

## CISÃO E FUSÃO\*

### Realizações americanas e russas no domínio dos reactores

Na América e na URSS o esforço principal incidiu nos reactores arrefecidos por água embora tenham sido construídos reactores experimentais de grandes dimensões utilizando uma larga variedade de moderadores e de fluidos de arrefecimento. Na América os principais reactores de potência são moderados e arrefecidos por água — na Rússia são moderados por grafite e arrefecidos por água. Em ambos os tipos a perda de neutrões por captura na água ou nos tubos de aço inoxidável, usados para separar a água do combustível ou do moderador, é suficientemente grande para impedir o funcionamento dos reactores que tenham o urânio natural como combustível qualquer que seja o tamanho dos reactores. Ambos os países, por isso, tiveram que usar urânio enriquecido contendo de 1,5% a 3% de U-235, em vez da percentagem natural de 0,7%.

O U-235 é separado do U-238 por difusão gasosa do hexafluoreto de urânio e, com o auxílio da energia barata do TVA, pode ser produzido a 11 000 dólares por quilograma. Este facto e os grandes meios dos EUA e da URSS deram aos projectistas de reactores uma maior liberdade no estudo e desenvolvimento dos reactores do que foi possível em Inglaterra. Os reactores americanos moderados e arrefecidos por água são de dois tipos: num deles a água ferve a pressão elevada ao passar entre as placas de urânio (fig. 7) e no outro a pressão é elevada a um valor suficiente para impedir a ebulição dentro do reactor. O primeiro reactor chamado de água «sob pressão» em que não se dá a ebulição foi construído para o protótipo do submarino *Nautilus* e gerou energia em Maio de 1953, tendo o *Nautilus* prontamente dito funcionado em Janeiro de 1955; a primeira grande central de energia construída em obediência a este princípio em Shippingport, atingiu a potência de 60 MW (eléctricos) em Dezembro de 1957.

Os reactores «de água fervente» de pressão mais baixa foram objecto de grande quantidade de experiências de carácter quase único. Ao primeiro de tais reactores consentiu-se deliberadamente que excedesse a criticidade com grande rapidez e que se fizesse em bocados. Quando a ebulição começa a dar-se as bolhas de vapor que se formam absorvem os neutrões em menor grau do que a água deslocada, de modo que os neutrões não são completamente retardados até atingirem as energias térmicas e são, portanto, capturados em maior número pelo U-238; assim, a reacção em cadeia diminui, a produção de energia baixa e, em consequência, a ebulição entra em declínio. Este forte coeficiente negativo de temperatura dá origem a condições de funcionamento muito estáveis e de grande segurança. Um reactor deste tipo de 5 MW (eléctricos) (EBWR, no Argonne Laboratory) está em funcionamento desde Janeiro de 1957 e outra versão de 5 MW construída pela G. E. Company em Vallecitos trabalha desde Outubro do mesmo ano; o BWR de Dresden de grande potência (180 MW

(eléctricos), está actualmente em construção e deve entrar em funcionamento em 1960.

Os grandes reactores PW e BW têm um aspecto muito semelhante. Os vasos de pressão são cilíndricos — cerca de oito pés de diâmetro e trinta pés de altura — construídos de aço de espessura compreendida entre 5 e 8 polegadas tendo uma cobertura removível fixada por fortes cavilhas. O núcleo do reactor construído de aço inoxidável pode ser pré-fabri-

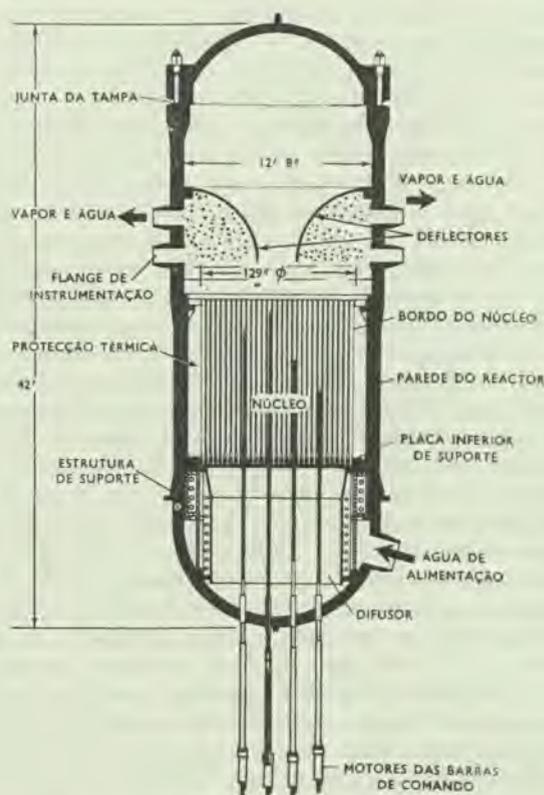


Fig. 7 — Reactor de água em ebulição de Dresden de 180 MW (eléctricos); em construção

cado e colocado depois na posição própria; as finas placas ou dispositivos (redes) de elementos de combustível, cada uma das quais tem uma bainha de aço inoxidável, são posteriormente introduzidas na rede periódica do núcleo. Embora o seu custo seja mais elevado pode preferir-se a utilização de uma das ligas de zircónio ao aço inoxidável, visto o seu poder de absorção dos neutrões ser mais baixo; no entanto nenhum destes materiais é atacado pela água

\* Conclusão do trabalho cuja publicação iniciamos no nº 19.

em ebulição mesmo na presença de um fluxo de neutrões muito elevado que produz na água hidrogénio e oxigénio nascentes. A água de arrefecimento é impelida de baixo para cima por entre os elementos de combustível do tipo de placas finas; os reactores de água sob pressão (PW) funcionam acima de 2000 libras por polegada quadrada enquanto os de água fervente (BW) trabalham acima de 1000 libras por polegada quadrada. Os elementos de combustível nos últimos reactores são todos de óxido de urânio que se mostrou muito resistente à distorção provocada por produtos de cisão ocluídos ou pelo bombardeamento neutrónico; prevê-se actualmente que os elementos de combustível venham a ter uma vida activa no reactor de mais de 10 000 megawatts-dia por tonelada de urânio em comparação com os 3000 megawatts-dia por tonelada previstos para o urânio metálico.

A grandeza de enriquecimento necessária depende do projecto e tamanho. No PWR de 60 MW de Shippingport o núcleo contém alguns elementos de óxido de urânio altamente enriquecido dispersos numa massa de óxido de urânio natural, mas o projecto do núcleo admite uma certa flexibilidade visto que este reactor é encarado como um precursor experimental de outros.

No reactor de água sob pressão de Indian Point (de 160 MW e que deve começar a funcionar em 1960) todos os elementos de combustível têm igual enriquecimento; apresentam a novidade de serem os primeiros formados por 5% de U-235 puro diluído uniformemente com tório, figurando ambos os elementos sob a forma de óxidos. Os reactores de água sob pressão têm permutadores de calor; no reactor de Shippingport a água quente passa para o permutador à temperatura de 290 °C e volta ao reactor a 277 °C e foi revelado que quando o vapor do secundário da turbina foi súbitamente interrompido, a temperatura da água se elevou somente de três graus centígrados e o coeficiente de temperatura negativo inerente reduziu a potência automaticamente com velocidade adequada para completa segurança da operação. Os reactores de água em ebulição geralmente não precisam de permutador de calor, sem qualquer inconveniente. Quando a turbina do BWR de 5 MW foi examinada depois de 15 meses de funcionamento verificou-se que não estava radioactiva. O BWR de 5 MW de Vallecitos tem uma intensidade de radiação  $\gamma$  de 15 miliroentgen por hora no ponto de entrada do vapor da turbina quando a trabalhar a plena potência — a qual é devida à actividade gama do N 16 (período=7 segundos) e é considerado de completa segurança visto que a actividade gama desaparece imediatamente após a interrupção do funcionamento. Encontrou-se uma quantidade de radioactividade de pouca importância após a rotura de um elemento de combustível mas a conclusão geral a que se chegou nos Estados Unidos da América foi que o funcionamento destas centrais desprovidas de permutadores de calor é inteiramente satisfatório e sem perigo e, por isso, o grande BWR de 180 MW da central de Dresden, que deve começar a funcionar em 1960, está a ser construído sem permutadores. Parece, contudo, que as opiniões sobre este ponto não são completamente unânimes pois o BWR de 125 MW projectado na América com destino à Bélgica utilizará um permutador de calor: deve dizer-se, todavia, que o vapor que sai deste reactor irá para um sobreaquecedor aquecido por óleo e para este fim o ciclo de vapor indirecto oferece certas vantagens de funcionamento em virtude do tampão formado pelo uso dos permutadores de calor.

As estimativas do custo da energia obtida a partir dos reactores de água sob pressão e de água em ebulição até agora construídos não são indicativos do que pode conseguir-se dentro de um período de alguns anos. Assim o PWR de 60 MW custa para cima de 400 libras por quilowatt instalado, e no entanto, espera-se que o reactor de Indian Point custe 170 libras por quilowatt sem o sobreaquecedor de óleo que elevará a potência da central a 275 MW a um custo global de 120 libras por quilowatt (comparado com o preço de 80 libras por quilowatt de uma central conven-

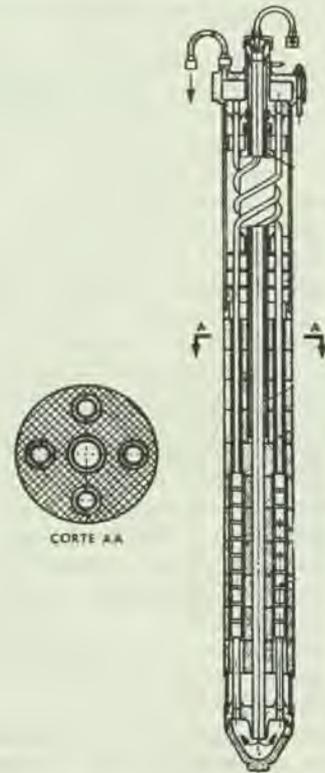


Fig. B — Elemento de combustível arrefecido por água ou por vapor do reactor russo de 5 MW (eléctricos)

cional de vapor da mesma capacidade em Nova Iorque), que o BWR belga venha a custar 160 libras por quilowatt sem a adição do sobreaquecedor e 110 libras por quilowatt com o sobreaquecedor (na Bélgica). Estes preços são mais elevados que os preços ingleses. A característica mais interessante de ambos estes tipos de reactor é a grande quantidade de trabalho que pode ser realizado na fábrica fazendo baixar assim os custos de reunião no local em que a central ficará localizada e, evidentemente, o uso da água como moderador em vez dos milhares de toneladas de grafite puríssima necessários nos reactores de grafite, embora não se possa ajuizar pelas comunicações apresentadas em Genebra se o custo de capital final mais baixo poderá compensar o mais elevado custo de combustível que lhes é inerente. Não é também possível chegar a qualquer conclusão quanto à superioridade absoluta do PWR sobre o BWR ou vice-versa. O PWR revelou-se extremamente seguro e apropriado para utilização nos submarinos — é além disso o tipo escolhido para o primeiro navio mercante americano, o *Savannah*, e para o primeiro navio de guerra de superfície, o *Long Beach*.

Como veremos mais adiante, o quebra-gelos *Lenine* da URSS, utiliza reactores de água sob pressão. Os reactores de água em ebulição pareceriam oferecer a possibilidade de serem mais baratos mas não é necessariamente assim se se tiver que conservar o permutador de calor e terão que passar vários anos até que a superioridade de um dos tipos sobre o outro se possa revelar.

As altas pressões envolvidas nestas centrais produtoras de vapor combinadas com a temperatura relativamente baixa do vapor — 290 °C — deu um incentivo à evolução de dois outros projectos de reactores de grande interesse, utilizando num deles um líquido orgânico como moderador e refrigerante, e sendo o outro refrigerado por um metal líquido. O trifenilo é uma substância orgânica de elevado ponto de ebulição que foi utilizada com êxito num reactor experimental de 16 MW (calor) como moderador e refrigerante acima de 380 °C (tanto como o  $CO_2$  dos reactores arrefecidos a gás) e a uma pressão de 350 libras por polegada quadrada. Decompõe-se, evidentemente, sob a acção do fluxo neutrónico mas a um ritmo razoavelmente aceitável tanto do ponto de vista técnico como económico; não é corrosivo e, por isso, permite a utilização de elementos de combustível com bainhas de alumínio reduzindo, deste modo, o enriquecimento necessário para se atingir a divergência. A indispensável experiência de funcionamento será fornecida por um reactor de potência de 12 MW, em construção. O reactor arrefecido por metal líquido elimina completamente as altas pressões. O sódio ou as ligas de sódio e potássio têm sido usados em reactores experimentais desde 1951. Um destes reactores, com a potência de 20 MW (calor) funcionou com êxito durante dois anos no sul da Califórnia. Este reactor é moderado por grafite e para impedir que o sódio passe através da grafite, os blocos do moderador tiveram que ser metidos dentro de bainhas constituídas por folhas de zircónio muito finas, sem dúvida com grande despesa. Têm sido utilizados elementos de combustível de vários tipos, sob a forma de metal ou de carboneto, sempre com bainhas de liga de zircónio, mas o problema da elevação brusca a grandes temperaturas quando a carga cessa súbitamente parece persistir. Poderiam atingir-se temperaturas do refrigerante de 500 °C a 600 °C se os problemas de funcionamento fossem resolvidos, estando em projecto um reactor de 70 MW para funcionar a esta temperatura num tanque de aço de 17 pés de diâmetro por 27 pés de altura. É necessário um ligeiro enriquecimento por causa da perda de neutrões captados pelo

sódio e pelos componentes de aço inoxidável e das perdas por fuga; a captura pelo sódio exige o emprego de permutadores de calor sódio/sódio visto que o refrigerante primário se torna muito radioactivo.

Os estudos mais recentes indicam, contudo, que é necessário um maior desenvolvimento das técnicas de manipulação do sódio líquido e a produção de elementos de combustível que resistam a temperaturas tão altas.

A primeira e mais original realização russa situa-se numa linha completamente diferente. É reconhecida a vantagem do arrefecimento por água mas evitou-se o emprego de vasos de alta pressão utilizando-se a água só como refrigerante, em tubos de pequeno diâmetro, e a grafite como moderador numa câmara à pressão atmosférica. O primeiro reactor desta família produziu electricidade em Junho de 1954 — prestou óptimos serviços durante quatro anos e informação muito valiosa sobre o modo de se utilizar um reactor para sobreaquecer vapor, apontando assim o caminho para progressos muito importantes no domínio do funcionamento a temperaturas elevadas. O núcleo do reactor é muito pequeno — só seis pés de altura e cinco pés de diâmetro — composto de blocos hexagonais de grafite ajustados de molde a formarem um conjunto com o aspecto de um favo de mel. No centro de cada bloco é colocado um elemento de combustível (fig. 8) arrefecido internamente por água que passa por dentro de tubos de aço inoxidável de paredes finas (0,6 mm) primeiro no sentido descendente e depois no ascendente. As paredes destes tubos podem suportar pressões internas de 1500 libras por polegada quadrada, às quais a água a 280 °C não ferve. Uma vantagem óbvia deste método de arrefecimento é que, na eventualidade de rotura de um tubo de entrada de água para o urânio, os produtos da cisão não podem voltar para o refrigerante e entrar no sistema de circulação. Como o moderador de grafite não é directamente arrefecido a sua temperatura eleva-se a 800 °C e para impedir a oxidação a esta temperatura, o moderador é envolvido por uma atmosfera gasosa de azoto puro.

Devido ao largo emprego do aço inoxidável, para se poder atingir a criticidade é necessário utilizar um enriquecimento de 5% em U-235. Após um longo período de estudo o fluxo do refrigerante através de alguns dos canais foi modificado de molde a provocar a ebulição. Ao contrário do que sucede nos reactores de água fervente, a ebulição nestes estreitos canais de água não afecta a estabilidade visto que a principal acção moderadora da velocidade dos neutrões é realizada pela grafite e não pela água.

Alguns dos canais foram pois utilizados para sobreaquecer o vapor já elevado a 270 °C nos canais de água/vapor. Prestou-se atenção ao problema de evitar pulsações no fluxo de vapor quando a mistura de vapor/água é expelida dos canais e então estes canais sobreaqueceram o vapor até 350 °C, sem dificuldade. Tanto êxito tiveram estas experiências preliminares que estão agora em construção quatro centrais do mesmo tipo de 100 MW (fig. 9). Apesar da quantidade de aço inoxidável que tem que empregar-se em cada elemento de combustível, foi possível, por um novo arranjo da rede do núcleo, reduzir o enriquecimento em U-235 para 1,3%. O núcleo cilíndrico destes reactores de potência tem 24 pés de diâmetro e 20 pés de altura com intervalos de 8 polegadas na malha da rede. Os elementos são constituídos por conjuntos de seis cilindros ocios de urânio em vez de quatro como sucedia no reactor de 5 MW: 70% dos conjuntos serão arrefecidos por água em ebulição à pressão de 2300 libras por polegada quadrada contendo

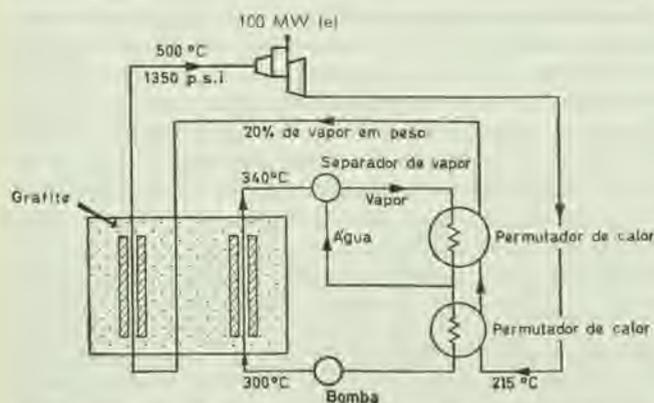


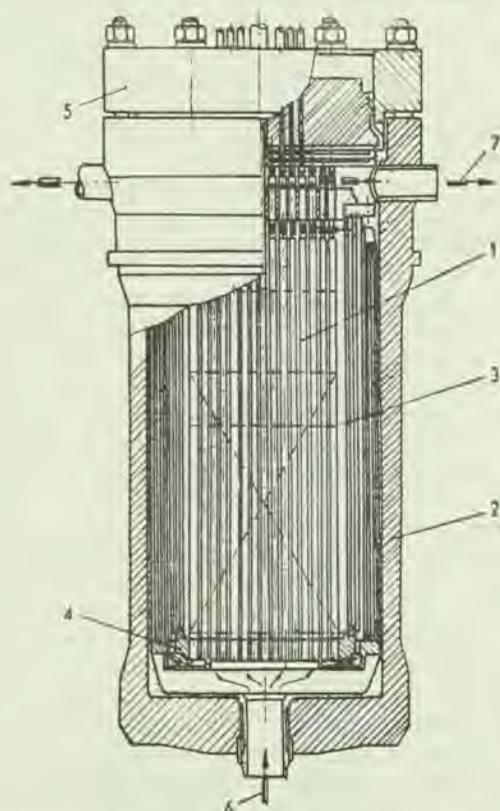
Fig. 9 — Esquema do reactor de água em ebulição da URSS com sobreaquecimento. Este reactor tem como moderador a grafite e utiliza elementos de combustível tubulares com bainha de aço inoxidável

uma percentagem de vapor superior a 33% e esta mistura vapor/água circulará num circuito fechado cedendo o seu calor num evaporador ao circuito de vapor secundário que opera a 1500 libras por polegada quadrada e que alimenta a turbina depois de ser sobreaquecido a 500 °C.

Separando o vapor do primário do vapor do secundário, qualquer alteração que se dê no regime de água do circuito não se reflecte no vapor sobreaquecido nem no circuito da turbina. As temperaturas mencionadas para as centrais de 100 MW em construção parecem ser maiores do que as que foram utilizadas no trabalho experimental, mas há obviamente grande confiança no projecto visto que vão ser construídos quatro desses reactores e que se anuncia que essas futuras centrais deverão produzir energia a um preço que não excede o das centrais térmicas. A ideia de sobreaquecimento do vapor no reactor é muito mais atraente do que a do sobreaquecimento por óleo adoptada pelos americanos de modo que os russos, embora disponham de amplas reservas de combustíveis fósseis, estão a construir estas centrais com o objectivo de as instalarem em locais em que os recursos actuais de carvão e petróleo são limitados. Os reactores cujo moderador está sujeito a pressões normais e cujo combustível é arrefecido empregando tubos de alta pressão, parecem oferecer maiores possibilidades de serem construídos em unidades de muito maiores dimensões do que as permitidas pelos tipos BWR e PWR visto que o número de tubos que passam através do moderador à pressão atmosférica poderá ser aumentado sem limite presumível.

Aparte os reactores arrefecidos por água/vapor e moderados por grafite, outros reactores russos desenvolvem-se segundo linhas já descritas — PW, BW e arrefecidos por sódio. A aplicação mais original em que eles estão empenhados é o quebra-gelos *Lenine*. Este navio revolucionará os transportes no Ártico pois poderá permanecer em acção durante mais de um ano. O *Lenine* terá uma potência de 33 000 kW e será equipado com três reactores de água sob pressão (fig. 10) — dois para utilização e um de reserva — tendo cada um a potência de 90 MW (calor). O núcleo de cada reactor é muito pequeno, só três pés de diâmetro e cinco pés de altura, com uma carga de 2 t de óxido de urânio enriquecido a 5%, embainhado com liga de zircónio e o núcleo tem uma reactividade mantida dentro de limites que lhe permitem operar a plena potência durante mais de um ano. Muito semelhante ao do reactor de potência russo de arrefecimento por água e moderado por grafite, é o projecto do reactor canadiano NPD<sub>2</sub>, que emprega como moderador água pesada à pressão atmosférica, sendo o combustível arrefecido por água, obrigada a percorrer sob elevada pressão os tubos que contêm o combustível.

Assim, o fluido de arrefecimento está sujeito a alta temperatura e pressão enquanto o moderador é mantido a temperatura e pressão baixas. A água pesada é cara mas é melhor que a grafite como moderador e não absorve neutrões como a água ordinária. O resultado é que pode utilizar-se óxido de urânio não enriquecido realizando-se uma economia substancial no custo do combustível. O Canadá tem em construção uma pequena central piloto de 20 MW, de arrefecimento por água pesada contida dentro de tubos de pressão de zircónio de 3,5 polegadas de diâmetro que passam através do vaso (por dentro de tubos de alumínio) que contém a água pesada utilizada como moderador. O refrigerante opera acima de 280 °C a uma pressão de 1000 libras por polegada quadrada e a comu-



Vista geral do reactor: 1, Canais; 2, Vaso de pressão; 3, Blindagem; 4, Placa inferior; 5, Cobertura; 6, Entrada do refrigerante; 7, Saída do refrigerante

Fig. 10 — Reactor de água sob pressão de 90 MW (calor) para o quebra-gelos LENINE

nicação canadiana à Conferência de Genebra considera que centrais grandes construídas de acordo com este princípio devem permitir a obtenção de energia barata.

#### Reactores de futuro

Além desta gama de projectos de reactores para centrais de potência já bastante bem estabelecidos, existe outro domínio de reactores experimentais que estão a ser estudados em muitos países não sendo, no entanto, praticável passá-los aqui em revista. O objectivo geral desses projectos é eliminar o custo de fabrico dos elementos de combustível e remover continuamente os produtos de cisão de molde a evitar perda de neutrões e a necessidade de alta reactividade interna. O combustível ou é utilizado em solução aquosa ou pode ser dissolvido em metal líquido. O primeiro reactor americano deste tipo dispunha de sulfato de urânio dissolvido em água contida à pressão de 1000 libras por polegada quadrada dentro de um vaso esférico construído de liga de zircónio.

A solução tinha o enriquecimento necessário para poder atingir a criticidade. O reactor funcionou à potência de 1600 kW e possuía uma grande estabilidade inerente. Os produtos gasosos da electrólise da solução recombinavam-se continuamente e os produtos da cisão eram continuamente removidos. Numa segunda variante deste projecto o núcleo era envolvido por uma cobertura contendo uma solução de um elemento fértil, tório ou U-238, de modo que quaisquer neutrões que pudessem escapar-se do núcleo em vir-

tude das suas dimensões relativamente pequenas fossem absorvidos por essa cobertura produzindo mais combustível cindível. Nos EUA e na URSS são objecto de estudo activo versões em grande escala — acima de 150 MW — desta mesma ideia. Talvez uma grande desvantagem destes reactores seja que, se alguma vez vierem a ter êxito como reactores de potência, as centrais necessitam de estabelecimentos próprios de manipulação química radioactiva de grande complexidade enquanto os elementos de combustível sólidos descarregados de uma central que os utilize podem ser transportados para um ou mais centros de manipulação química, onde poderão ser novamente transformados em elementos de combustível.

Não devo deixar de mencionar o desenvolvimento de reactores auto-regeneradores em que os neutrões rápidos emitidos na cisão do  $U-235$  ou do  $Pu$  são absorvidos por  $U-238$  fértil e produzem uma quantidade de  $Pu$  maior do que a que sofre a cisão. O primeiro reactor do mundo a produzir electricidade — em Dezembro de 1951 — foi o reactor autoregenerador experimental do Laboratório de Argonne. O núcleo de um reactor autoregenerador é constituído por um feixe de barras de combustível altamente enriquecido, de  $U-235$  ou de  $Pu$ , cada uma das quais convenientemente embainhada, envolvida por barras semelhantes de  $U-238$ , todas separadas por espaços muito pequenos e arrefecidas por um metal líquido. Os neutrões rápidos emitidos na cisão têm uma probabilidade elevada de atingirem o  $U-238$  mais próximo com grande velocidade provocando algumas cisões de átomos de  $U-238$ ; na verdade, a massa crítica do reactor resulta da combinação da cisão do núcleo e da contribuição para a cisão da cintura de barras de  $U-238$  deslocando-se ambas, uma em relação à outra, de molde a conseguir-se um equilíbrio estável regular. Exceptuando alguns que se perdem, todos os neutrões não absorvidos pela reacção em cadeia vão converter o  $U-238$  em  $Pu$ .

Como não se utiliza qualquer moderador, o núcleo é muito compacto, sendo por isso o uso de metais líquidos a única maneira praticável de extrair o calor com rendimento elevado. O sódio líquido será utilizado como refrigerante primário totalmente contido junto do reactor dentro da blindagem biológica e no interior dos vasos contentores nos quais está construído o reactor rápido; um circuito secundário de sódio transporta o calor para fora deste vaso para um permutador de calor e turbina. A equina que está a construir o reactor FERMI de 300 MW (term.) nos Estados Unidos da América comançou que estudou um elemento de combustível mais satisfatório do que o utilizado nos reactores rápidos anteriores e que supunha que o núcleo poderia, empregando-o, ter um coeficiente de temperatura negativo. O reactor de Dounreay de 60 MW (calor) agora quase concluído, empregará inicialmente a liga eutética de sódio/potássio como refrigerante visto que esta é líquida a qualquer temperatura sendo os elementos de combustível constituídos por cilindros ocos embainhados com nióbio pelo lado de fora e, pelo lado de dentro, com molibdénio de ponto de fusão mais baixo. A URSS tem em funcionamento há um ano um reactor rápido de 5 MW empregando como refrigerante sódio líquido à temperatura de 500 °C; este reactor tem um elevado fluxo de neutrões rápidos constituindo um valioso meio para estudo das alterações estruturais provocadas pelo bombardeamento neutrónico. Está agora em construção um reactor rápido de 50 MW (eléctricos). Embora não haja urgência na utilização de reactores rápidos autoregeneradores eles virão por fim

a desempenhar um papel importante nos planos mundiais de utilização da energia nuclear, permitindo o emprego de grandes quantidades de  $U-238$  em vez da pequeníssima parte actualmente convertida em  $Pu$  quando o  $U-235$  sofre a cisão.

Neste momento, uma comissão do Almirantado Britânico, tem em estudo propostas para reactores de propulsão naval. Foram submetidos a apreciação, pela indústria, nada menos de sete projectos diferentes que vão desde uma adaptação do reactor arrefecido por  $CO_2$  até ao reactor arrefecido por hélio e tendo como combustível o carboneto de tório/urânio operando a 700 °C. Vários destes projectos de reactores podem ser construídos ao preço de cerca de 60£/kW afirmando-se que o custo do combustível para o *BWR* pequeno é apenas 3/4 do fuel-óleo, enquanto os pesos vão desde 1/3 a 1/2 do peso da caldeira convencional mais a necessária blindagem apropriada ao tamanho do navio.

Não há evidência suficiente para poder afirmar-se se existe autêntica vantagem económica imediata para a utilização de caldeiras nucleares nos navios mercantes embora o caso do *Lenine* pareça ser extremamente bem fundamentado nas suas linhas gerais. Contudo, a construção destes pequenos reactores (20 MW a 50 MW) forneceria uma experiência de valor inestimável para o projecto das centrais terrestres de potência que virão a ser necessárias em muitas partes do mundo na próxima década.

Na Conferência de Genebra «Átomos para a Paz» de 1955, as diferentes nações passaram em revista os seus recursos de combustível e fizeram uma estimativa do papel que a energia nuclear poderia desempenhar no futuro, próximo e distante. Nessa altura o aspecto económico da energia nuclear podia apenas basear-se em suposições. Quatro anos mais tarde, podemos dispor de números exactos para os reactores a construir até 1962 e de números aproximados para os que virão a construir-se até 1966; a indústria da engenharia nuclear começou bem; mas necessitamos ainda de uma experiência de funcionamento muito maior e não devemos tentar correr antes de sabermos andar. Assim o acidente de Windscale teve um efeito muito salutar e provocou uma revisão completa das medidas de segurança a adoptar no controle e na maneira de fazer funcionar os reactores, o que, no entanto, não afecta a economia da energia nuclear. A indústria está convencida de que os custos de capital das centrais hão-de baixar e já se verificou uma baixa no custo do combustível.

Perante um auditório de engenheiros concentrei a minha atenção na energia nuclear, mas não esqueçamos que a cisão nos permite dispor de grande número de isótopos radioactivos com os quais se realizam milhares de experiências por ano, fornecendo-nos conhecimentos mais exactos em todas as ciências: tanto na Física, Química, e Metalurgia, Oceanografia e Geologia como na Medicina, Biologia e Agricultura.

#### Fusão do hidrogénio com formação de hélio

No outro extremo da escala atómica há também possibilidades de se libertarem grandes quantidades de energia nuclear. Na verdade, todo o Universo, o Sol e a vida sobre a terra dependem do calor libertado pela fusão dos átomos de hidrogénio para formarem hélio. Pode provocar-se satisfatoriamente a fusão no laboratório? A pergunta é tentadora, pois sabemos que a reacção se passa sob completo controle na bomba de hidrogénio; tudo o que resta fazer

é provocar uma reacção semelhante em condições de estacionariedade. Na Conferência de Genebra mais de cem comunicações referiam-se a esta questão.

A reacção consiste na simples fusão de dois núcleos de deutério ou de um núcleo de deutério e outro de trítio. Foi conseguida há 25 anos acelerando uma pequena corrente de núcleos de deutério até uma velocidade muito elevada — algumas centenas de quilovolts — e bombardeando um alvo de deutério. Este processo é ineficiente como disse anteriormente; só algumas partículas rápidas provocam a fusão, perdendo as restantes gradualmente a sua energia ao difundirem-se pela acção de muitos núcleos do alvo. Se pudéssemos reter toda a energia do feixe no material do alvo de modo que a sua temperatura continuasse a elevar-se, então a cerca de cem milhões de graus centígrados<sup>3</sup> a probabilidade de se darem fusões quando os núcleos do alvo chocassem uns com os outros seria tão grande que a energia total libertada na reacção poderia exceder a energia total recebida.

Há várias maneiras pelas quais o deutério gasoso pode ser aquecido a temperaturas muito elevadas e, também, várias maneiras de confinar os iões e os electrões num pequeno volume apesar da sua grande energia. Por exemplo, se um feixe de iões de alta energia for apontado sobre um vaso cheio de deutério e se se aplicarem ao vaso campos magnéticos destinados a deflectirem os iões e a reterem-nos no vaso, os iões rápidos cederão a sua energia ao gás e a temperatura deste elevar-se-á continuamente. Esta ideia está a ser seguida em Oak Ridge e na URSS. Um feixe de deutério de 0,15 amperes é acelerado até atingir 200 kV e dirigido para um recipiente de 4 pés de diâmetro e 60 pés de comprimento contendo deutério e no qual se cria um campo magnético de 5000 gauss paralelo ao eixo do tubo. Nas extremidades do vaso o campo eleva-se a 8000 gauss: deve considerar-se que tendo os iões e electrões velocidades de rotação e translação, giram em órbitas mais pequenas à medida que se aproximam das extremidades do vaso, aumentando a energia de rotação da partícula à custa da de translação até que esta se anule e a «velocidade de corrente» das partículas ao longo das linhas de força se inverta: o recipiente é uma «garrafa magnética» com duas extremidades. Se não houvesse colisões, as partículas rápidas permaneceriam indefinidamente na garrafa; mas como elas cedem por difusão uma parte da sua energia aos iões contidos na garrafa, estes ganham energia até que, por fim, se estabeleça um equilíbrio entre a energia recebida e a perdida por vários processos secundários. Há várias causas de perda: quando um ião colide com uma molécula e a dissociação pode libertar-se um átomo neutro o qual por ser neutro não sofrerá a acção do campo e escapar-se-á transportando com ele metade da energia; os electrões emitem energia radiante quando são deflectidos pelos núcleos; as impurezas podem retardar a elevação de temperatura. Mas tanto a máquina DEX como a OGRA prometem bons resultados embora em Genebra só tenham sido feitas afirmações preliminares.

De longe a maior quantidade dos trabalhos de investigação sobre a fusão comunicados referiu-se aos programas de «contração» (pinch) de aquecimento e confinação de um gás. Se uma corrente eléctrica intensa passar através de um gás, o campo magnético associado cria uma força dirigida para o eixo da corrente e a descarga de gás dimi-

nuirá, portanto, o seu diâmetro até que a pressão interna do gás equilibre a força constritora. Tal processo de contração é, contudo, instável: as variações locais da força provocam compressões desiguais de que resultam localmente contrações bruscas e rápidas variações da indutância da descarga gasosa, dando origem a intensos campos eléctricos transitórios locais que podem provocar uma aceleração local irregular dos iões até atingirem velocidades elevadas. As perturbações locais podem também provocar ligeiras dilatações laterais da descarga em contração que se propagam zigzagueando através do tubo a grandes velocidades, deformando o que antes era um estreito filete gasoso. Verificou-se que um campo magnético constante paralelo à corrente que percorre a descarga reduzia tanto a «instabilidade de contração» como a «instabilidade de curvatura» referindo-se os resultados apresentados em Genebra a descargas gasosas toroidais finas estabilizadas por esses campos externos.

Fizeram-se passar correntes de cem mil amperes através de deutério gasoso contido em tubos toroidais durante um milissegundo tendo-se medido temperaturas de 3 a 4 milhões de graus centígrados. O gás quente pode ficar razoavelmente confinado ao longo do eixo do vaso de descarga de modo que, apesar destas temperaturas extremamente elevadas, as paredes do vaso, construído de vidro, sílica ou metal, não se fundiram nem se evaporaram: neste aspecto, o «confinamento» da descarga foi bom. Mas há grandes perdas de energia ainda não identificadas: sem elas a temperatura do gás podia ser várias vezes maior.

É difícil prever a rapidez com que caminhará esta investigação sobre a fusão do deutério: temos pela frente muitas incógnitas no que respeita ao processo da descarga gasosa e apesar do grande avanço conseguido nos últimos dois anos, não sabemos quantas dificuldades mais teremos que vencer. Enquanto não conseguirmos estabilizar a descarga, não poderemos atingir as temperaturas realmente altas, digamos 5 a 10 milhões de graus centígrados, a que se liberta uma quantidade suficientemente grande de energia de fusão — e, depois disso, ainda será preciso obter um factor de multiplicação pelo menos cinco vezes maior. À medida que se forem obtendo temperaturas mais elevadas os problemas da evaporação ir-se-ão tornando mais graves e terão de ser superados.

Tudo o que pode dizer-se hoje é que vários métodos são dignos de intenso estudo; se o estudo da cisão durante a guerra não tivesse sido intenso o despontar da era da energia nuclear teria de aguardar mais dez ou vinte anos; mas, sejamos francos, não há necessidade urgente de se conseguir construir num prazo limitado um reactor de energia termonuclear, pois que a cisão forneceu ao mundo um influxo de vida com energia bastante para uma ou duas centenas de anos: a fusão, se tiver êxito, ser-nos-á de auxílio por um milhão de anos.

T. E. ALLIBONE, C.B.E., Ph. D., D. Sc., F.R.S.

DIRECTOR DO LABORATÓRIO DE INVESTIGAÇÃO  
DA «ASSOCIATED ELECTRICAL INDUSTRIES»

DIRECTOR DA «SIEMENS EDISON SWAN LTD»

<sup>3</sup> As partículas a cem milhões de graus centígrados têm energias de cerca de 10 keV.