reatores nucleares PHWR. Atualmente há também, entre outros, 18 reatores nucleares PHWR equipando usinas nucleoeletricas em operação na Índia e 4 equipando usinas nucleoeletricas em operação na Coreia do Sul.

Os reatores nucleares PHWR possuem algumas características que os distinguem dos demais tipos de reatores nucleares de potência. Para descrevê-las, será considerado como exemplo um reator da central nucleoeletrica de Pickering, Ontário, Canadá.

O moderador é contido em um vaso cilíndrico denominado calândria, feito de aço inoxidável, com espessura de parede igual a 26,8 mm e cujo eixo apresenta orientação horizontal. A calândria possui 6 m de comprimento e 7,1 m de diâmetro. Tubos horizontais de Zircaloy-2 (uma liga de zircônio), num total de 380, passam através da calândria. No interior de cada um desses tubos há um tubo de pressão de Zircaloy-2 com diâmetro interno igual a 104 mm, sendo o espaço, existente entre os dois tubos, preenchido com gás hélio para obter isolamento térmico. Essa configuração permite que a água pesada dentro da calândria seja mantida a uma temperatura mais baixa (65 °C) e que a água pesada refrigerante contida nos tubos seja pressurizada. Dessa forma o moderador e o refrigerante, embora sendo ambos constituídos por água pesada, estão separados fisicamente no reator nuclear.

Dentro de cada tubo de pressão há 12 feixes combustíveis cilíndricos que se encontram enfileirados horizontalmente, cada um com 10 cm de diâmetro, 50 cm de comprimento e formado por um conjunto de 28 varetas combustíveis. O combustível nuclear é dióxido de urânio natural (UO₂) na forma de pastilhas com 14,8 mm de diâmetro e 22,3 mm de comprimento que, acondicionadas em tubos de Zircaloy-4 (uma liga de zircônio) com 0,42 mm de espessura e 15,6 mm de diâmetro, formam as varetas combustíveis após terem sido lacrados por soldagem. A carga total de combustível no cerne desse reator nuclear perfaz 90,5 toneladas de UO₂ e o diâmetro efetivo do cerne é 6,74 m. O feixe combustível é projetado para proporcionar economia significativa de nêutrons, incluindo o mínimo de material estrutural possível. Consequentemente,

apenas 0,7% dos nêutrons são absorvidos por componentes do feixe combustível que não constituem o combustível nuclear (UO_2) propriamente dito. A temperatura máxima do combustível nuclear alcança cerca de 2000 °C no eixo central centro da pastilha de UO_2 , enquanto na superfície externa do revestimento da vareta combustível, feito de Zircaloy-4, a temperatura atinge 304 °C.

Nas extremidades de cada tubo horizontal que passa através da calândria, há máquinas operadas remotamente para remover e inserir feixes combustíveis, permitindo reabastecer o combustível nuclear com o reator em pleno funcionamento. O tempo de utilização de um feixe combustível no cerne de um reator nuclear CANDU perfaz apenas aproximadamente entre 20% e 30% do tempo de utilização de um elemento combustível no cerne de um reator nuclear PWR. Assim, para um reator nuclear CANDU, o reabastecimento de combustível nuclear com o reator funcionando constitui uma necessidade operacional sob o aspecto econômico.

O controle do reator nuclear abrange os seguintes métodos: a) Uma vez atingido o equilíbrio em um ciclo de operação, a reatividade é mantida em um nível adequado mediante reabastecimento de combustível nuclear com o reator em operação. A taxa média de reabastecimento totaliza cerca de nove feixes combustíveis por dia para compensar a diminuição de reatividade decorrente do consumo de material físsil contido no combustível nuclear; b) O controle de reatividade em condições normais de operação do reator é efetuado por 14 compartimentos de controle zonal, distribuídos pelo cerne. Esses compartimentos são tubos que podem ser preenchidos com água, reduzindo assim a reatividade mediante aumento da absorção de nêutrons; c) Um dispositivo adicional, usado para uniformizar tanto quanto possível o fluxo neutrônico ao longo do cerne, consiste em 21 barras ajustadoras que podem ser inseridas verticalmente entre os tubos da calândria. Essas barras são feitas de cobalto revestidas com Zircaloy-4 porque o radionuclídeo ^{60}Co , produzido durante a irradiação no cerne do reator pela reação nuclear $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$, possui valor comercial; d) O desligamento rápido do reator é efetuado deixando-se cair verticalmente dentro da calândria, a partir do topo desta por ação gravitacional, 28 barras de cádmio revestidas com aço inoxidável AISI 304L. Caso seja necessário, pode ser acionado também um sistema para injetar rapidamente uma solução de nitrato de gadolínio ($\text{Gd}(\text{NO}_3)_3$) no moderador; e) No início de um ciclo de operação do reator, quando o cerne do reator recebe uma carga de combustível nuclear novo, ácido bórico (H_3BO_3) pode ser adicionado ao moderador para auxiliar no controle de reatividade. O ácido bórico não consumido durante o ciclo de operação do reator pode ser removido do moderador com a utilização de resinas de troca iônica, quando necessário.

A pressão da água pesada refrigerante no reator nuclear é 88,3 atm, e as temperaturas com que esse fluido entra e sai do cerne são respectivamente 250 °C e 293 °C. Nos trocadores de calor, vapor é produzido a 251 °C e 41 atm. A potência térmica fornecida por reator desse tipo (há seis deles em operação na central nucleoeletrica de Pickering) é 1744 MW, a partir da qual são gerados 515 MW elétricos, resultando em uma eficiência térmica de 29,5%. Esse valor relativamente baixo da eficiência é compensado pelo baixo custo do combustível nuclear utilizado, pois a fabricação do mesmo não requer o enriquecimento do urânio. Na Figura 18 é mostrado o esquema representativo de um dos seis reatores nucleares PHWR em operação na central nucleoeletrica de Pickering. O reator nuclear PHWR denominado CANDU é classificado como sendo reator nuclear PHWR com tubos de pressão.

A excelente economia de nêutrons decorrente da utilização de água pesada como moderador proporciona um uso altamente eficiente do ^{235}U contido no combustível nuclear. Em comparação com um reator nuclear PWR, gera-se o dobro de energia por unidade de ^{235}U consumido, com tipicamente 50% dessa energia sendo proveniente da fissão do ^{239}Pu produzido durante a irradiação a partir do ^{238}U presente no combustível nuclear. Por sua vez, o combustível nuclear gasto de um reator nuclear PHWR contém aproximadamente duas vezes mais ^{239}Pu do que o combustível nuclear gasto oriundo de um reator nuclear PWR.

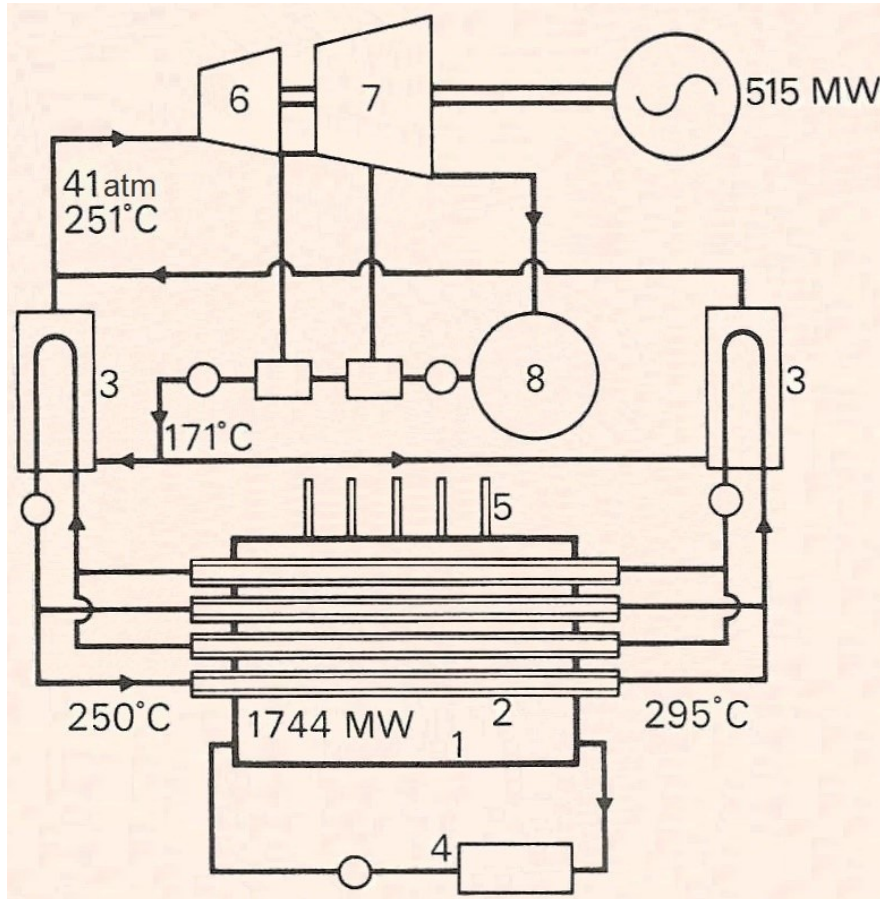
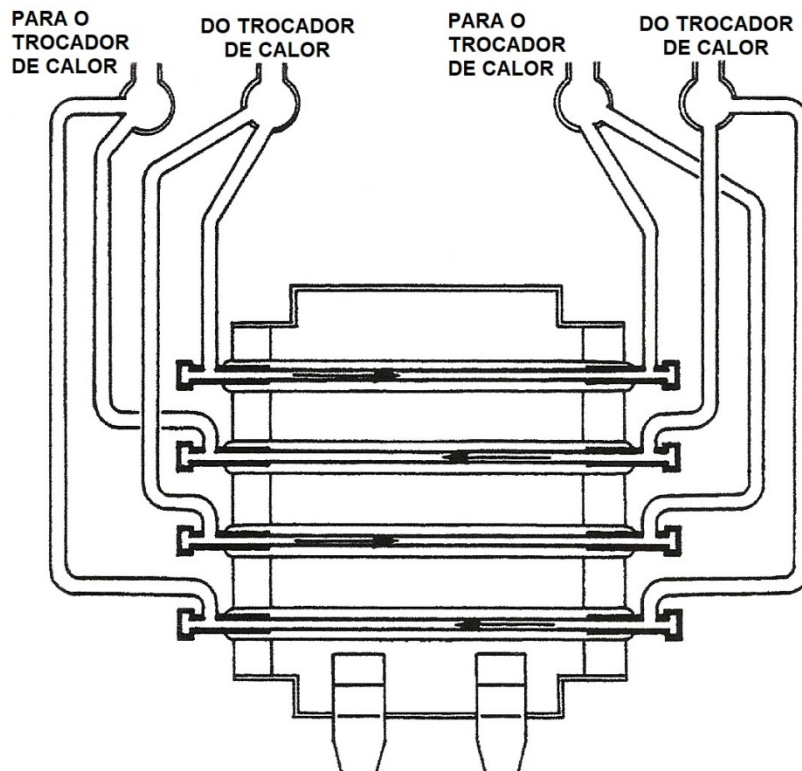
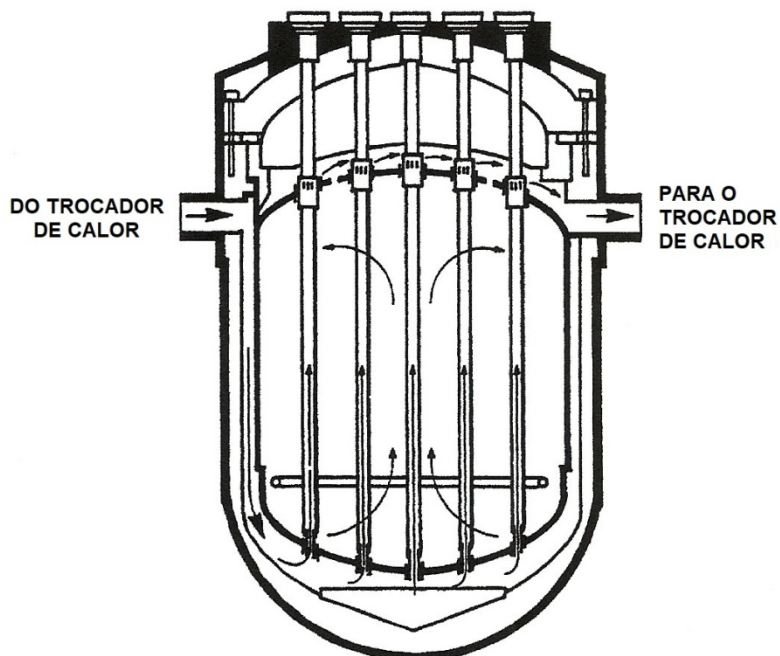


Figura 18 – Esquema representativo de um reator nuclear PHWR que equipa a central nucleoeletrica de Pickering, Ontário, Canadá. Nesse esquema, estão indicados os seguintes componentes: 1) Calândria; 2) Tubos de pressão (apenas quatro tubos são mostrados); 3) Trocadores de calor; 4) Circuito de refrigeração do moderador; 5) Barras de controle; 6) Turbina de alta pressão; 7) Turbina de baixa pressão; 8) Condensador.

Além do reator nuclear PHWR com tubos de pressão (CANDU), muito mais utilizado, existe o reator nuclear PHWR com vaso de pressão, no qual a água pesada moderador está contida em um recipiente pressurizado, embora separada fisicamente da água pesada refrigerante por tubos metálicos relativamente finos que não precisam suportar diferenças de pressão. A vantagem principal do reator nuclear PHWR com vaso de pressão consiste em evitar a rede de tubulação complicada associada ao número elevado de tubos de pressão existentes em um reator nuclear PHWR com tubos de pressão (CANDU). Por outro lado, a desvantagem principal do reator nuclear PHWR com vaso de pressão consiste na necessidade de um vaso de pressão robusto para conter a água pesada pressurizada. A comparação entre os projetos de reator nuclear PHWR com tubos de pressão e com vaso de pressão é mostrada na Figura 19.



Reator PHWR com tubos de pressão (CANDU)



Reator PHWR com vaso de pressão

Figura 19 – Comparação entre os projetos de reator nuclear PHWR com tubos de pressão e com vaso de pressão.

A usina nucleoeletrica argentina Atucha 2 é equipada com um reator nuclear PHWR com vaso de pressão e será descrita a seguir. Localizada na cidade de Lima, Província de Buenos Aires, Argentina, essa usina começou a operar comercialmente em 2014. O vaso de pressão do reator é grande, com diâmetro de aproximadamente 7,4 m e altura ativa de 5,3 m. Os espaçamentos superior e inferior desse vaso de pressão são ocupados em grande parte por blocos de preenchimento, feitos de aço, para reduzir a quantidade de água pesada necessária. O cerne do reator nuclear contém 451 elementos combustíveis posicionados verticalmente dentro de igual número de canais por onde passam a água pesada refrigerante, denominados canais de refrigeração. Cada um desses canais é conectado ao pleno inferior e ao pleno superior do vaso de pressão, atravessando um grande tanque onde está contida a água pesada moderador. Por razões de controle de reatividade, o moderador nesse tanque é mantido a temperatura menor que o refrigerante nos canais. Isso é conseguido por um sistema de refrigeração separado e exclusivo para o tanque onde está contido o moderador. Durante a operação do reator a plena carga, 95% da potência térmica total é gerada no combustível nuclear e os restantes 5% no tanque onde está contida a água pesada moderador.

O combustível nuclear consiste em dióxido de urânio (UO_2) natural ou com grau de enriquecimento em ^{235}U igual a 0,85%, no formato de pastilhas cilíndricas com 10,7 mm de diâmetro e 12,0 mm de comprimento. Essas pastilhas são acondicionadas dentro do revestimento constituído por um tubo de Zircaloy-4 com 11,9 mm de diâmetro e 5,30 m de comprimento, lacrado por soldagem para formar uma vareta combustível. Por fim, cada elemento combustível contém 36 varetas combustíveis e 1 vareta estrutural, mantidas fixas por intermédio de grades espaçadoras em um arranjo circular com 10,45 cm de diâmetro. O comprimento total de um elemento combustível é 6,03 m. O cerne do reator nuclear contém 451 elementos combustíveis. O combustível nuclear pode ser reabastecido com o reator em funcionamento.

Diversos métodos são empregados para o controle do reator nuclear. Para tanto, são utilizadas 18 barras de controle, feitas de háfnio (Hf) ou de aço inoxidável, assim como um sistema de desligamento independente para injeção rápida de uma solução de ácido bórico no tanque onde está contida a água pesada moderador. Outro método de controle é obtido mediante variação da temperatura do moderador dentro de certa faixa. Uma característica peculiar desse reator nuclear é a inserção das barras de controle no cerne ser efetuada obliquamente, formando um ângulo de 20° em relação à direção vertical. A inserção inclinada foi projetada de maneira que o acionamento das barras de controle deixe livre o espaço que se encontra sobre o vaso de pressão, destinado à movimentação da máquina de carga e descarga de combustível nuclear.

No cerne do reator nuclear, a água pesada refrigerante se encontra à pressão de 115 atm e à temperatura média de 278°C , enquanto a água pesada moderador está à temperatura média de 170°C , com a temperatura máxima atingindo 220°C . O reator nuclear é equipado com dois circuitos de refrigeração. Na saída dos trocadores de calor, vapor é produzido a 271°C e 54,9 atm. A potência térmica fornecida pelo reator nuclear é 2160 MW, a partir da qual são gerados 745 MW elétricos. O diagrama do vaso de pressão do reator nuclear PHWR que equipa a usina nucleoeletrica Atucha 2 é mostrado na Figura 20. Desde 1974 também opera comercialmente na cidade de Lima, Província de Buenos Aires, Argentina, a usina nucleoeletrica Atucha 1, igualmente equipada com um reator nuclear PHWR com vaso de pressão, mas que gera 362 MW elétricos. Atucha 1 foi a primeira usina nucleoeletrica a entrar em funcionamento na América Latina.

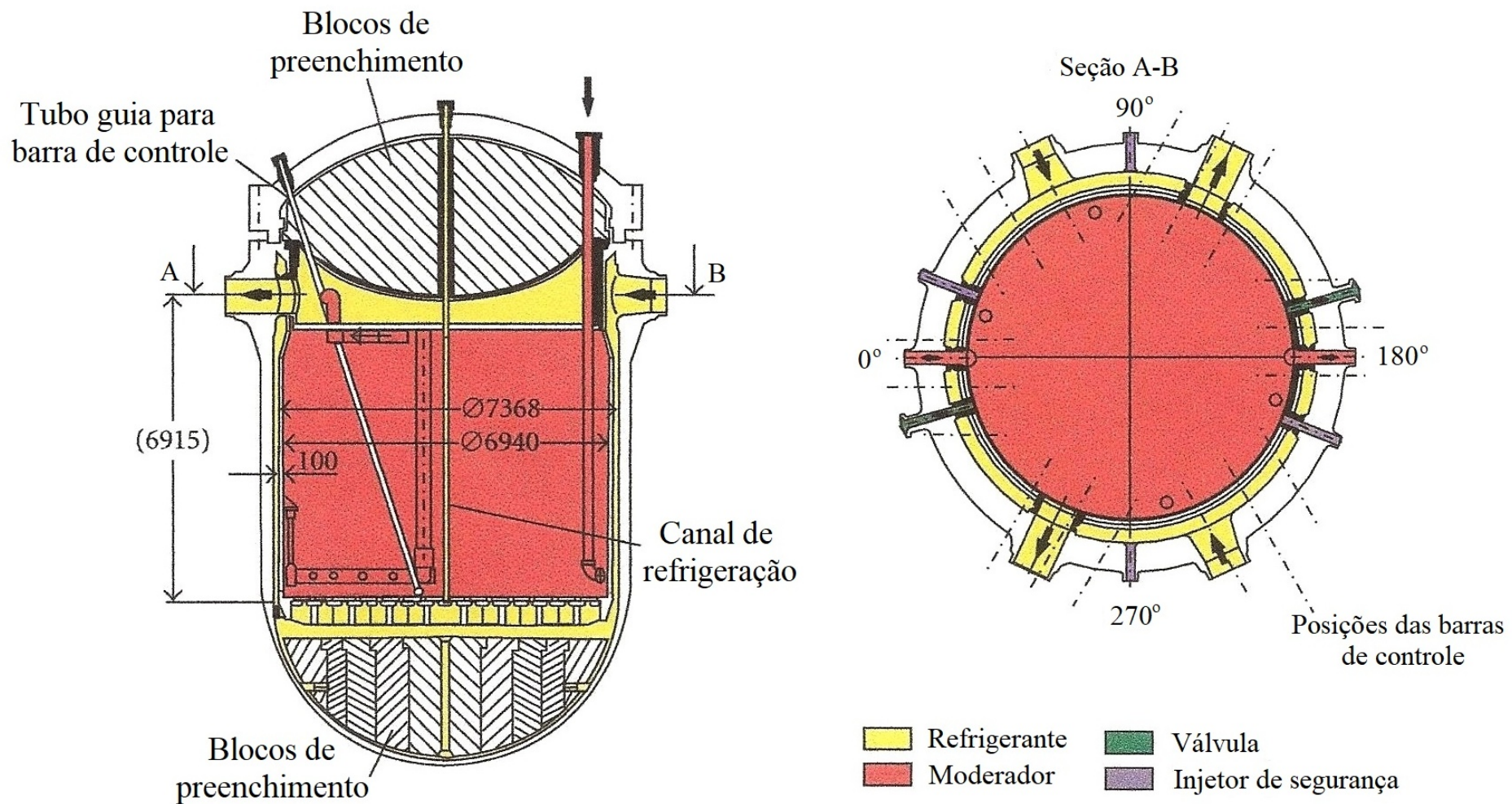


Figura 20 – Diagrama do vaso de pressão do reator nuclear da central nucleoeleétrica Atucha 2, no qual estão indicados apenas um tubo guia para barra de controle e um canal de refrigeração.

Uma versão alternativa do reator nuclear PHWR é o reator nuclear moderado a água pesada e refrigerado a água. A substituição de água pesada por água como refrigerante reduz consideravelmente o custo do reator. Nessa versão, aproximadamente 30% da moderação de nêutrons ocorre na água refrigerante. Portanto, nessa versão ainda é possível usar combustível nuclear contendo urânio natural, embora geralmente seja utilizado urânio levemente enriquecido. Uma vantagem adicional desse sistema é que se pode deixar a água ferver nos tubos de pressão, utilizando-se um sistema de ciclo direto, no qual a separação da mistura de água e vapor é efetuada em cilindros rotatórios externos e vapor saturado seco é fornecido para as turbinas. Esse tipo de reator nuclear combina as características favoráveis da água pesada enquanto moderador com o ciclo direto de um reator nuclear BWR. O reator nuclear gerador de vapor moderado a água pesada (SGHWR), desenvolvido no Reino Unido e que operou em Winfrith Heath, Dorset, entre 1967 e 1990 (Winfrith SGHWR), é um exemplo de reator nuclear que utilizou um sistema de ciclo direto.

A calândria desse reator nuclear SGHWR possuía eixo orientado verticalmente (conforme ilustrado na Figura 3), com 3,96 m de altura e 3,70 m de diâmetro. Tubos verticais de Zircaloy-2 (uma liga de zircônio), num total de 104, passavam através da calândria. No interior de cada um desses tubos havia um tubo de pressão de Zircaloy-2 com diâmetro interno igual a 130 mm. Essa configuração permitia que a água pesada moderador dentro da calândria fosse mantida a uma temperatura mais baixa (no máximo 80 °C) e que a água refrigerante contida nos tubos fosse pressurizada. Dessa forma, o moderador (água pesada) e o refrigerante (água) estavam separados fisicamente no reator nuclear.

Dentro de cada tubo de pressão havia um elemento combustível cilíndrico posicionado verticalmente, cada um com 12,20 cm de diâmetro, 3,66 m de comprimento e formado por um conjunto de 36 varetas combustíveis. O combustível nuclear era dióxido de urânio (UO_2) natural ou com grau de enriquecimento em ^{235}U que no máximo perfazia 2,28%, na forma de pastilhas com 14,5 mm de diâmetro e 15,2 mm de comprimento que, acondicionadas em tubos de Zircaloy-2 (uma liga de zircônio) com 0,71 mm de espessura e 16 mm de diâmetro, formavam as varetas combustíveis após terem sido lacrados por soldagem. A carga total de combustível no cerne desse reator nuclear perfazia 24,3 toneladas de UO_2 e o diâmetro efetivo do cerne era 3,12 m.

Ao contrário dos demais reatores nucleares moderados a água pesada, o reator nuclear SGHWR não dispunha de um sistema capaz de efetuar o reabastecimento de combustível nuclear com o reator funcionando.

O controle do reator nuclear SGHWR abrangia os seguintes métodos: a) Ajuste da altura do moderador na calândria; b) Calibração da concentração de ácido bórico (H_3BO_3) adicionado ao moderador; c) Acionamento de um sistema de desligamento emergencial para desencadear o preenchimento rápido de 12 compartimentos tubulares separados, distribuídos na calândria, com uma solução de borato de lítio ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$), acompanhado por drenagem do moderador.

A pressão da água refrigerante no reator nuclear era 66 atm, e as temperaturas com que esse fluido entrava e saía do cerne eram respectivamente 275 °C e 281 °C. A água refrigerante entrava em ebulição ao passar em torno do elemento combustível, com cerca de 10% sendo convertida em vapor. O vapor era então separado da água por meio

de separadores e secadores. Nos trocadores de calor, a temperatura do vapor atingia 278 °C a uma pressão de 60,5 atm. O reator nuclear era equipado com dois circuitos de refrigeração e o vapor proveniente de ambos era direcionado unificadamente para uma só turbina. A potência térmica fornecida por esse reator era 292 MW, a partir da qual eram gerados 92 MW elétricos. Na Figura 21 é mostrado o esquema representativo do reator nuclear SGHWR.

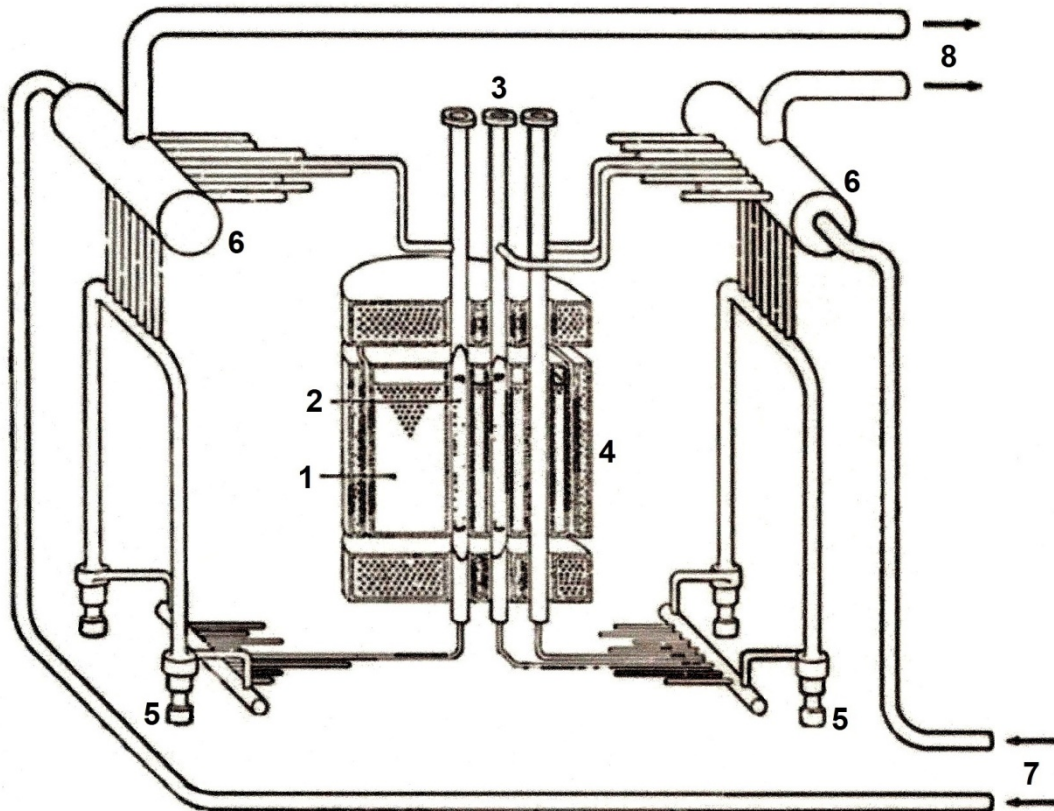


Figura 21 – Esquema representativo do reator nuclear SGHWR. Nesse esquema, estão indicados os seguintes componentes: 1) Calândria contendo água pesada; 2) Elemento combustível; 3) Tubos de pressão (apenas três tubos são mostrados); 4) Blindagem biológica; 5) Bombas de refrigeração; 6) Trocadores de calor; 7) Entrada de água; 8) Saída de vapor de água para a turbina.

Por fim, cabe mencionar um projeto único, de reator nuclear moderado a água pesada com vaso de pressão, porém refrigerado a gás. Tal reator nuclear, denominado reator nuclear moderado a água pesada e refrigerado a gás (HWGCR), foi construído em Jaslovské Bohunice (na atual Eslováquia) para equipar a primeira usina nucleolétrica da extinta Tchecoslováquia, Bohunice A1, que funcionou entre 1972 e 1977. O gás usado como refrigerante nesse reator era dióxido de carbono (CO_2).

O moderador era contido em um tanque cilíndrico, feito de uma liga especial de alumínio contendo magnésio e silício (SAV-1), com espessura de parede lateral igual a 40 mm, com espessuras de topo e fundo iguais a 100 mm e cujo eixo apresentava orientação vertical. O tanque possuía 4,490 m de diâmetro externo e 5,725 m de altura. Tubos verticais de SAV-1, num total de 148, passavam através do tanque, dispostos segundo um arranjo quadrado com 26 cm de lado, constituindo canais. O cerne do reator apresentava uma zona central com 44 canais e uma zona periférica com 104 canais. O diâmetro interno dos canais era igual a 112 mm na zona central e a 100 mm na zona

periférica. Nessa configuração, a água pesada dentro do tanque era mantida a uma temperatura na faixa entre 40 °C (entrada) e 90 °C (saída), enquanto o dióxido de carbono refrigerante nos canais era pressurizado. Dessa forma o moderador e o refrigerante estavam separados fisicamente no reator nuclear.

Dentro de cada canal havia um elemento combustível cilíndrico posicionado verticalmente, com 108,3 mm de diâmetro, 3,90 m de comprimento ativo e formado por 75 varetas combustíveis (elementos combustíveis inseridos nos canais da zona central) ou com 95,1 mm de diâmetro, 3,90 m de comprimento ativo e formado por 63 varetas combustíveis (elementos combustíveis inseridos nos canais da zona periférica).

O combustível nuclear contido em cada uma dessas varetas consistia em urânio natural metálico com 6,3 mm de diâmetro e 3,90 m de comprimento, revestido por uma liga de magnésio que continha 2% de berílio, com 0,5 mm de espessura e 12 aletas longitudinais com altura de 0,7 mm e pontas de titânio. Em cada elemento combustível havia seis grades espaçadoras, feitas de uma liga de zircônio que continha cobre e molibdênio. Cada elemento combustível era inserido dentro de um tubo feito da mesma liga de zircônio mencionada anteriormente. A carga total de combustível no cerne desse reator nuclear perfazia 23 toneladas de urânio. O cerne do reator nuclear tinha 3,56 m de diâmetro e 3,90 m de altura ativa. A temperatura na superfície externa do revestimento das varetas combustíveis atingia cerca de 500 °C. O combustível nuclear podia ser reabastecido remotamente com o reator nuclear em pleno funcionamento. O vaso de pressão do reator nuclear, feito de aço carbono, tinha 5,45 m de diâmetro externo, 22,45 m de altura total e 15 cm de espessura de parede.

Os sistemas de controle e proteção do reator nuclear consistiam em 4 barras de emergência, 32 barras de desligamento e 4 barras reguladoras. Essas barras estavam posicionadas entre os canais que continham combustível nuclear e eram imersas diretamente no moderador. Motores eram acionados para inserir ou retirar essas barras verticalmente do cerne. Cada barra era constituída por um tubo interno feito de uma liga especial de alumínio contendo magnésio e silício (SAV-6), com 57 mm de diâmetro e espessura de 3,5 mm, contendo rebaixos anulares abrigando inserções de cádmio com espessura de 1,5 mm. O tubo espesso era recoberto com um tubo fino feito de SAV-1, para depois o conjunto inteiro ser unificado por meio de soldagem.

O sistema de refrigeração primário do reator nuclear abrangia 6 circuitos, sendo cada circuito formado por um trocador de calor, um turbo-compressor e duas tubulações paralelas para entrada e saída do dióxido de carbono refrigerante. O dióxido de carbono refrigerante entrava no reator por 12 tubulações na parte superior do vaso de pressão e ingressava em uma câmara onde era misturado, fluindo então através de cada canal e refrigerando um elemento combustível. Após remover o calor gerado nos elementos combustíveis, o dióxido de carbono refrigerante ingressava na câmara quente do reator, onde era misturado novamente e saía do reator por 12 tubulações. O dióxido de carbono refrigerante entrava nos trocadores de calor por essas tubulações, causando evaporação da água e superaquecimento do vapor resultante, o qual era direcionado em seguida para a turbina que acionava o turbo-gerador.

A pressão do dióxido de carbono refrigerante no reator nuclear era 65 atm, e as temperaturas com que esse fluido entrava e saía do cerne eram respectivamente 112 °C e 427 °C. Nos trocadores de calor, vapor era produzido a 410 °C e 31,5 atm. A potência

térmica fornecida pelo reator era 558,7 MW, a partir da qual eram gerados 143,3 MW elétricos, resultando em uma eficiência térmica de apenas 25,65%. Esse valor baixo da eficiência era compensado pelo baixo custo do combustível nuclear utilizado, pois a fabricação do mesmo não requeria o enriquecimento do urânio, que era extraído das minas de Jáchymov, localizadas na própria Tchecoslováquia. Na Figura 22 é mostrado um diagrama do reator nuclear HWGCR.

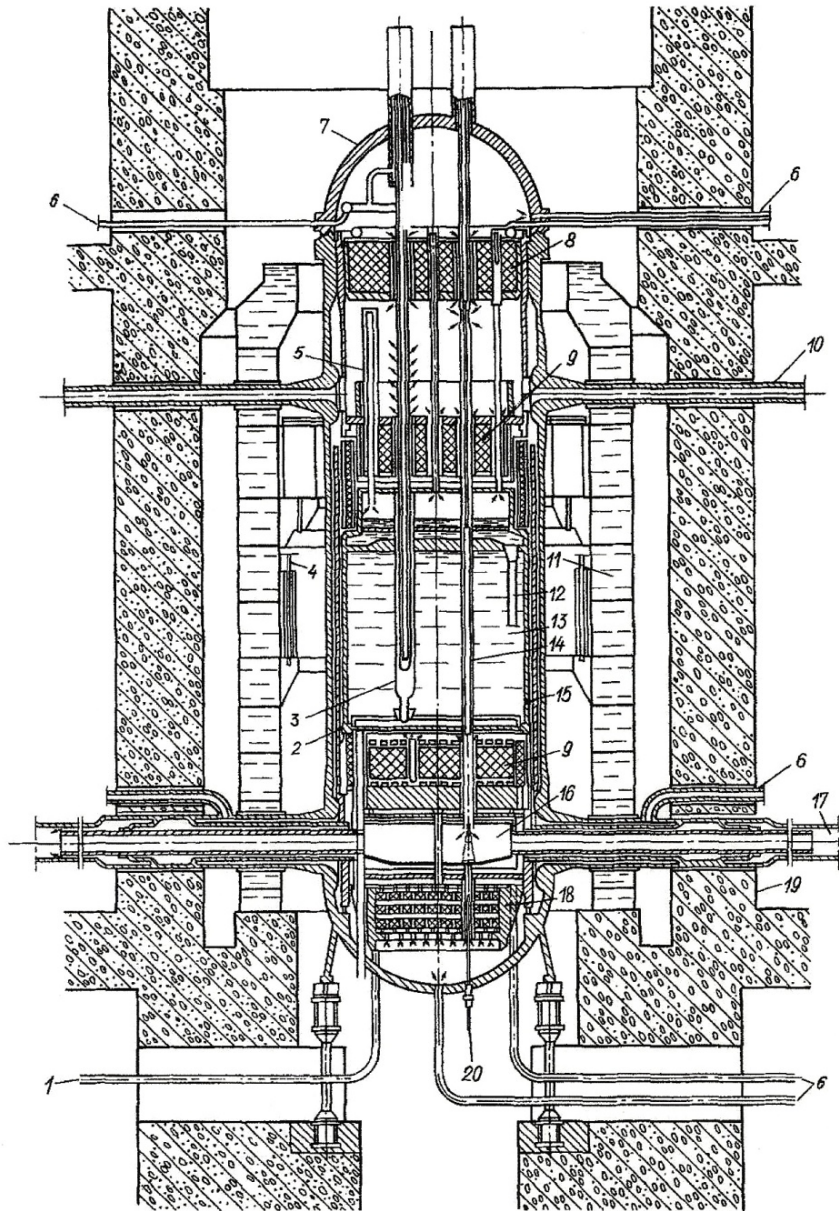


Figura 22 – Diagrama do reator nuclear de potência moderado a água pesada e refrigerado a gás (HWGCR) da usina nucleolétrica Bohunice A1, que funcionou entre 1972 e 1977 em Jaslovské Bohunice, na extinta Tchecoslováquia, gerando 143,3 MW elétricos. No diagrama estão indicados: 1) Entrada de água pesada; 2) Blindagem de aço; 3) Barra de controle; 4) Detector de radiação; 5) Zona de resfriamento após desligamento; 6) Entrada de dióxido de carbono para refrigerar partes do reator; 7) Vaso de pressão; 8) Proteção externa; 9) Blindagem de grafite; 10) Entrada de dióxido de carbono; 11) Blindagem de água; 12) Saída de água pesada; 13) Água pesada; 14) Canal com combustível nuclear; 15) Tanque de água pesada; 16) Câmara quente; 17) Saída do dióxido de carbono; 18) Blindagem inferior; 19) Blindagem de concreto; 20) Saída dos tubos do sistema para monitorar vazamentos em canal com combustível nuclear.

Pacotes de sílica gel eram usados para manter secos os elementos combustíveis novos durante transporte e estocagem. Um desses pacotes se rompeu e pequenas esferas de sílica gel caíram em um elemento combustível novo. As esferas de sílica gel que ficaram na superfície externa do elemento combustível foram removidas pelos operadores. Porém, os operadores não perceberam que algumas esferas de sílica gel haviam caído dentro do elemento combustível e, conseqüentemente, não as removeram. No dia 22 de Fevereiro de 1977, durante uma operação de rotina para reabastecimento de combustível nuclear com o reator em funcionamento, esse elemento combustível foi inserido no cerne do reator. As pequenas esferas de sílica gel reduziram muito a condutividade térmica das varetas combustíveis, além de bloquearam o fluxo de gás carbônico refrigerante. Isso resultou em sobreaquecimento do combustível nuclear e do canal onde o elemento combustível fora inserido. Em decorrência desse sobreaquecimento, tanto o elemento combustível quanto o canal em que estava inserido acabaram seriamente danificados. Esses danos desencadearam sobreaquecimento em todo o cerne, acarretando outros danos estruturais em 25% dos elementos combustíveis. A água pesada moderador entrou em contato com o dióxido de carbono refrigerante em temperatura elevada, causando corrosão no revestimento das varetas combustíveis, vazamento de produtos de fissão radioativos e contaminação dos circuitos de refrigeração primário e secundário. Após esse acidente, a operação do reator nuclear HWGCR nunca mais foi retomada e, dois anos depois, em 1979, decidiu-se desativá-lo definitivamente.

M – Reactores rápidos (FBR)

O primeiro reator rápido do mundo foi construído em Los Álamos, Novo México, EUA, no ano de 1946. Alguns anos depois, em 20 de Dezembro de 1951, o reator rápido denominado Reator Conversor Experimental (EBR-1) em Arco, Idaho, EUA, entrou para a história como o primeiro reator nuclear do mundo a gerar energia elétrica, embora não integrado à rede pública de fornecimento de energia.

Em reatores nucleares rápidos, a energia cinética dos nêutrons que induzem reações nucleares de fissão está situada na faixa entre 10 keV e 1 MeV. Ao contrário do que ocorre em reatores nucleares térmicos, os reatores nucleares rápidos não possuem moderador e utilizam combustível nuclear altamente enriquecido. Em geral, dois tipos de combustível nuclear são utilizados em reatores nucleares rápidos: a) Dióxido de urânio enriquecido entre 25% e 50% em ^{235}U ; b) Mistura denominada óxido misto (MOX), que contém 75% de dióxido de urânio depletado (que é praticamente ^{238}U puro) e 25% de dióxido de plutônio (^{239}Pu). Como consequência, o custo inicial do combustível nuclear desses reatores nucleares é muito alto e, para tornar economicamente viável o funcionamento dos mesmos, torna-se necessário operá-los em condições que propiciem graus elevados de queima. Por exemplo, o grau de queima médio em reatores rápidos é da ordem de 75.000 MWD/TMU, enquanto em um reator PWR típico o mesmo grau de queima médio perfaz 35.000 MWD/TMU.

A concentração elevada de material fissil e a ausência de qualquer moderador tornam o cerne de um reator nuclear rápido muito pequeno comparado com o cerne de um reator nuclear térmico de mesma potência. Para efeito de comparação, o reator nuclear rápido protótipo (PFR) localizado em Dounreay, Escócia, Reino Unido, operou entre 1975 e 1994 fornecendo uma potência térmica de 600 MW a partir de um cerne com apenas cerca de 1 m de altura e 1,8 m de diâmetro, enquanto o reator nuclear AGR

britânico Hunterston B1 fornece uma potência térmica de 1500 MW em um cerne com 8,2 m de altura e 9,3 m de diâmetro. Portanto, a densidade de potência do reator nuclear PFR resultou quase cem vezes maior que em um reator nuclear AGR.

A densidade de potência excepcionalmente elevada que caracteriza os reatores nucleares rápidos impõe certos parâmetros de projeto especiais. Para simultaneamente reduzir a temperatura máxima do combustível nuclear e obter temperaturas elevadas do fluido refrigerante, as varetas combustíveis devem ter um diâmetro muito pequeno, assumindo a forma de pinos. Os pinos combustíveis do reator nuclear rápido PFR de Dounreay continham pastilhas cilíndricas de $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ com 5 mm de diâmetro e 9,15 mm de comprimento, acondicionadas em tubos de aço inoxidável AISI 316, lacrados por soldagem, com 5,84 mm de diâmetro externo, 0,381 mm de espessura e 2,25 m de comprimento total. O comprimento ativo de cada pino combustível, preenchido com as pastilhas cilíndricas de $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$, perfazia 0,915 m e estava localizado na parte central do pino, enquanto as extremidades inferior (com 0,457 m de comprimento) e superior (com 0,45 m de comprimento) do pino continham pastilhas de UO_2 depletado para formar o envoltório axial. A quantidade de ^{239}Pu no combustível nuclear variava entre 22,0% e 32,3%. Um total de 325 pinos combustíveis, posicionados fixamente por meio de grades espaçadoras em um arranjo hexagonal e acondicionados dentro de um invólucro tubular hexagonal de aço inoxidável AISI 316 com 71 mm de apótema, constituía um elemento combustível com comprimento total de 3,81 m e comprimento ativo de 0,915 m. O cerne do reator continha 78 elementos combustíveis. A carga total de combustível nuclear no reator era de 4,1 toneladas. Durante a operação do reator, a temperatura máxima na superfície externa do revestimento dos pinos combustíveis atingia 700 °C.

O cerne do reator, com dimensões ativas de 0,915 m de altura e 1,47 m de diâmetro, era totalmente circundado por um envoltório no qual o combustível nuclear consistia apenas em UO_2 depletado. Assim, nêutrons que escapavam da parte ativa do cerne do reator e alcançavam esse envoltório radial podiam produzir ^{239}Pu mediante captura radiativa. Uma pequena fração da potência fornecida pelo reator nuclear era proveniente dos envoltórios radial e axial, onde parte deste ^{239}Pu era fissionada. O diâmetro total do cerne do reator, incluindo o envoltório radial, perfazia 1,84 m.

As 12 barras absorvedoras de nêutrons do reator eram feitas de carbetto de boro (B_4C) revestidas com aço inoxidável AISI 316, sendo que 5 eram de controle, 6 de desligamento e 1 de segurança.

O refrigerante empregado nesse tipo de reator nuclear precisa apresentar propriedades excelentes no que se refere à transferência de calor, além de não ser moderador. Água comum e água pesada são moderadores, enquanto gases não possuem propriedades adequadas quanto à transferência de calor. Nessas circunstâncias, restam como refrigerantes os metais líquidos. Todos os reatores nucleares rápidos construídos até hoje utilizaram como refrigerante sódio metálico líquido (a grande maioria) ou então uma liga metálica de sódio-potássio em estado líquido. Ambos possuem pontos de ebulição bastante elevados à pressão atmosférica (890 °C no caso do sódio), de maneira que não é necessário pressurizá-los no reator.

A inexistência de componentes altamente pressurizados no sistema primário de um reator nuclear rápido constitui uma característica favorável no aspecto de segurança.

A maioria dos projetos de reatores nucleares rápidos apresenta tanto o cerne quanto o sistema de refrigeração primário instalados dentro de um grande vaso de aço inoxidável preenchido com sódio metálico líquido a pressão próxima da atmosférica. No reator nuclear rápido protótipo (PFR), esse vaso tinha 13,2 m de diâmetro externo e uma profundidade de 15,2 m. O espaço que, dentro do vaso, está situado acima do nível atingido pelo sódio metálico líquido, é totalmente preenchido com o gás nobre argônio para evitar a ocorrência de reações químicas.

O uso de sódio metálico como refrigerante em reatores nucleares apresenta uma série de desvantagens. O ponto de fusão deste metal é 98 °C, o que obriga a manter o reator nuclear acima dessa temperatura quando desligado. Esse inconveniente pode ser superado pelo uso de uma liga eutética sódio-potássio (contendo 78% de potássio e 22% de sódio), cujo ponto de fusão é igual a -11 °C. O problema mais sério, no entanto, consiste no fato de sódio metálico reagir quimicamente de maneira violenta com ar e principalmente com água, o que torna a integridade estrutural de componentes como tubulações e trocadores de calor absolutamente essencial.

Além dos problemas já citados, o sódio é ativado ao passar pelo cerne do reator nuclear como consequência da reação nuclear de captura radiativa $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$, por intermédio da qual é formado o isótopo radioativo ^{24}Na . Esse isótopo possui meia-vida de 15,02 horas e emite dois raios-gama de energia muito alta (1368,5 keV e 2753,9 keV) com intensidades absolutas de emissão elevadas (praticamente 100%). Portanto, o sódio que flui no circuito de refrigeração primário não pode passar fora da blindagem biológica. Um circuito secundário de sódio é então necessário para estabelecer a circulação de refrigerante entre o trocador de calor primário (localizado dentro da blindagem biológica, mas separado do núcleo por uma blindagem para barrar nêutrons) e os geradores de vapor. O reator nuclear rápido protótipo (PFR) era equipado com três circuitos de refrigeração completos, cada um incluindo circuitos primário e secundário.

No reator nuclear rápido protótipo (PFR), o sódio que fluía no circuito de refrigeração primário passava através dos elementos combustíveis hexagonais contidos no cerne, ingressando nessa parte do reator nuclear com a temperatura de 414 °C e saindo dela com a temperatura de 562 °C. No trocador de calor primário, o sódio que fluía no circuito secundário era aquecido a uma temperatura de 540 °C. Por fim, nos geradores de vapor era produzido vapor de água a uma pressão de 159 atm e a uma temperatura de 516 °C. A potência térmica fornecida pelo reator nuclear totalizava 600 MW, a partir da qual eram gerados 234 MW elétricos. Na Figura 23 é apresentado um diagrama do reator nuclear rápido protótipo (PFR).

Atualmente há apenas três reatores nucleares FBR em operação no mundo: Beloyarsk 3, na Rússia (560 MW elétricos, mostrado na Figura 24 e na Figura 25); Beloyarsk 4, na Rússia (820 MW elétricos) e CEFBR (China Experimental Fast Reactor), na China (20 MW elétricos). Convém destacar que o reator nuclear FBR denominado Superphénix, mostrado em diagrama na Figura 26, funcionou entre 1986 e 1998 em Creys-Malville, França, gerando 1200 MW elétricos.

O custo muito alto e a existência de reservas abundantes de urânio com preços razoavelmente baixos são obstáculos atuais de ordem econômica que dificultam a utilização em larga escala dos reatores nucleares rápidos. Devido à produção de ^{239}Pu , há também restrições advindas da preocupação com a proliferação de armas nucleares.

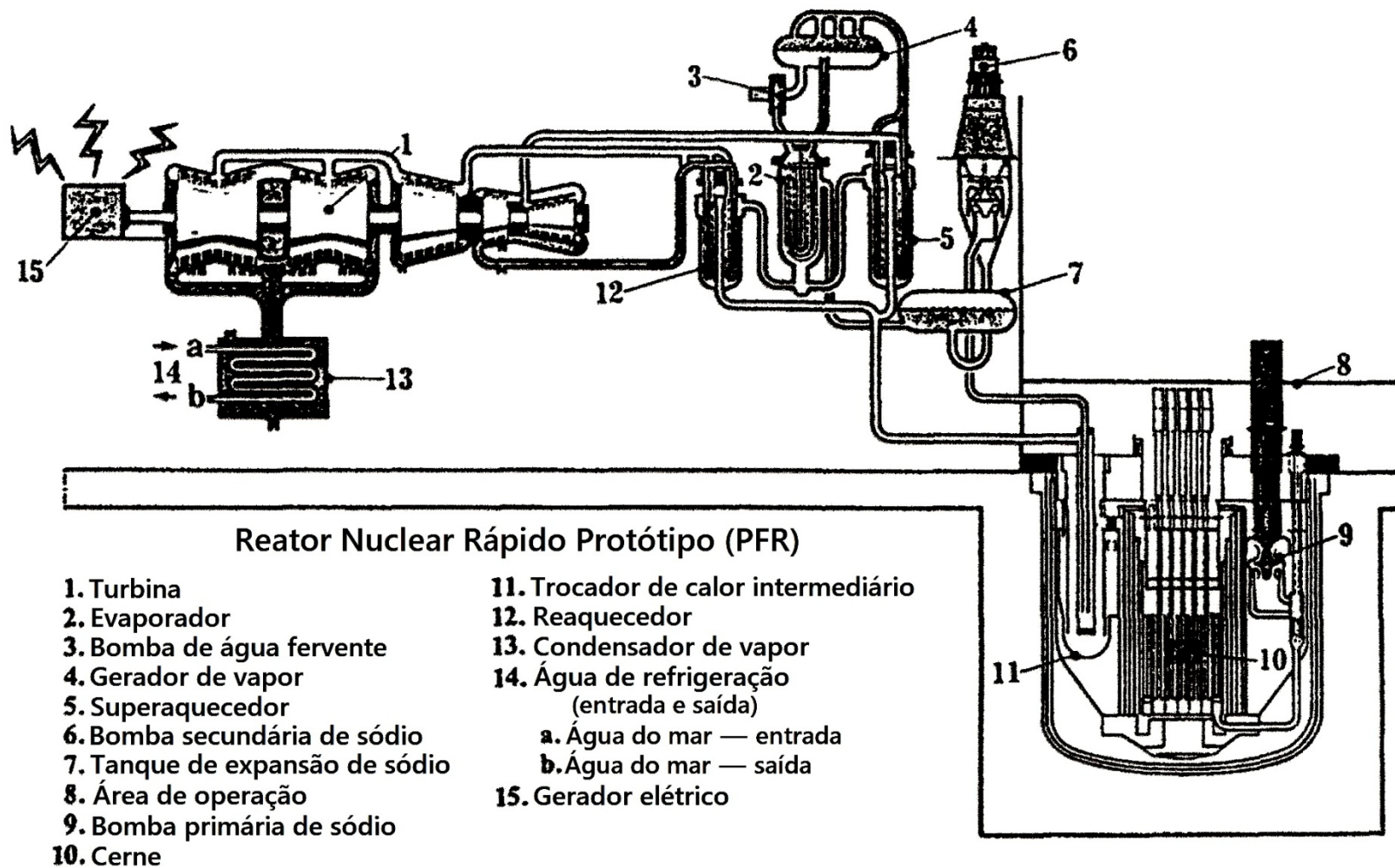


Figura 23 – Diagrama do reator nuclear rápido protótipo (PFR), que funcionou entre 1975 e 1994 em Dounreay, Escócia, Reino Unido, gerando 234 MW elétricos.

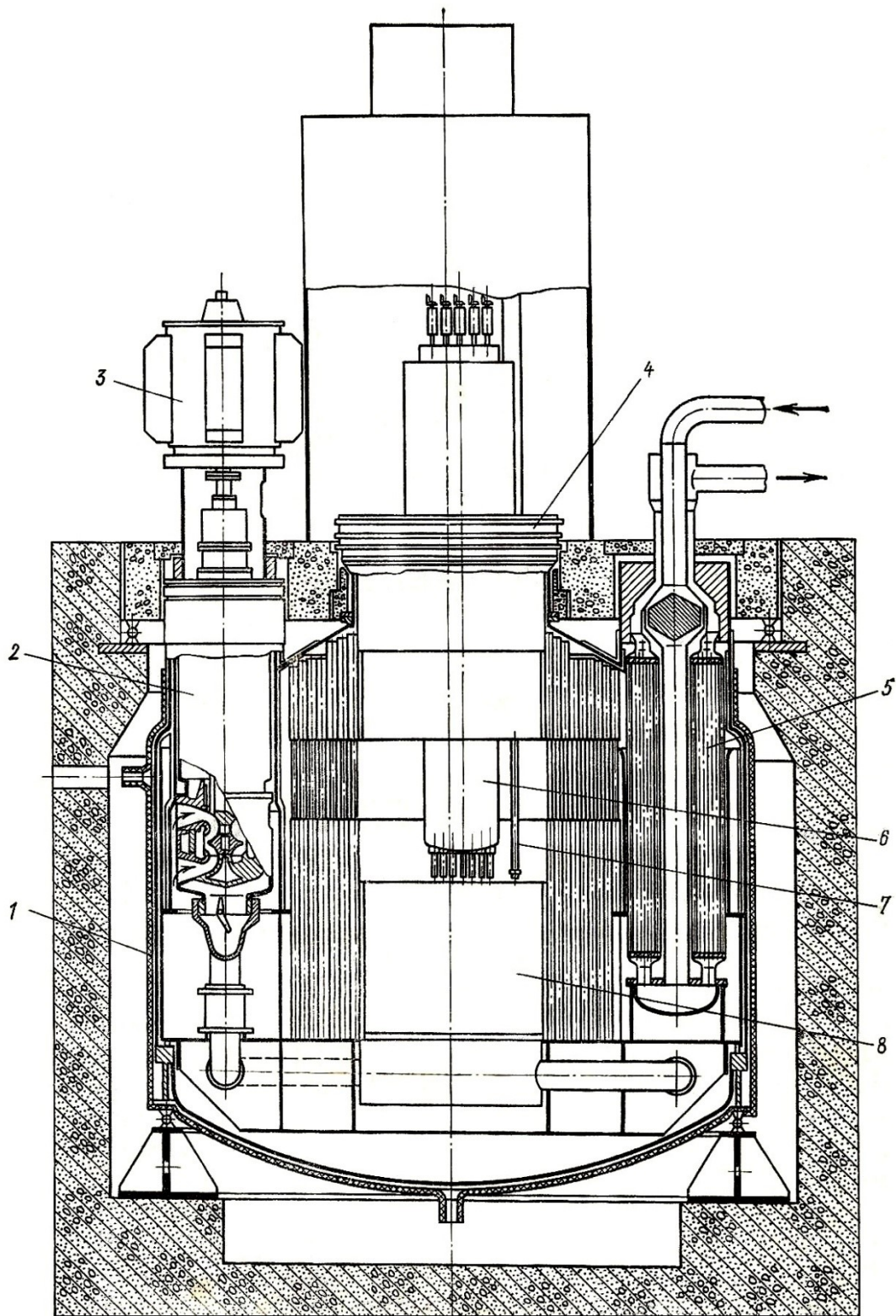


Figura 24 – Diagrama do reator nuclear FBR da usina nucleoeletrica Beloyarsk 3, localizada em Zarechny, Sverdlovsk Oblast, Rússia, que funciona desde 1980 gerando 560 MW elétricos, no qual são mostrados: 1) Envoltório do tanque; 2) Bomba de refrigeração; 3) Motor elétrico; 4) Tampão giratório; 5) Trocador de calor; 6) Coluna central contendo o mecanismo de acionamento das barras de controle; 7) Mecanismo de recarga do combustível nuclear; 8) Cerne do reator.

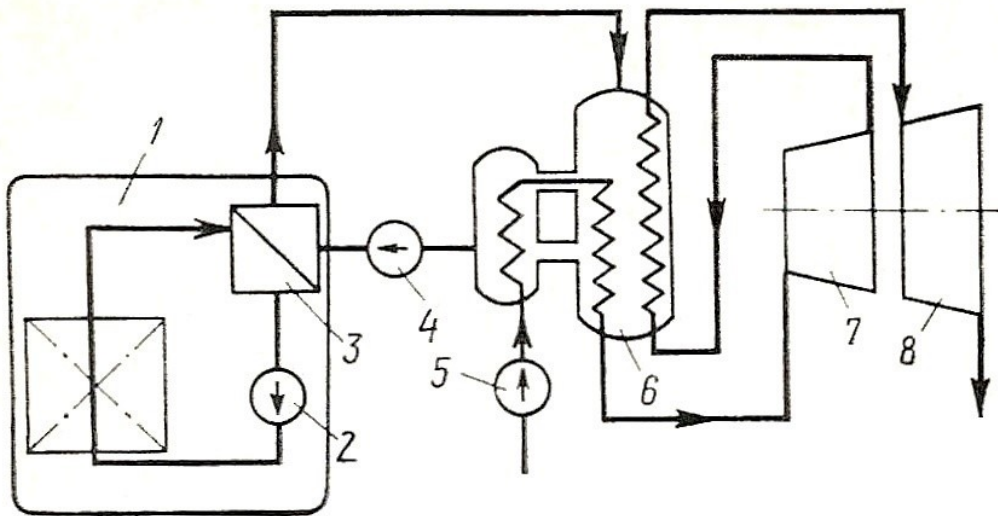


Figura 25 – Esquema representativo da usina nucleoeletrica Beloyarsk 3, localizada em Zarechny, Sverdlovsk Oblast, Rússia, que funciona desde 1980 gerando 560 MW elétricos, no qual são mostrados: 1) Reator nuclear; 2) Bomba de refrigeração do circuito primário de sódio; 3) Trocador de calor intermediário; 4) Bomba de refrigeração do circuito intermediário de sódio; 5) Bomba de alimentação; 6) Gerador de vapor e superaquecedor de vapor intermediário; 7) Turbina de alta pressão; 8) Turbina de média pressão.

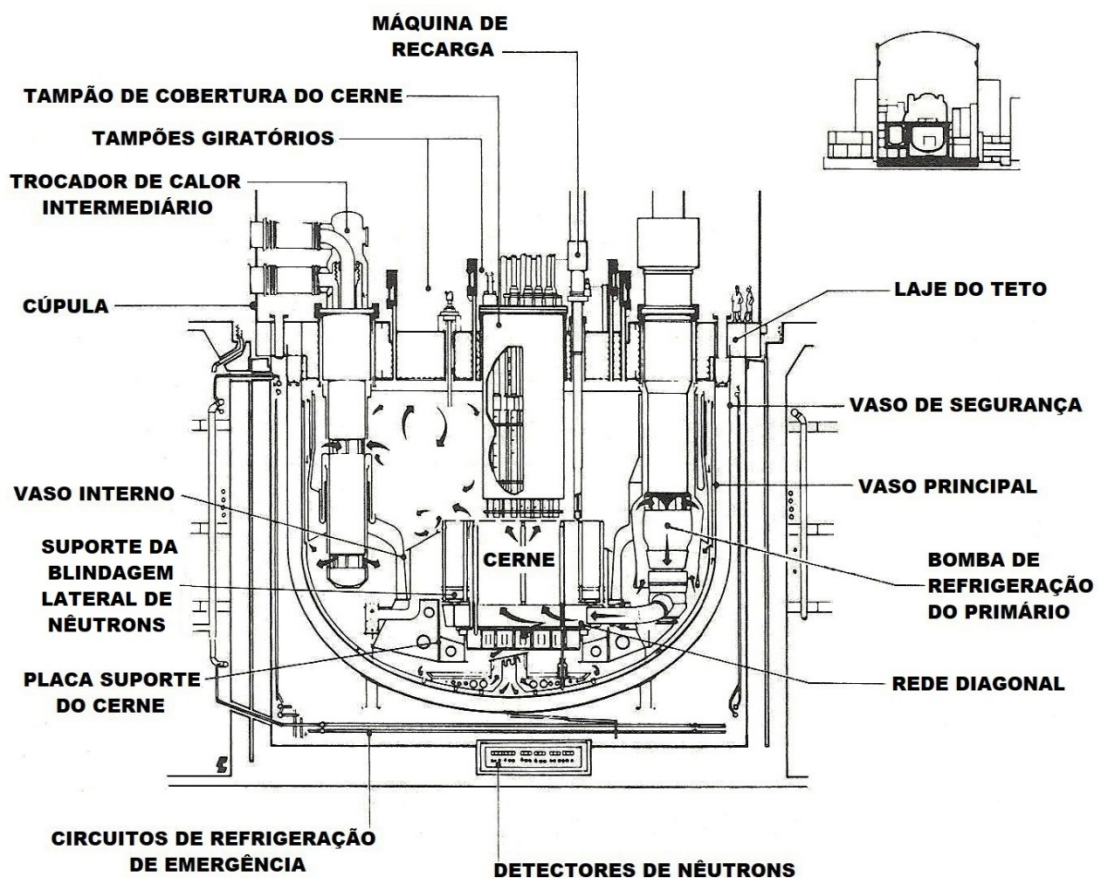


Figura 26 – Diagrama do reator nuclear FBR Superphénix, que funcionou entre 1986 e 1998 em Creys-Malville, França, gerando 1200 MW elétricos.