

## **11. Desenvolvimento da Tecnologia de Reatores. Os Diversos Sistemas**

### **11.1. Os reatores à água leve**

A tecnologia atual dos reatores a água leve (LWR) comprovou ser econômica, segura e confiável. Cerca de 79 % de todas as usinas nucleares em operação no mundo atualmente utilizam LWRs(Figura-9). Estes reatores possuem a maior experiência operativa no mundo e possuem uma base infraestrutural e regulatória em vários países. A maior parte dos países desenvolvidos continua a projetar e construir unidades nucleares com capacidade superior a 900 MWe, como as usinas com reatores avançados. O projeto destes reatores avançados à água leve (ALWR) resulta de um melhoramento contínuo e evolucionário dos modelos atuais. O modelo N4, por exemplo, PWR de 1400 MWe, cuja primeira unidade entrou em operação França no início de 1996, é uma evolução direta da série padronizada P4 de 1300 MWe adotada até recentemente e que permitiu uma redução de 5% nos custos unitários (por kWe) em relação às unidades da série P4. Na Alemanha, as usinas da série padronizada “Konvoi” originaram-se das usinas padronizadas de 1300 MWe com PWRs. As características avançadas destas unidades estão na engenharia e no gerenciamento do projeto e construção. O PWR avançado projetado em conjunto pela Westinghouse e Mitsubishi (APWR, 1350 MWe), o PWR inglês de Sizewell B (1250 MWe), que entrou em operação em 1995, o sistema 80-plus da Combustion Engineering (3800 MWt) e o sistema BWR avançado projetado em conjunto pela General Electric, Hitachi e Toshiba (ABWR, 1360 MWe), constituem outros exemplos de reatores avançados à água leve (ALWR) de grande porte. Duas unidades utilizando reatores deste tipo já estão em operação no Japão (Kashiwazaki Kariwa 6 e 7).

Todos estes sistemas avançados incorporam melhoramentos tecnológicos e procedimentos operacionais, tais como melhor performance do combustível, melhor interface homem-máquina, utilizando computadores avançados e sistemas melhorados de informação em video, maior padronização, que resultam em uma disponibilidade maior da usina, e maior confiabilidade dos sistemas de segurança.

Em 1989 a SIEMENS/KWU e a FRAMATOME associaram-se formando a NPI (“Nuclear Power International”) visando o desenvolvimento de um reator europeu (“EPR=European Pressurized Reactor”), segundo a linha evolucionária incorporando a experiência franco-alemã de fabricação e de operação das usinas fornecidas pelos dois fabricantes. Este programa de desenvolvimento está em curso. O projeto básico da usina já foi realizado. A construção de uma primeira unidade poderá ocorrer no final deste decênio. O resultados do projeto em termos de custos, segurança e desempenho operacional são muito promissores. A capacidade considerado para a usina EPR é superior a 1500 MWe.

O programa americano nesta área, conduzido em conjunto pelo “Electric Power Research Institute (EPRI)” e “Department of Energy (DOE)”, é um outro exemplo utilizado para o desenvolvimento de reatores. Um conjunto detalhado de requisitos foi estabelecido que deve ser obedecido no projeto dos ALWR. Neste caso, tanto reatores de grande porte, evolucionários, como de pequeno e médio portes estão sendo considerados. No caso das unidades de menor porte está se procurando dar ênfase nas características passivas de segurança (os chamados reatores revolucionários). Neste caso uma certificação de projeto das autoridades licenciadoras é uma condição essencial deste programa, esperando-se que estas unidades possam ser oferecidas comercialmente ainda nesta década de 1990, sem a necessidade de demonstração. O reator PWR avançado, passivo AP600, de 600 MWe, o reator BWR simplificado SBWR e o PWR de segurança integral SIR, são todos reatores ALWR, que procuram dar ênfase nas características passivas dos sistemas. Estes reatores baseiam-se no princípio de que a habilidade de desligar o reator e prover uma refrigeração contínua do núcleo do reator para remoção do calor residual, após um acidente hipotético, deva ser inteiramente passiva, isto é sem intervenção humana e de equipamentos. Esta concepção, que deve ser aplicada tanto em PWR como BWR, refere-se principalmente a reatores de pequeno porte, estando nas fases iniciais de desenvolvimento e, certamente, necessitará de uma comprovação dos princípios básicos através de usinas de demonstração. O projeto do AP600 foi aprovado em setembro de 1998 pela Comissão de Regulamentação Nuclear dos Estados Unidos.

Com os atrasos verificados no desenvolvimento dos reatores super-regeneradores rápidos (“breeders”) devido principalmente a considerações econômicas, a melhoria da utilização dos recursos de urânio tornou-se um elemento adicional no desenvolvimento evolucionário dos reatores a água leve. Assim, algumas modificações nos atuais reatores a água podem levar a alternativas atraentes para um aumento da utilização do combustível. Estas modificações envolvem desde a reciclagem de plutônio até um projeto completamente novo do núcleo do reator objetivando uma otimização da utilização do combustível. Alguns destes desenvolvimentos envolveriam riscos econômicos muito baixos e poderiam ser fácil e rapidamente incorporados. Espera-se para breve a confirmação da viabilidade técnica e econômica, bem como da segurança de algumas destas concepções, a partir de trabalhos de P & D e de validação atualmente em progresso em vários países, incluindo a Alemanha, Japão, Estados Unidos e, em particular, a França. Muitas destas modificações, se comprovadas como satisfatórias, poderiam ser aplicadas aos reatores existentes, dentro dos próximos três a cinco anos.

Maiores detalhes sobre os reatores avançados encontra-se em uma publicação da presente série que contém também descrições dos outros tipos de reatores tratados a seguir nos itens 11.2 a 11.4 /20/.

## 11.2. Os Reatores à água pesada

Os reatores refrigerados e moderados a água pesada (HWR) também constituem-se em reatores econômicos, seguros e confiáveis. Foi estabelecida em alguns países uma base regulatória e de infraestrutura, principalmente no Canadá, o país pioneiro no desenvolvimento destes reatores, Argentina e Índia. Cerca de 7% das unidades em operação no mundo utilizam este tipo de reator (**Figura-9**). Existem variantes deste tipo de reator, aqueles utilizando tubos de pressão e aqueles utilizando vasos de pressão. A capacidade máxima realizada em usinas com este tipo de reator é de 900 MWe, sendo que o tamanho físico é o principal limitador da expansão da capacidade. A performance deste tipo de usinas, quando operadas na base, tem sido uma das melhores entre os tipos comerciais em parte devido à troca de combustível com a usina em operação. A performance de segurança tem sido também boa. O custo do ciclo do combustível é baixo devido ao uso do urânio natural permitido pela melhor economia neutrônica decorrente da utilização da água pesada como moderador.

Há uma possibilidade de se melhorar a economia do ciclo do combustível tanto dos HWRs como dos PWRs, ao se empregar o combustível descarregado dos PWRs, que ainda possui potencialidade residual de produção de energia elétrica, nos HWRs. Esta concepção é denominada de ciclo “tandem” e está sendo desenvolvida atualmente na República da Coreia, que possui os dois tipos de usinas e respectivas instalações do ciclo de combustível. Caso esta concepção se torne viável técnica e economicamente há grandes possibilidades de utilização em regiões que possuem os dois tipos de usinas, como na América do Norte (EUA-PWR, Canadá-HWR) e América do Sul (Brasil-PWR, Argentina-HWR), etc.

## 11.3. Reatores a gás.

Os reatores refrigerados a gás (CO<sub>2</sub>) e urânio natural tiveram grande desenvolvimento no passado na França e Reino Unido. Na França estes reatores foram abandonados a favor dos PWRs. Todas as usinas francesas deste tipo foram paralizadas após atingirem as suas vidas úteis. A última delas, Bugey-1 com 540 MWe, parou de funcionar definitivamente em maio de 1994, após 22 anos de serviço. Na Inglaterra chegou a ser desenvolvida uma linha mais avançada utilizando urânio enriquecido, os AGR, mas este programa também aparentemente chegou ao seu fim com a decisão de se construir PWRs no país. Entretanto as usinas em operação no Reino Unido, todas elas com reatores a gás, produzem mais de 20% do total da energia elétrica gerada no país.

Resta a possibilidade de utilização dos reatores a gás (hélio) e alta temperatura, dos quais vários protótipos e unidades de demonstração foram construídos no mundo (Dragon, no Reino Unido, AVR, na Alemanha,

Peach Bottom e Fort St. Vrain nos Estados Unidos). A viabilidade técnica destes reatores foi demonstrada, entretanto os programas da maior parte destas usinas foram encerrados, devido a problemas econômicos e problemas ligados a sistemas pioneiros. Na China encontra-se em construção o reator HTR-10 de 10 MWt, utilizando a tecnologia do combustível “pebble-bed”. O Japão constrói o HTTR- de 30 MWt, reator refrigerado a hélio, com a finalidade de demonstração das aplicações de calor de processo de alta temperatura.

#### **11.4. Reatores refrigerados a metal líquido/reatores super-regeneradores rápidos.**

O desenvolvimento dos reatores super-regeneradores rápidos refrigerados a metal líquido (“breeders”) para a produção de energia elétrica não ganhou o ímpeto esperado devido ao aumento da disponibilidade dos recursos de urânio a baixo custo para atendimento da demanda a curto e médio prazos. Há, entretanto, uma conscientização nos países industrializados que os reatores super-regeneradores rápidos serão necessários assim que os programas nucleares no mundo comecem a acelerar e aumentar o consumo de urânio. O Japão, particularmente, por motivos estratégicos, tem todo um programa coerente de desenvolvimento de reatores rápidos, com uma usina de demonstração (Monju) de 280 MWe em operação<sup>1</sup>. A França é um dos países líderes no desenvolvimento da tecnologia dos reatores rápidos, tendo em abril de 1996 completado 49 ciclos de troca de combustível no seu reator protótipo Fenix de 250 MWe, e realizado um ano de operação satisfatória com o reator de demonstração Super-Fenix de 1200 MWe, em 1995. Entretanto, em 1998, por motivos políticos, foi decidido o encerramento de operação do Super-Fenix. Em 1995 o reator BN-600 completou 15 anos de operação na Rússia. No Cazaquistão o reator BN-350 opera produzindo simultaneamente energia elétrica e água dessalinizada. O reator rápido constitui-se no único meio de melhor utilizar as reservas de urânio, permitindo produzir muito mais energia por quantidade de minério disponível, cerca de 60 vezes.

#### **11.5. Aplicações mais amplas dos reatores nucleares.**

No momento cerca de 30% do consumo de energia primária no mundo é utilizado para a produção de energia elétrica, cerca de 15% é utilizado no setor transporte e o restante, cerca de 55%, é convertido em calor, água quente e vapor. Existe, assim, um enorme potencial para a utilização dos reatores nucleares nos setores não elétricos, embora no momento, somente algumas poucas usinas estejam sendo utilizadas para aplicações não elétricas, num total de 5 GW térmicos para produção de água quente e vapor. Há um grande incentivo para se utilizar a capacidade das centrais nucleares para cogeração de energia elétrica, vapor e calor para usos doméstico e industrial. Já existe uma experiência importante com cogeração utilizando reatores refrigerados a água na antiga União Soviética, China, Canadá, antiga Tcheco-eslováquia, Suíça, Alemanha, Hungria e Bulgária. Uma das maiores utilizações de vapor nuclear de processo dá-se em Ontário no Canadá, no complexo de Bruce, onde o complexo de usinas nucleares tem uma capacidade elétrica instalada de 6.000 MWe, bem como geração de calor de processo para uso nas instalações da Ontario Hydro e no parque industrial adjacente.

A AECL (“Atomic Energy of Canada Ltd.”) projetou uma pequena usina nuclear de 10 MW térmicos para aquecimento de prédios de grandes dimensões. A instalação produz água quente com temperaturas inferiores a 100° C utilizando um pequeno reator de piscina baseado no reator de pesquisas SLOWPOKE. Há uma instalação de demonstração de 2 MW térmicos desde 1987 no Centro de Pesquisas Nucleares de Whiteshell em Manitoba. Ao se utilizar um reator nuclear de baixa potência e produção de água com temperatura inferior a 100° C, grande parte da complexidade inerente dos grandes reatores foi evitada, permitindo que este pequeno sistema nuclear de aquecimento seja economicamente viável.

---

<sup>1</sup> A operação do Monju está temporariamente suspensa no momento em função da análise de um vazamento de sódio.

Para as aplicações não elétricas, as temperaturas variam muito de caso para caso. Assim, a água quente para aquecimento distrital e calor necessário para o processo de dessalinização da água do mar requerem temperaturas na faixa de 80° C a 200° C. Para os processos de refino de petróleo a gama sobe para 250° C a 550° C. A utilização de calor para a melhoria da recuperação de óleos pesados pode ser feita pela injeção de água quente ou vapor. As condições de temperatura e pressão necessárias para a recuperação de óleo dependem essencialmente das condições geológicas do campo de óleo e as temperaturas necessárias são superiores a 550° C. As temperaturas necessárias para o processamento do xisto e de areias betuminosas estão na faixa de 300° C a 600° C. O processos utilizados na indústria petroquímica requerem temperaturas na gama de 600° C a 880° C. Temperaturas ainda maiores (até 950° C) são necessárias para o refino da antracita e linhita, por exemplo, para a produção de metanol, como combustível automotor. Para a produção de hidrogênio, a partir da separação da água, as temperaturas necessárias estão na faixa de 900° C a 1000° C.

Com temperaturas de até cerca de 550° C, o calor pode ser suprido por vapor a pressões razoáveis. Acima desta temperatura o calor deve ser suprido por outros vetores. As capacidades de resistência de longo prazo dos materiais metálicos dos reatores fixam um limite superior de cerca de 1000° C para o calor de processo suprido por usinas nucleares. Os processos industriais, por exemplo, a produção de aço, que requerem temperaturas superiores a 1000° C, somente poderão utilizar a energia nuclear via vetores energéticos secundários, como energia elétrica, hidrogênio ou gás de síntese.

Os reatores arrefecidos à água (PWR,BWR,PHWR,LWGR) podem suprir calor até 350° C. Os reatores arrefecidos a metal líquido produzem calor até 540° C. Os reatores arrefecidos a gás AGR podem produzir calor a 650° C e os HTGR, reatores a alta temperatura arrefecidos a gás, a cerca de 1000° C.

Na China foi desenvolvido o reator HR-5, o Reator de Teste para Suprimento de Calor, pelo Instituto de Energia Nuclear de Beijing. Este reator opera desde 1989 suprimindo água quente, na faixa de 60 a 90° C, ao próprio instituto de pesquisas. O reator está estabelecendo a tecnologia de base para possíveis aplicações futuras de aquecimento distrital na China.

Na Federação Russa foi desenvolvido o AST, um reator arrefecido a água leve, projetado especificamente para suprir água quente para aquecimento distrital. O projeto utiliza potências de 50 a 500 MW térmicos.

O complexo de Shevchenko supre de água e energia elétrica, por mais de 20 anos, o Cazaquistão ocidental de modo a permitir o desenvolvimento e utilização dos recursos naturais de suas regiões áridas. Shevchenko inclui uma usina nuclear com um super-regenerador rápido do tipo BN-350, três usinas térmicas e uma instalação de dessalinização. Este complexo foi o primeiro do seu tipo no mundo e, até o momento, a única usina nuclear utilizada para dessalinizar água do mar.

Em março de 1991, atingiu-se um importante marco no desenvolvimento dos reatores de alta temperatura para produção de vapor de processo, com o início de construção no Japão do “High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)” no Centro Nuclear de Oarai. Em 10 de novembro de 1998, o HTTR ficou crítico pela primeira vez. O reator tem uma potência térmica de 30 MWt e é refrigerado a hélio e moderado a grafita. Espera-se que o HTTR atinja a sua plena potência em 2000. O HTTR produzirá uma temperatura de saída do núcleo de 950° C e será o primeiro reator do mundo a ser conectado a um sistema de utilização de calor de processo de alta temperatura.

## **11.6. O desenvolvimento da tecnologia do combustível nuclear**

Uma das possibilidades para o aumento da performance do combustível nuclear e que vem sendo desenvolvida há bastante tempo é o aumento da taxa de irradiação do combustível (“burn-up) que permite a produção de uma maior quantidade de energia com a mesma quantidade de combustível. Taxas de irradiação (também denominada de queima) maiores levam a economia de combustível diminuindo a quantidade de material físsil no ciclo do combustível e a redução da quantidade de combustível descarregado a ser gerenciado. Historicamente os lotes de combustível dos reatores PWRs apresentavam taxas de irradiação médias de 33 MWd(t)/kgU e o combustível dos reatores BWRs apresentavam taxas de irradiação médias de 28 MWd(t)/kgU no final dos anos 70. Estes valores agora foram aumentados para 40-45 MWd(t)/kgU para os PWRs e para 36-42 MWd(t)/kgU para os BWRs, com médias mundiais de 42,9 MWd(t)/kgU para os PWRs e de 36,0 MWd(t)/kgU para os BWRs, no ano de 1996. Existe incentivo econômico para um aumento ainda maior das taxas de irradiação para valores médios de lotes em torno de

60 MWd(t)/kgU. As taxas de irradiação maiores exigem enriquecimento maiores dos elementos combustíveis.

Nos países que pretendem utilizar ou já utilizam a reciclagem de plutônio como combustível nuclear (França, Reino Unido, Japão e Rússia) já existe toda uma indústria implantada de suporte. Existe também uma grande experiência acumulada na fabricação de combustíveis de óxidos mistos (MOx), tanto para reatores térmicos como para reatores rápidos. No final de 1997 já haviam sido fabricados e irradiados em reatores cerca de 650 t de MOx. Mais de 20 reatores de potência em cinco países utilizam combustível MOx e este número deve subir para algo entre 40 e 50 em torno do ano 2000. A capacidade existente de fabricação de combustível MOx é superior a 200 t MP por ano. A reciclagem de plutônio em reatores à água leve pode economizar cerca de 17% das necessidades de minério de urânio, levando a economias importantes nos custos de combustível/ 61/.