

FUTURO TECNOLÓGICO DA GERAÇÃO ELÉTRICA NUCLEAR

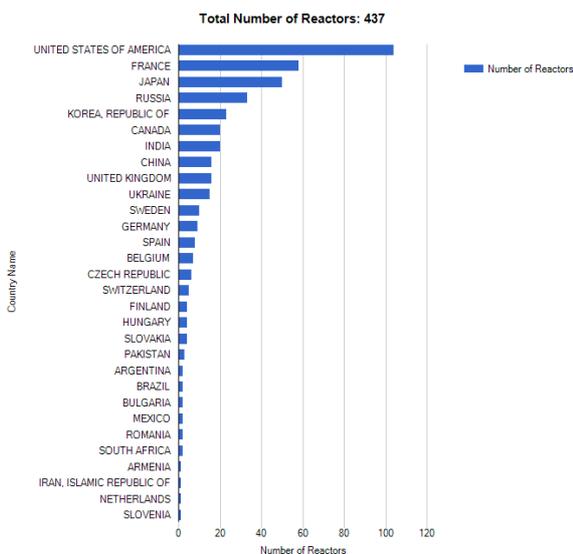
Leonam dos Santos Guimarães

RESUMO

Para atingir um corte de 50% nas emissões de dióxido de carbono (CO₂) no setor de geração elétrica mundial, um cenário viável seria chegar a 1.200 GW nucleares de potência instalada até 2050, fornecendo em torno de 24% da demanda global por eletricidade (hoje se tem mais de 370 GW fornecendo 14% da demanda). Isso faria com que geração nuclear desse uma contribuição ainda mais importante, compatível com suas potencialidades, para a “descarbonização” da economia global. Chegar a esse nível de contribuição não exigirá grandes saltos tecnológicos. Os obstáculos para um crescimento nuclear mais rápido a curto e médio prazo estão ligados primeiramente às políticas industriais e econômicas. Entretanto, o desenvolvimento contínuo das tecnologias de reatores e do ciclo do combustível será importante para atingir seu pleno potencial em termos de competitividade com outras fontes de baixa emissão de carbono. Tem-se convencionado classificar os projetos de usinas nucleares em “gerações”. Existem atualmente 64 usinas nucleares em construção no mundo, que se classificam como Geração III, consideradas para utilização até o final da próxima década. Encontram-se também em pesquisa e desenvolvimento futuras usinas nucleares para emprego na década subsequente, chamadas de “Geração IV”. Existe ainda uma classe de potenciais futuras usinas nucleares comerciais em baseada em pequenos reatores modulares. Finalmente, existem os continuados esforços em viabilizar o emprego da fusão nuclear na geração comercial de eletricidade. As tecnologias em desenvolvimento buscam melhorias significativas na sustentabilidade, economia, segurança e confiabilidade para os sistemas de geração elétrica nuclear do futuro.

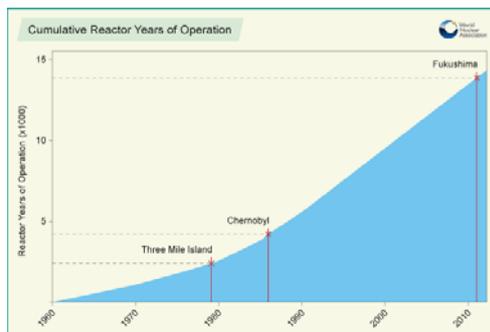
INTRODUÇÃO

O estado-da-arte da tecnologia de geração elétrica nuclear é o resultado de mais de 50 anos de pesquisa, desenvolvimento e engenharia. Essa tecnologia está consolidada nas 437 usinas nucleares atualmente em operação.



Parque de Geração Nuclear Mundial em 29/11/2012¹.

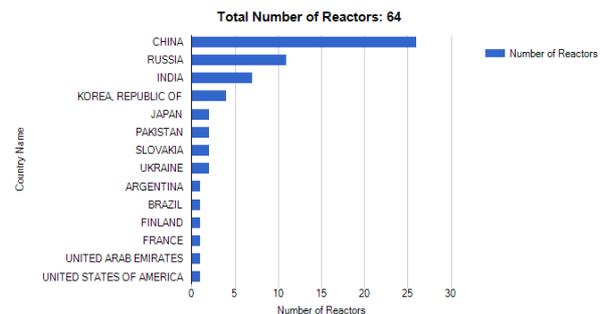
Esse parque, ao qual se soma as usinas já descomissionadas, representa uma efetiva experiência operacional cerca de 15.000 reatores-ano².



Experiência operacional acumulada (em reatores-ano)³.

Os mais modernos projetos de usinas nucleares, hoje em construção, incorporam lições aprendidas dessa experiência assim como os mais recentes avanços tecnológicos para melhoria da segurança e da produtividade. A geração nuclear é uma tecnologia madura, com muito baixa emissão de carbono, que se encontra disponível hoje para ampla utilização.

Existem atualmente 64 usinas nucleares em construção no mundo (Argentina – 1, Brasil – 1, China – 26, Taiwan – 2, Finlândia – 1, França – 1, Índia – 7, Japão – 2, Coreia do Sul – 3, Paquistão – 2, Rússia – 11, Eslováquia – 2, Ucrânia – 2 e EUA – 3). Novas construções na Grã-Bretanha, Canadá, Lituânia, Belarus e Emirados Árabes Unidos deverão se iniciar em breve.



Parque de Geração Nuclear Mundial em 29/11/2012⁴

Tem-se convencionado classificar os projetos de usinas nucleares em “gerações”. Assim, as primeiras usinas comerciais, basicamente protótipos de demonstração industrial são chamadas de “Geração I”. As usinas que compõem o parque nuclear atual em operação são chamadas de “Geração II”. Os projetos modernos e em construção são chamados de “Geração III”. Eles incluem diversas evoluções tecnológicas em relação à geração anterior, como, por exemplo, Instrumentação e Controle (I&C) digital, dispositivos para enfrentar acidentes severos (como recuperador de “corium”). Alguns deles são chamados de “Geração III+”, quando incluem também dispositivos inovadores de segurança intrínseca, como resfriamento passivo por circulação natural. Os projetos de Geração III são considerados para utilização até o final da década de 2020.

Encontram-se também em pesquisa e desenvolvimento futuras usinas nucleares para emprego após a década de 2020, chamadas de “Geração IV”. São conceitos bastante diversos dos atuais, que são basicamente fundamentados em reatores resfriados a água com combustível óxido de urânio, empregando novos tipos de combustíveis e fluidos de resfriamento.

¹ Conforme dados da AIEA (PRIS database. Last update on 29-11-2012),

<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>

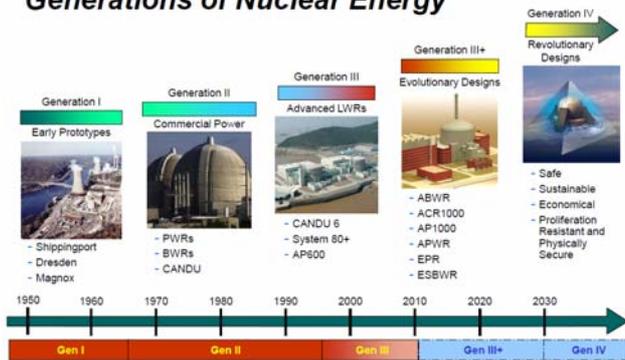
² Reatores-ano é uma medida de experiência operacional. A operação de 1 reator por 1 ano representa 1 reator-ano. 400 reatores operando 50 anos seriam 20.000 reatores-ano.

³ Dados computados pela World Nuclear Association http://world-nuclear.org/uploadedImages/org/info/cumulative_reactor_years.png

⁴ Conforme dados da AIEA (PRIS database. Last update on 29-11-2012),

<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/UnderConstructionReactorsByCountry.aspx>

Generations of Nuclear Energy



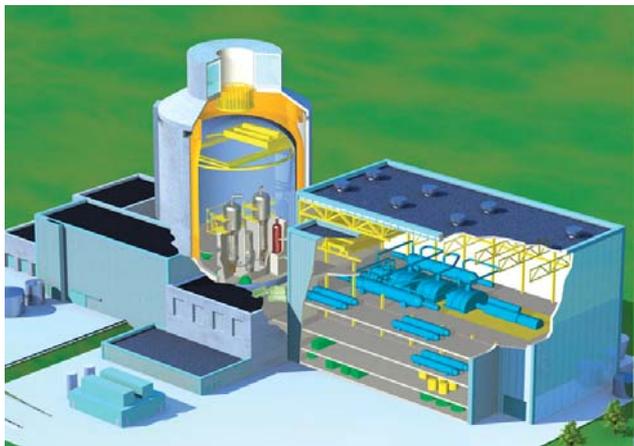
Evolução da Tecnologia de Geração Elétrica Nuclear⁵

Existe ainda uma classe de potenciais futuras usinas nucleares em pesquisa e desenvolvimento baseada em pequenos reatores modulares (SMR – Small Modular Reactors). Envolve diversos conceitos, alguns a água e urânio, mas outros próximos dos conceitos da Geração IV.

Finalmente, existem os continuados esforços em viabilizar o emprego da fusão nuclear na geração comercial de eletricidade, promessa tecnológica antiga e ainda não concretizada. Os desenvolvimentos atuais, porém, se mostram promissores.

GERAÇÃO III e III+

O AP-1000 (Advanced Project) é o modelo emblemático da Westinghouse. Embora seja majoritariamente da Toshiba do Japão, a Westinghouse tem a sua sede nos EUA. O AP-1000 é um reator a água pressurizada (PWR) com capacidade de aproximadamente 1.200 MW, sendo que as quatro primeiras unidades encontram-se num estágio avançado de construção na China e quatro outras unidades em estágio inicial de construção nos EUA. O modelo também foi selecionado pela maioria das novas construções americanas planejadas e tem sido oferecido no Reino Unido e em outros mercados.



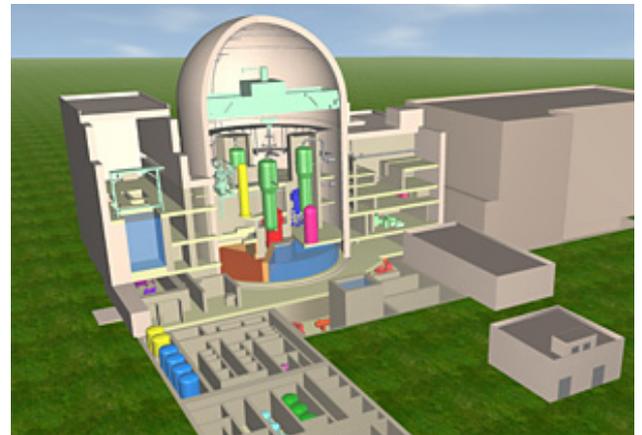
Westinghouse AP-1000⁶

O EPR (Evolutive Pressurized Reactor) é o produto principal da AREVA, principal grupo industrial nuclear europeu, controlado majoritariamente pelo Estado francês. É também um PWR avançado, que terá uma capacidade de 1 600 a 1 700 MW. As duas primeiras unidades se encontram em construção na Finlândia e na França e duas unidades adicionais na China, com possivelmente mais uma a ser iniciada na França. Acredita-se que haverá encomendas adicionais no Reino Unido, enquanto que outros estão sendo considerados também nos EUA.



AREVA EPR⁷

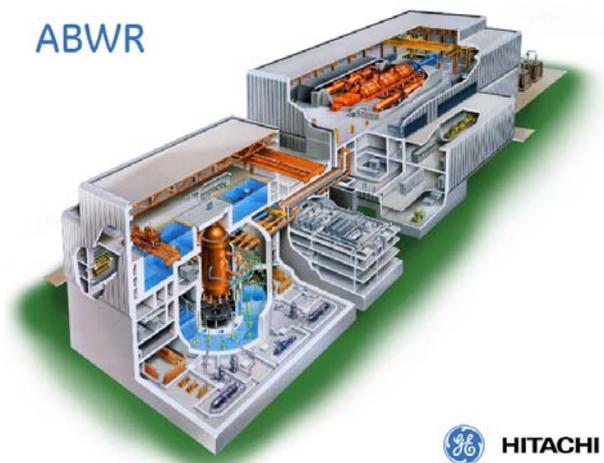
A AREVA desenvolve ainda dois projetos de potência menor, na faixa dos 1.000 MW: ATMEA e ACE. O ATMEA é uma joint venture com a MHI (Mitsubishi Heavy Industries), que vem sendo desenvolvido há alguns anos e cujos princípios de segurança foram certificados pela Autoridade de Segurança Nuclear (ASN) francesa. O ACE (Areva-China-EdF) é uma iniciativa mais recente, fruto da cooperação com a EdF (Electricité de France) e CGNPH (China Guangdong Nuclear Power Holding Company).



MITSUBUSHI/AREVA ATMEA⁸

O ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) é o único dos modelos recentes já em operação, com quatro unidades no Japão. Mais dois ABWR estão sendo construídos em Taipei, na China. Essas unidades têm uma produção em torno de 1 300 MW, mas versões que chegam a 1 600 MW também são oferecidas. O projeto básico foi desenvolvido junto pela GE (General Electric) dos EUA e Toshiba e Hitachi do Japão. Posteriormente a GE e Hitachi fizeram uma fusão das suas áreas nucleares.

ABWR



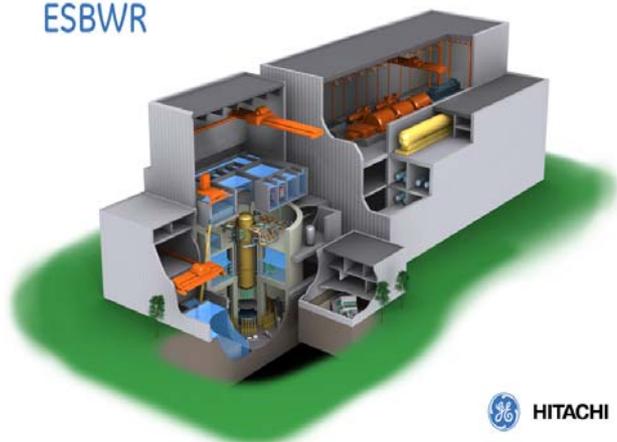
GE/HITACHI ABWR⁹

⁵ Generation IV International Forum (GIF) <http://www.gen-4.org/Technology/evolution.htm>
⁶ <http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/>

⁷ <http://www.aveva.com/EN/operations-5444/epr-reactor-fact-sheet.html>
⁸ <http://www.atmea-sas.com/scripts/ATMEA/publigen/content/templates/Show.asp?P=57&L=EN>

O ESBWR, um desenvolvimento avançado do conceito do ABWR, é o último modelo oferecido pela GE-Hitachi. Sua produção se situará em torno de 1 600 MW. Nenhum pedido foi feito até agora, mas o modelo foi selecionado para algumas possíveis novas usinas nos EUA e Lituânia.

ESBWR



 **HITACHI**

GE/HITACHI ESBWR¹⁰

O APWR (Advanced PWR) foi desenvolvido para o mercado japonês pela Mitsubishi Heavy Industries (MHI), sendo que se espera o início da construção de duas unidades num futuro próximo. Sua produção será em torno de 1 500 MW por unidade. A MHI também está oferecendo uma versão do APWR no mercado americano, e foi selecionada para um possível projeto.



MITSUBISHI APWR¹¹

O VVER-1200 (também conhecido como AES-2006) é a versão mais avançada da série VVER do projeto PWR produzido pela indústria nuclear russa, agora sob o controle do grupo estatal nuclear Rosatom. Quatro unidades do VVER-1200 estão em construção na Rússia, cada uma com uma produção de energia em torno de 1 100 MW e duas outras na Índia.



ROSATOM AES-2006¹²

⁹ http://www.ge-energy.com/products_and_services/products/nuclear_energy/advanced_boiling_water_reactor_abwr.jsp

¹⁰ http://www.ge-energy.com/products_and_services/products/nuclear_energy/esbwr_nuclear_reactor.jsp

¹¹ http://www.mhi.co.jp/atom/hq/atome_e/apwr/index.html

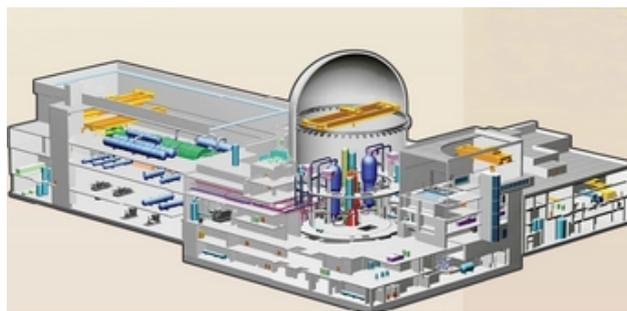
O ACR (Advanced CANDU Reactor) é o novo projeto da Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL), controlada pelo governo canadense. Os CANDUs utilizam água pesada para moderar (ou desacelerar) nêutrons, tornando possível usar combustível à base de urânio natural. Entretanto, os ACR 1.200 MW utilizarão combustível levemente enriquecido, o primeiro projetado para isso. A AECL também oferece o Enhanced CANDU 6, uma unidade de 700 MW utilizando urânio natural. Não houve nenhuma encomenda firme para esses modelos.



Image courtesy of AECL

CANDU ACR¹³

O APR-1400 é o mais recente projeto PWR da KEPCO (Korean Electric Power Company), de 1.340 MW, com uma unidade em operação e outra em comissionamento, mas com muitas mais planejadas na Coreia do Sul. Baseia-se numa tecnologia da Combustion Engineering, atualmente de propriedade da Westinghouse, que foi posteriormente desenvolvida pela indústria coreana numa série de projetos mais avançados. O acordo de licenciamento ainda limita sua disponibilidade nos mercados de exportação, mas no final de 2009 um consórcio liderado pela KEPCO (com a participação da Westinghouse) ganhou um contrato para construir quatro APR-1400 nos Emirados Árabes Unidos.



KEPCO APR-1400¹⁴

O CPR-1000 é o principal modelo que está sendo produzido na China, com 16 unidades em construção. Esse modelo de 1000 MW é uma versão modernizada do modelo AREVA Generation II de 1980, cuja tecnologia foi transferida para a China.



China Guangdong Nuclear Power Company (CGNPC) CP-1000¹⁵

Um acordo feito em 2007 com a Westinghouse para a construção de quatro AP-1000 inclui a transferência dessa tecnologia para a China. As primeiras quatro unidades se encontram em construção. Em um processo de transferência de tecnologia similar, a China está

¹²

¹² http://www.rosatom.ru/wps/wcm/connect/spb_aep/site/resources/f3b59380478326aaa785ef9e1277e356/AES-2006_2011_EN_site.pdf

¹³ <http://www.candu.com/en/home/candureactors/acr1000.aspx>

¹⁴ http://cyber.kepco.co.kr/kepco_new/nuclear_es/sub2_1_2.html

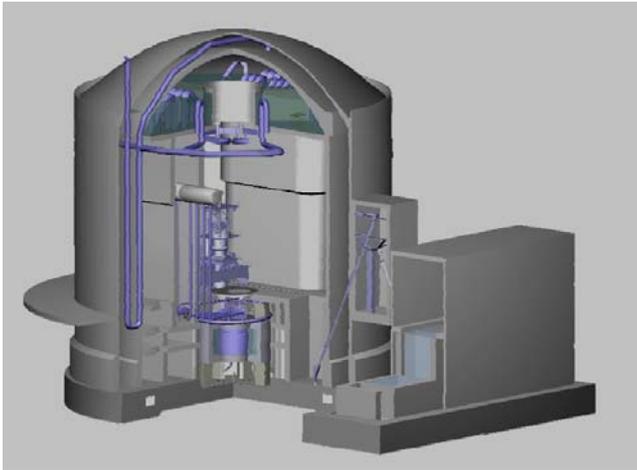
¹⁵ <http://www.cgnpc.com.cn/n1500/n1529/n1534/c61263/part/61264.pdf>

desenvolvendo o projeto CAP-1400. Espera-se que esse projeto forme a base da sua próxima geração de usinas nucleares.



State Nuclear Power Technology Corporation (SNPTC) CAP-1400¹⁶

Os modelos PHWR (Pressurised Heavy Water Reactor) da Índia baseiam-se em um primeiro modelo CANDU exportado do Canadá nos anos 1960. As últimas unidades têm uma capacidade de 540 MW, sendo que unidades de 700 MW estão sendo projetadas. Embora constituam desenvolvimentos importantes a partir do projeto original, esses modelos são menos avançados do que os modelos da Geração III. O AHWR-300 LEU (Advanced Heavy Water Reactor with low enriched uranium and thorium mixed oxide 300MW) é um exemplo desses desenvolvimentos na Índia.



Bhabha Atomic Research Centre (BARC) AHWR-300¹⁷

GERAÇÃO IV

Alguns conceitos próprios aos sistemas de energia nuclear da Geração IV já foram selecionados para desenvolvimento e utilização de futuras tecnologias, para aplicação após 2020¹⁸:

Reator rápido refrigerado a sódio – Sodium-cooled Fast Reactor (SFR): Muitos protótipos do SFR já foram construídos e estão funcionando em alguns países tornando-o uma das tecnologias mais solidamente estabelecidas da Geração IV. Os modelos SFR apresentam um espectro de nêutrons rápido, sistema de refrigeração por sódio líquido e um ciclo de combustível fechado. Modelos grandes (que chegam a 1 500 MW) utilizam como combustível óxido misto de urânio e plutônio, com instalações de reciclagem centralizadas. Modelos pequenos na dimensão de 100MW, usando combustível metálico e instalações de reciclagem no mesmo espaço também estão sendo consideradas. Os modelos SFR têm uma temperatura de saída relativamente baixa (550 °C), limitando seu uso a aplicações não elétricas. A redução de custos de capital e o aumento da segurança passiva são importantes objetivos de P&D (pesquisa e desenvolvimento), juntamente com o desenvolvimento de tecnologias avançadas de reprocessamento de combustível.

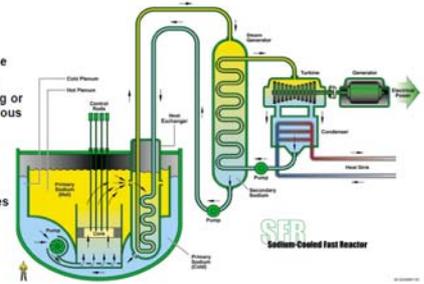
Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)

Characteristics

- Sodium coolant
- 550C outlet temperature
- 600-1500 MWe large size, or 300-600 MWe intermediate size
- 50 MWe small module option
- Metal fuel with pyroprocessing or MOX fuel with advanced aqueous separation

Benefits

- High thermal efficiency
- Consumption of LWR actinides
- Efficient fissile material generation



Reator de Temperatura Muito Elevada – Very High Temperature Reactor (VHTR): O principal interesse do conceito VHTR é a sua capacidade de produzir altas temperaturas (acima de 1 000 °C) necessárias para a produção de hidrogênio e calor para processos industriais. Entretanto, os modelos VHTR não permitiriam o uso de um ciclo de combustível fechado. Os modelos de referência estão em torno de 250 MW de potência elétrica (600 MW de potência térmica), com refrigeração por hélio e espectro de nêutrons térmicos por moderação a grafite. O combustível tem a forma de partículas revestidas, formadas dentro de blocos ou “pelotas” de acordo com o projeto de núcleo adotado. Os modelos VHTR baseiam-se em protótipos construídos no passado pelos EUA e Alemanha, incorporando grande esforço adicional de P&D. Os desafios restantes incluem o desenvolvimento de materiais com melhor resistência à temperatura e o projeto e produção do combustível.

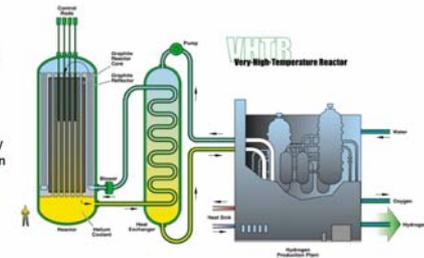
Very-High-Temperature Reactor (VHTR)

Characteristics

- He coolant
- >900C outlet temperature
- 250 MWe
- Coated particle fuel in either pebble bed or prismatic fuel

Benefits

- Hydrogen production
- Process heat applications
- High degree of passive safety
- High thermal efficiency option



Reator Supercrítico Refrigerado a Água– Super-Critical Water-cooled Reactor (SCWR): Os modelos SCWR são de água leve (Light Water Reactor, “família” dos PWR e BWR) operando em altas temperaturas e pressões, acima do ponto crítico termodinâmico da água; isso permite simplificação do projeto e grande melhoria de eficiência térmica. Os projetos de referência têm potência acima de 1 500 MW, e usam urânio ou óxido misto, e mantêm temperaturas de saída acima de 625 °C. Os modelos SCWR podem ter também um espectro de nêutrons térmico ou rápido; no caso rápido, poderá utilizar um ciclo de combustível fechado baseado em instalações de reciclagem associadas. Os desafios mais importantes de P&D envolvem a superação de questões relacionadas à segurança, assim como o desenvolvimento de materiais resistentes à corrosão a altas temperaturas.

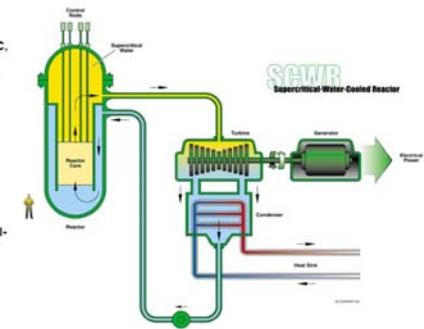
Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)

Characteristics

- Water coolant above supercritical conditions (374C, 22.1 MPa)
- 510-625C outlet temperature
- 1500 MWe
- Pressure tube or pressure vessel options
- Simplified balance of plant

Benefits

- Efficiency near 45% with excellent economics
- Leverages the current experience in operating fossil-fueled supercritical steam plants
- Configurable as a fast- or thermal-spectrum core



¹⁶ <http://www.snptc.com.cn/en/index.php?optionid=939>

¹⁷ <http://barc.gov.in/reactor/ahwr.html>

¹⁸ Introduction to Generation IV Nuclear Energy Systems and the International Forum, http://www.gen-4.org/PDFs/GIF_introduction.pdf

Reator Rápido Resfriado a Gás – Gas-cooled Fast Reactor (GFR): O projeto de referência do sistema GFR inclui um reator de 1 200 MW resfriado a hélio com um espectro de nêutrons rápidos e um ciclo de combustível fechado com uma usina de reprocessamento no próprio sítio. Emprega uma turbina de hélio de ciclo direto com alta eficiência térmica para geração de eletricidade. A mais alta temperatura de saída (850 °C) também pode ser desejável para a produção de hidrogênio ou calor para processos industriais. Os principais desafios de P&D incluem o desenvolvimento de novos combustíveis (tal como combustíveis de cerâmica revestida ou partículas de combustível) e materiais, assim como o projeto do núcleo e da turbina de hélio.

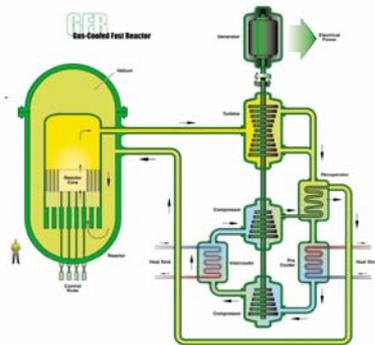
Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)

Characteristics

- He coolant
- 850°C outlet temperature
- Direct gas-turbine cycle or supercritical CO₂ cycle with optional combined cycles
- 2400 MWth / 1100 MWe
- Several fuel options
 - Carbide in plates or pins
 - Nitride
 - Oxide

Benefits

- High efficiency
- Waste minimization and efficient use of uranium resources



Reatores Rápidos Resfriado a Chumbo – Lead-cooled Fast Reactor (LFR): O sistema LFR apresenta um reator refrigerado a metal líquido com espectro rápido e um ciclo de combustível fechado, já bastante testado na propulsão de submarinos nucleares russos. O chumbo líquido é um fluido de resfriamento relativamente inerte, que oferece vantagens de segurança em relação ao sódio, sendo ao mesmo tempo abundante e barato. Os modelos pesquisados até hoje incluem os pequenas (20 MW) e médias (600 MW) unidades. O projeto típico seria composto por unidades modulares, com período de troca de combustível muito longo (15-20 anos). Inicialmente, os modelos LFR seriam desenvolvidos para produção de eletricidade, mas versões funcionando a alta temperatura poderiam permitir a produção de hidrogênio. As necessidades mais importantes de P&D concentram-se em combustíveis, materiais e controle de corrosão.

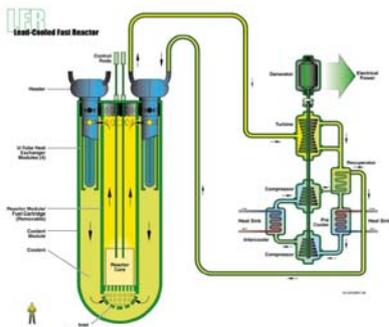
Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)

Characteristics

- Pb or Pb/Bi coolant
- 550°C to 800°C outlet temperature
- Small transportable system 50-150 MWe, and
- Larger station 300-1200 MWe
- 15-30 year core life option

Benefits

- Distributed electricity generation
- Hydrogen and potable water
- Replaceable core for regional fuel processing
- High degree of passive safety
- Proliferation resistance through long-life core



Reator a Sal Fundido – Molten Salt Reactor (MSR): Nos MSRs, o combustível é dissolvido em um fluido de resfriamento à base de sal fluoreto fundido. O combustível líquido evita a necessidade da fabricação e permite um ajuste contínuo da mistura combustível. O conceito corrente aplica-se a um reator de nêutrons rápidos de 1.000 MW, com ciclo de combustível fechado. Pode ser usado na composição do combustível tório, plutônio e outros actínídeos menores. Um HTR Avançado resfriado a sal fluoreto líquido a também está sendo estudado. A química do sal fundido, a resistência à corrosão e sua manipulação, assim como o ciclo do combustível e os materiais empregados, constituem os principais desafios em P&D.

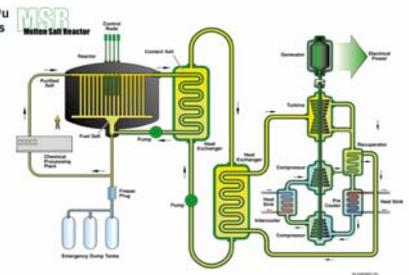
Molten Salt Reactor (MSR)

Characteristics

- Fuel is liquid fluorides of U and Pu with Li, Be, Na and other fluorides
- 700–800°C outlet temperature
- 1000 MWe
- Low pressure (<0.5 MPa)

Benefits

- Waste minimization
- Avoids fuel development
- Proliferation resistance through low fissile material inventory



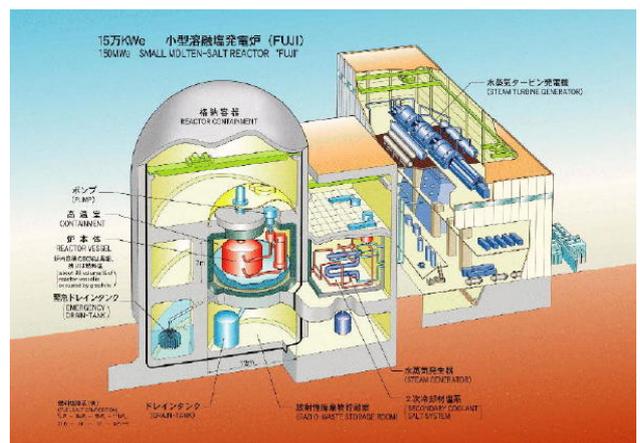
Algumas dessas tecnologias serão adequadas para uma ampla variedade de locais e para possíveis novas aplicações. Cada uma delas envolve um avanço tecnológico significativo e exigirá demonstração em escala real antes de sua utilização comercial. Tais sistemas poderão começar a contribuir para a capacidade nuclear antes de 2050.

REATORES A TÓRIO

Reatores de tório também têm sido oferecidos utilizando o isótopo de tório naturalmente abundante, ²³²Th, como material fértil. No reator, o Th-232 é transmutado no isótopo de urânio artificial físsil U-233, que é o combustível nuclear. Ao contrário do urânio natural, o tório natural contém somente vestígios de material físsil (tal como Th-231), que são insuficientes para iniciar uma reação em cadeia. É necessária a presença de um material físsil adicional ou outra fonte de nêutrons para iniciar a reação em cadeia. Em um reator com combustível de tório, o Th-232 absorve nêutrons para produzir U-233. Isso é comparável ao processo em reatores de urânio através do qual o U-238 fértil absorve nêutrons para formar o Pu-239 físsil.

Dependendo do projeto do reator e de seu ciclo combustível, o U-233 gera fissões no núcleo do reator ou é separado quimicamente do combustível usado e se transforma num novo combustível nuclear. O ciclo de combustível do tório mostra ter muitas possíveis vantagens sobre o ciclo de combustível do urânio, incluindo a grande abundância do tório na crosta terrestre, propriedades físico-químicas e nucleares superiores, melhor resistência à proliferação de armas nucleares e menor produção de plutônio e actínídeos.

Um exemplo prático de reatores a tório é o projeto Fuji, reator a fluoreto de tório líquido (Liquid fluoride thorium reactor – LFTR¹⁹, variante do conceito MSR da Geração IV), em desenvolvimento pela empresa japonesa International Thorium Energy & Molten-Salt Technology (IThEMS).



IThEMS MSR FUJI 20

Outro exemplo é reator AHWR-300 desenvolvido pelo Bhabha Atomic Research Centre (BARC) da Índia, que é um PHWR que utiliza como combustível óxido misto de urânio e tório (MOXth), de forma similar aos reatores PWR e BWR atuais que utilizam o óxido misto de urânio e plutônio (MOX)

¹⁹ <http://ucs.berkeley.edu/energy/tag/liquid-fluoride-thorium-reactor/>

²⁰ <http://moltsalt.org/references/static/downloads/pdf/MSR-FUJI.pdf>

PEQUENOS REATORES MODULARES (SMR)

Há também um renascimento do interesse em pequenas e mais simples unidades para a geração elétrica nuclear, e para geração de calor para processos industriais, liderado pelo Department of Energy dos EUA (US-DOE). Este interesse em pequenas e médias usinas nucleares é impulsionado pelo desejo de reduzir o impacto dos custos de capital e para geração em sistemas isolados, longe de redes de transmissão. As tecnologias envolvidas são muito diversas.

Reatores de médio e pequeno (acima de 25 MWe) com desenvolvimento avançado

Nome	Capacidade	Tipo	Desenvolvedor
KLT-40S	35 MWe	PWR	OKBM, Russia
VK-300	300 MWe	BWR	Atomenergoproekt, Russia
CAREM	27-100 MWe	PWR	CNEA & INVAP, Argentina
IRIS	100-335 MWe	PWR	Westinghouse-led, international
Westinghouse SMR	200 MWe	PWR	Westinghouse, USA
mPower	150-180 MWe	PWR	Babcock & Wilcox + Bechtel, USA
SMR-160	160 MWe	PWR	Holtec, USA
SMART	100 MWe	PWR	KAERI, South Korea
NuScale	45 MWe	PWR	NuScale Power + Fluor, USA
ACP100	100 MWe	PWR	CNNC & Guodian, China
HTR-PM	2x105 MWe	HTR	INET & Huaneng, China
EM2	240 MWe	HTR	General Atomics (USA)
SC-HTGR (Antares)	250 MWe	HTR	Areva
BREST	300 MWe	FNR	RDIPE, Russia
SVBR-100	100 MWe	FNR	AKME-engineering (Rosatom/En+), Russia
Gen4 module	25 MWe	FNR	Gen4 (Hyperion), USA
Prism	311 MWe	FNR	GE-Hitachi, USA
FUJI	100 MWe	MSR	ITHMSO, Japan-Russia-USA

HTR: High Temperature reactor; FNR: Fast Nuclear Reactor; MSR: Molten Salt Reactor

Hoje em dia, devido ao alto custo de capital das grandes usinas nucleares e à necessidade de manutenção de redes elétricas de pequeno porte, com menos de 4 GWe, há um movimento para desenvolver pequenas unidades. Estes podem ser construídos de forma independente ou como módulos de um complexo ("cluster"), com a capacidade adicionada incrementalmente conforme necessário. Economias de escala são fornecidas não pela potência da unidade, mas pelo maior número de unidades construídas. Pequenas unidades são vistas como um investimento muito mais controlável do que as grandes.

Advanced SMRs (incl. Modular and integrated-PWRs)



Innovative SMRs



Converted/Modified SMRs



Conventional SMRs



SMRs for Near-term Deployment

	Name	Design Organization	Country of Origin	Electrical Capacity, MWe	Design Status
1	SVBR-100	JSC AKME Engineering	Russian Federation	100	Detailed design for prototype construction
2	System Integrated Modular Advanced Reactor (SMART)	Korea Atomic Energy Research Institute	Republic of Korea	100	Standard Design Approval Received 4 July 2012
3	mPower	Babcock & Wilcox	United States of America	180/module	Detailed design, to apply for certification - end of 2013
4	NuScale	NuScale Power Inc.	United States of America	45/module	Detailed design, to apply for certification - end of 2013
5	Westinghouse SMR	Westinghouse	United States of America	225	Detailed Design
6	VBER-300	OKBM Afrikantov	Russian Federation	300	Detailed design
7	Super-Safe, Small and Simple (4S)	Toshiba	Japan	10	Detailed design

Figura 14 – IAEA Small and Medium Sized Reactors ²¹

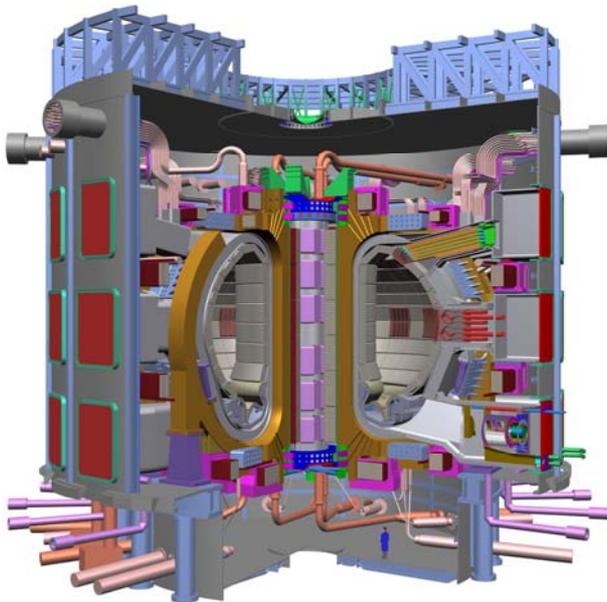
Modernas pequenas unidades deverão ter maior simplicidade de projeto, economia de produção em massa e redução dos custos de implantação. São também concebidas para um elevado nível de segurança passiva ou intrínseca. Alguns dispositivos de segurança necessários nas usinas de grande porte não são necessárias nos futuros projetos de pequeno porte.

²¹ <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/files/SMR-booklet.pdf>

REATORES A FUSÃO NUCLEAR

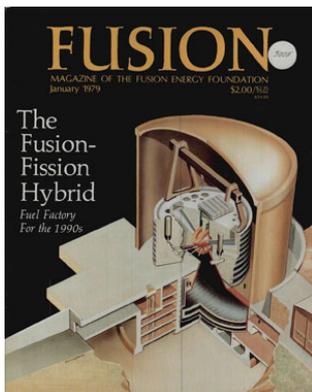
Em longo prazo, a utilização comercial de usinas nucleares a fusão não pode ser negligenciada. O ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) é um projeto internacional de construção do maior e mais avançado reator experimental de fusão nuclear do tipo “tokamak” em Cadarache, no sul da França. O projeto ITER tem a finalidade de realizar a transição, há muito desejada, dos estudos experimentais da física do plasma para as usinas nucleares a fusão para a produção de eletricidade em escala industrial. O projeto é financiado e realizado por sete membros: a União Europeia (EU), a Índia, o Japão, a China, a Rússia, a Coreia do Sul e os EUA. A União Europeia, como anfitriã do complexo ITER, contribui com 45% do custo, e as outras seis partes contribuem com 9% cada uma.

O reator a fusão ITER foi projetado para produzir 500 megawatts de potência de saída para 50 megawatts de potência de entrada, ou seja produz dez vezes mais do que seu consumo. Espera-se que a máquina demonstre o princípio de balanço energético positivo no processo de fusão, algo que não foi atingido com os “tokamak” anteriores. A construção da instalação começou em 2007, e o primeiro plasma é esperado para 2019. Quando o ITER se tornar operacional, ele será o maior experimento físico com plasma em confinamento magnético em uso, ultrapassando o Joint European Torus (JET), em operação. A primeira demonstração comercial de uma usina nuclear a fusão, chamada DEMO, propõe-se a continuar a partir do ponto em que chegou o projeto ITER para levar a energia de fusão ao mercado comercial.



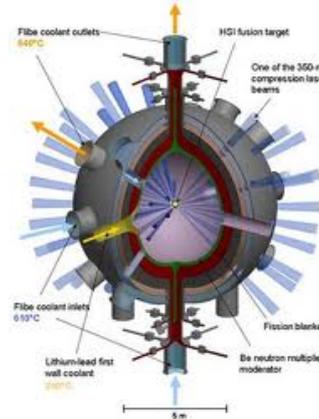
ITER ²²

Também em longo prazo, reatores nucleares híbridos fusão-fissão são um meio proposto para geração de energia elétrica, pelo uso do acoplamento dos processos de fusão e de fissão nuclear. O conceito vem dos anos 1950, e foi brevemente promovido por Hans Bethe durante os anos 1970, mas ficou inexplorado até o ressurgimento de interesse em 2009, devido aos atrasos na realização da fusão pura.



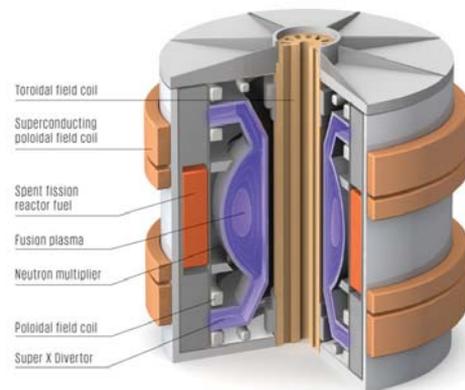
HÍBRIDOS FUSÃO-FISSÃO ²³

No projeto LIFE, do Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL), utilizando a tecnologia de fusão por confinamento inercial desenvolvida na National Ignition Facility (NIF). O objetivo é usar “pelotas” de combustível deutério-trítio revestidas por uma casca de material físsil (ou fértil) para produzir uma quantidade de energia maior do que a usada para a ignição do processo de fusão. O princípio é induzir a fusão nuclear por confinamento inercial por laser na “pelota” combustível, que atua como uma fonte de nêutrons altamente concentrada. Os nêutrons assim gerados transmutam e fissionam a casca externa, gerando aí a energia que será convertida em eletricidade.



REATOR LIFE ²⁴

Paralelamente à abordagem da fusão por confinamento inercial, a Universidade do Texas em Austin está desenvolvendo um sistema baseado no reator a fusão tipo “tokamak”. Os princípios básicos de utilização dos reatores de fusão por confinamento ou tokamak como uma fonte de nêutrons são fundamentalmente os mesmos. A diferença essencial é que o confinamento gera uma fonte de nêutrons pontual, enquanto os tokamaks são fontes toroidais, mais difusas.



Super X Divertor (Tokamak de Transmutação) ²⁵

CONCLUSÕES

Para atingir um corte de 50% nas emissões de dióxido de carbono (CO2) no setor de geração elétrica mundial, um cenário viável seria chegar a 1.200 GW nucleares de potência instalada até 2050, fornecendo em torno de 24% da demanda global por eletricidade (hoje se tem mais de 370 GW fornecendo 14% da demanda). Isso faria com que geração nuclear desse uma contribuição ainda mais importante, compatível com suas potencialidades, para a “descarbonização” da economia global.

Chegar a esse nível de contribuição não exigirá grandes saltos tecnológicos. Os obstáculos para um crescimento nuclear mais rápido a curto e médio prazo estão ligados primeiramente às políticas industriais e econômicas. Entretanto, o desenvolvimento contínuo das tecnologias de reatores e do ciclo do combustível será importante para atingir seu pleno potencial em termos de competitividade com outras fontes de baixa emissão de carbono.

²² <http://www.iter.org/>

²³ <http://wlym.com/archive/fusion/fusion/19790101-fusion.pdf>

²⁴ <http://nextbigfuture.com/2008/12/proposed-laser-ignition-fusionfission.html>

²⁵ <http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/could-fusion-clean-up-nuclear-waste>

Um comprometimento claro e estável em relação à energia nuclear, como parte de uma estratégia nacional para cumprimento de uma política energética e de objetivos ambientais, é um pré-requisito para um programa nuclear de sucesso. Estruturas legislativas e regulatórias eficazes e efetivas também precisam ser instituídas. Particularmente, em países que estão iniciando ou reativando programas nucleares, os governos terão que assumir um papel ativo, trabalhando em conjunto com todos os interessados a fim de ultrapassar os obstáculos.

O financiamento dos elevados investimentos necessários para a construção de usinas nucleares será o maior desafio na maioria dos países. Os investidores do setor privado podem perceber os investimentos nucleares como demasiadamente arriscados, pelo menos até que haja uma trajetória de novos projetos nucleares de sucesso. Em alguns casos pode ser necessário o suporte do governo na forma de garantia de empréstimos. A estabilidade de preços nos mercados de carbono e eletricidade também poderá incentivar os investimentos em usinas nucleares.

A capacidade industrial global para a construção de usinas nucleares precisará dobrar até 2020 para que a potência instalada venha efetivamente a crescer daí em diante. As capacidades de produção relativas ao ciclo do combustível, inclusive a produção de urânio, também precisarão crescer na mesma proporção. Isso exigirá grandes investimentos nos próximos anos que somente serão realizados se ficar claro que há demanda suficiente no horizonte.

Uma indústria nuclear em expansão necessitará recursos humanos consideráveis, incluindo cientistas e engenheiros altamente qualificados além de pessoal técnico especializado. Instalações, reguladores, governos e outros interessados também precisarão de mais especialistas nucleares. Os programas de treinamento e recrutamento industriais deverão ser intensificados. Os governos e universidades também têm um papel vital no desenvolvimento de recursos humanos.

A gestão e eliminação de resíduos radioativos são um componente essencial de todos os programas nucleares. Especificamente, devem ser feitos progressos na construção de instalações operacionais destinadas ao gerenciamento de combustível usado e dos resíduos de alto nível de atividade. Apesar das soluções técnicas etarem num estágio avançado de desenvolvimento tecnológico, com frequência existem dificuldades para conquistar a aceitação política e pública para sua efetiva implantação.

O regime internacional de salvaguardas em termos de tecnologia e materiais nucleares deve ser mantido e reforçado sempre que necessário. A proteção física dos sítios nucleares e dos materiais também deve ser garantida. Evitar a propagação de tecnologias sensíveis, ao mesmo tempo em que se garanta acesso confiável ao fornecimento de combustível será um desafio crescente. Esses problemas precisam ser resolvidos através de acordos e cooperação internacional.

Muitas tecnologias em desenvolvimento voltadas para sistemas nucleares de última geração proporcionam possibilidades de avanços. Os sistemas de energia nuclear da Geração IV, para utilização após 2020 terão:

Sustentabilidade: oferecer geração de energia sustentável, capaz de atender objetivos de ar limpo e descarbonização da economia; de promover garantias em longo prazo do fornecimento de combustível nuclear e utilização efetiva de combustível para a produção de energia global; minimizar e gerenciar de forma segura os resíduos nucleares; e assim melhorar a proteção aos trabalhadores, ao público e ao meio ambiente.

Economia: produzir uma clara vantagem em termos de custo de ciclo de vida em relação a outras fontes de energia; ter um grau de risco financeiro comparável a outros projetos de geração elétrica.

Segurança e confiabilidade: manter operações em alto nível de segurança e confiabilidade; manter a probabilidade e gravidade de danos no núcleo do reator ainda mais baixos; eliminar a necessidade de resposta a emergências externa ao sítio da usina; resistência à proliferação e proteção física; inviabilizar o desvio ou roubo de materiais utilizáveis na produção de armas; aumentar a proteção física contra atos de terrorismo.