

L'AVENIR DU NUCLÉAIRE



Michel CHATELIER

Direction des Sciences de la Matière Département de Recherches sur la Fusion Contrôlée Commissariat à l'énergie atomique



Philippe MAGAUD

Direction des Sciences de la Matière Département de Recherches sur la Fusion Contrôlée Commissariat à l'énergie atomique

Michel Chatelier, 54 ans, docteur es sciences physiques de l'Université Paris-Sud (1976), a fait toute sa carrière dans le domaine de la fusion magnétique. Tour à tour physicien et chargé de la coordination des expériences sur le tokamak de Fontenay aux Roses TFR, il a participé à la construction et à l'exploitation scientifique du tokamak à aimants supraconducteurs Tore Supra de Cadarache. Actuellement adjoint du chef du département de recherches sur la fusion contrôlée, il est également directeur de recherche du CEA.

Philippe Magaud, 38 ans, ingénieur de l'École Nationale Supérieure de Physique de Grenoble (P88). Entré au CEA en 1989. Il est chargé de la coordination des activités de technologie de la fusion dans le cadre du programme Euratom.

Les perspectives de la fusion thermonucléaire

www-fusion-magnetique.cea.fr

Introduction

Le soleil rayonne depuis plus de cinq milliards d'années et il devrait, d'après les astrophysiciens, s'écouler au moins autant d'années avant que notre astre n'entre dans une phase conduisant à son extinction. Au cœur du soleil et des étoiles, les noyaux légers se combinent - ou fusionnent - pour former des noyaux plus lourds. Ce processus dégage une énergie considérable et est à l'origine de la chaleur et de la lumière que nous recevons. Maîtriser sur terre de telles réactions à des fins de production d'énergie, ouvrirait la voie à des ressources quasiment illimitées. C'est l'objectif des recherches engagées par les grandes nations industrielles et en particulier par l'Union européenne. Après un rappel des grands principes, nous évoquerons l'état des recherches et les principaux faits marquants pour terminer par un des défis à venir pour la communauté fusion : la construction du dispositif devant démontrer la faisabilité scientifique et technologique de l'énergie de fusion.

Les grands principes

Les réactions de fusion

Pour obtenir une réaction de fusion, il faut rapprocher suffisamment deux noyaux qui, puisqu'ils sont tous deux chargés positivement, ont une tendance naturelle à se repousser. Une certaine énergie est donc indispensable pour franchir cette barrière naturelle et arriver dans la zone, très proche du noyau, où se manifestent les forces nucléaires capables de l'emporter. La probabilité de passage de cette barrière peut être quantifiée par la "section efficace" de la réaction. La variation des sections efficaces de plusieurs réactions de fusion en fonction de l'énergie d'interaction est indiquée sur la Figure 1. Plusieurs commentaires en découlent :

- Les sections efficaces des réactions de fusion sont de l'ordre du barn ($1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$), à comparer aux 600 barns de la réaction de fission de ^{235}U obtenue par impact de neutrons thermiques. Les réactions de fusion présentent donc des sections efficaces très faibles, y compris en comparaison avec d'autres processus concurrents comme l'ionisation, la diffusion coulombienne (choc de particules chargées), etc. C'est

une difficulté intrinsèque de la fusion.

- La fusion exige des hautes températures, typiquement plus de 100 millions de degrés (10 keV). A de telles températures, les électrons sont détachés des noyaux et l'on entre alors dans le quatrième état de la matière, l'état de plasma. Le plasma existe dans l'univers sous des formes très diverses et avec des caractéristiques en température et densité très variables. Il constitue la forme la plus répandue de la matière dans l'univers et a déjà de nombreuses applications dans la vie courante (tube à néon, torche à plasma...).
- La réaction de fusion la plus accessible est la réaction impliquant le deutérium et le tritium, les deux isotopes de l'hydrogène. C'est sur cette réaction que se concentrent les recherches sur la fusion contrôlée.

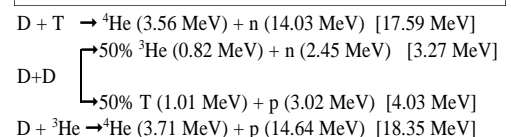
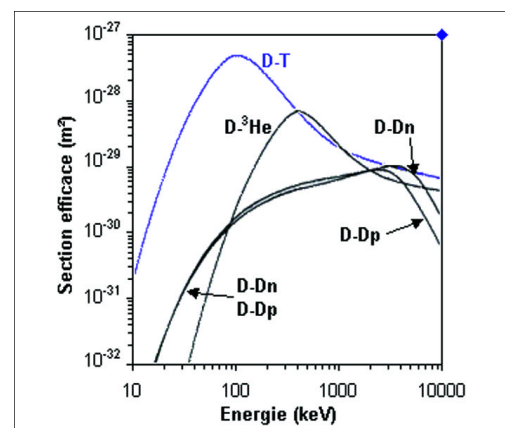


Figure 1 : Section efficace des principales réactions de fusion pour des applications énergétiques

Les conditions nécessaires aux réactions de fusion

Nous venons de le voir, la fusion exige des températures élevées. D'autres conditions sont aussi nécessaires pour espérer utiliser la fusion comme source d'énergie.

En tant que gaz chaud, le plasma n'est jamais totalement isolé et il subit de ce fait des pertes diverses, par rayonnement mais aussi par convec-

tion et par conduction. On définit généralement un temps synthétisant l'ensemble de ces pertes appelé temps de confinement de l'énergie (τ_E) : c'est le temps que met le plasma à se vider de son contenu énergétique si l'on coupe brutalement les sources d'énergie qui l'alimentent. D'une certaine façon, τ_E caractérise la qualité de l'isolation du plasma.

Pour que la fusion soit énergétiquement rentable, il faut que l'énergie produite par les réactions de fusion compense au minimum ces pertes. Cette condition impose une limite inférieure au produit densité (n) x temps de confinement de l'énergie, donnée par le critère dit de Lawson :

$n \cdot \tau_E > g(T) \cdot f(Q)$ où $g(T)$ rend compte de la variation du taux de réaction avec la température T et Q est le rapport entre la puissance fusion produite et la puissance extérieure fournie au plasma. Le facteur Q est souvent appelé facteur d'amplification de l'énergie. Deux valeurs de Q sont caractéristiques :

- $Q = 1$ indique que la puissance générée par le plasma est égale à la puissance qu'on lui couple de l'extérieur. Cet état est appelé "break-even" et est approché dans les machines expérimentales les plus performantes.
- $Q = \infty$ exprime que la puissance extérieure apportée au plasma est nulle. Le plasma s'autoentretient seul : on dit qu'il est en ignition.

Pour un plasma de deutérium et de tritium, la fonction $f(Q)$ vaut environ 1 pour $Q=1$ et tend rapidement vers 5 pour les valeurs élevées de Q . Dans ces conditions et pour une température de 10 keV, le critère de Lawson s'écrit : $n \cdot \tau_E > 10^{20} \text{ (m}^{-3} \cdot \text{s)}$.

Fusion dans les étoiles... fusion sur Terre

Dans le soleil et les étoiles, les conditions nécessaires à la fusion en terme de température, densité et temps de confinement sont maintenues grâce à la gravité, solution qu'il est impossible d'utiliser sur terre. Le fait que le critère de Lawson fixe une limite, non pas pour n et τ_E séparément, mais pour leur produit, permet cependant d'envisager deux voies d'approche radicalement différentes :

- porter à très haute pression et à haute température un petit volume de matière pendant un temps extrêmement court, on parle alors de confinement inertiel. On cherche ainsi à obtenir le plus grand nombre possible de réactions de fusion avant que le plasma ne se disperse. Les temps de confinement caractéristiques sont de l'ordre de quelques picosecondes.
- piéger et maintenir à très haute température un plasma. Ce plasma est confiné

dans une boîte immatérielle créée par des champs magnétiques, on parle alors de confinement magnétique. On cherche ici à "donner du temps" aux particules pour fusionner. Les temps de confinement caractéristiques sont de l'ordre quelques secondes.

La fusion inertielle est à ce jour surtout étudiée pour la simulation des armes nucléaires aux Etats-Unis et en France. La fusion magnétique se développe dans un cadre international très ouvert en raison de ses applications uniquement focalisées sur la production d'énergie. Nous nous limiterons par la suite à cette seconde approche.

Des boîtes magnétiques pour contenir le plasma

Le plasma est un fluide électriquement conducteur, mais électriquement neutre vu de l'extérieur, dans lequel les ions et les électrons se meuvent presque indépendamment les uns des autres. Plongés dans un champ magnétique, ions et électrons vont suivre des trajectoires en forme d'hélices qui s'enroulent autour des lignes de champ et y restent "piégés". C'est le principe du confinement magnétique. Des topologies droites (ou cylindriques) ont d'abord été étudiées mais elles présentent l'inconvénient de laisser échapper le plasma aux extrémités. Pour éviter cela, on referme le cylindre sur lui-même : on obtient alors une configuration torique. Cependant, dans une telle configuration, la courbure (et donc la force centrifuge) et l'inhomogénéité du champ (le champ magnétique est plus élevé sur la face intérieure du tore que sur la face extérieure) sont la cause d'une dérive des particules chargées. Ions et électrons ont tendance à se séparer, les uns vers le haut et les autres vers le bas, et ils finissent par sortir du piège magnétique. Pour compenser cet effet, les lignes de champs sont modifiées afin de les rendre hélicoïdales. Les particules passent alors successivement en haut puis en bas de la configuration magnétique : l'effet de dérive, qui est toujours dans le même sens, est alors en moyenne compensé. Ceci est réalisé en ajoutant au champ torique (on dit "toroïdal") initial un autre champ magnétique qui lui est perpendiculaire (le champ "poloïdal"). La méthode utilisée pour produire ces lignes de champ hélicoïdales a donné naissance à deux types de machines :

- Dans un "tokamak", le champ magnétique poloïdal est créé par un courant toroïdal circulant dans le plasma lui-même, qui devient le secondaire d'un transformateur. Le tokamak est donc un dispositif impulsional.

- Dans un "stellarator", la configuration magnétique repose entièrement sur des courants circulant dans des bobines externes. Cette configuration, plus complexe au plan des principes et de sa géométrie, n'est pas au même niveau de développement que la configuration tokamak. Elle possède toutefois des qualités intrinsèques (c'est un dispositif naturellement continu) qui motivent la poursuite des efforts dans ce domaine.

Le plasma se comporte comme un gaz et exerce vers l'extérieur une pression (cinétique) dont la valeur augmente avec la température et la densité. Si l'on veut confiner le plasma, cette pression doit être équilibrée par une pression vers l'intérieur. C'est le rôle de la pression (magnétique) exercée par le champ magnétique. Dans la pratique, on montre que pour éviter l'apparition d'instabilités, la pression cinétique doit être très inférieure (un facteur 10) à la pression magnétique. On voit donc ici apparaître une limite sur la densité. Avec des valeurs usuelles pour la température (10-20 keV) et le champ magnétique (5-10 T), cette densité limite est de l'ordre de 10^{20} m^{-3} . Ceci fixe aussi la valeur du temps de confinement que doit viser la fusion magnétique : de l'ordre de quelques secondes (voir le critère de Lawson).

Comment chauffer le plasma ?

Quelle que soit la façon dont le plasma est créé à l'intérieur d'une structure de confinement, il n'a jamais d'emblée la température requise pour les réactions de fusion. Trois méthodes sont possibles pour chauffer un plasma :

- le courant qui circule dans le plasma du tokamak sert également à chauffer le plasma par effet Joule. Ce dernier reste efficace jusqu'à une température de l'ordre de 1 keV. Au delà, la résistivité du plasma devient trop faible et l'efficacité de cette méthode décroît. Dans un stellarator, il n'y a pas de courant central et donc pas de chauffage "ohmique".
- le chauffage par injection de particules neutres de haute énergie consiste à créer et accélérer un faisceau d'ions, en dehors de l'enceinte de confinement. Ce faisceau est ensuite neutralisé avant de pénétrer dans le plasma où les particules sont à nouveau ionisées et confinées par le champ magnétique. Les collisions redistribuent l'énergie et la température du plasma augmente.
- le plasma peut absorber l'énergie d'ondes électromagnétiques à des fréquences caractéristiques du milieu. L'énergie des

ondes électromagnétiques est transmise au plasma par des antennes situées dans l'enceinte de confinement. Le choix de la fréquence permet de définir l'espèce de particules (ions ou électrons) qui sera chauffée et la région où se fera l'absorption de l'onde et donc le chauffage.

En plus de permettre de chauffer le plasma, ces méthodes permettent aussi de générer du courant de façon permanente et donc d'envisager un fonctionnement continu du tokamak (en dépit de son caractère impulsionnel intrinsèque).

Dans un réacteur de fusion thermonucléaire à confinement magnétique, la température du plasma pourrait être amenée au niveau adéquat par une combinaison des méthodes ci-dessus. Lorsque les réactions de fusion seront en nombre important, l'énergie portée par les noyaux d'hélium et restant confinée dans le plasma deviendra alors la méthode de chauffage majoritaire ($Q > 5$).

Le principe du réacteur

Le schéma de principe d'un réacteur à fusion est présenté sur la Figure 2. On ne s'attardera pas sur les composants indispensables que sont les moyens de chauffage et le système magnétique. Pour ce dernier, nous précisons cependant que les courants qui parcourent ces bobinages sont de forte intensité (plusieurs kA) et posent donc un problème de consommation d'énergie électrique. Pour un réacteur en fonctionnement permanent, l'utilisation de moyens classiques (bobines en cuivre refroidies à l'eau)

grève sévèrement le bilan énergétique global : l'utilisation de bobinage supraconducteur s'impose donc.

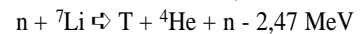
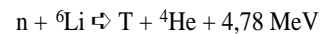
Le mélange combustible deutérium-tritium est injecté ❶ dans une chambre où, grâce au système de confinement et de chauffage il passe à l'état de plasma et brûle de façon continue ❷. Le plasma produit des cendres (les atomes d'hélium) et de l'énergie sous forme de particules chargées ou de rayonnement ❸. Les particules chargées et le rayonnement s'amortissent en abandonnant leur énergie dans la "première paroi" qui, comme son nom l'indique, est le premier élément matériel rencontré au-delà du plasma. L'énergie qui apparaît sous forme d'énergie cinétique des neutrons est, quant à elle, convertie en chaleur dans la couverture ❹, élément situé après la première paroi, mais néanmoins à l'intérieur de la chambre à vide. La chambre à vide elle-même est le composant qui clôt l'espace où a lieu la réaction de fusion. Première paroi, couverture et chambre à vide sont bien évidemment refroidies par un système d'extraction de la chaleur. La chaleur est utilisée pour produire de la vapeur et alimenter un ensemble classique turbine et alternateur producteur d'électricité ❺.

Revenons un peu sur la couverture ❹ qui remplit en fait plusieurs fonctions :

- Son premier rôle consiste à récupérer l'énergie que les neutrons abandonnent en échauffant les matériaux. Un fluide caloporteur circule dans la structure et évacue la chaleur produite vers les équipements classiques que sont le générateur de

vapeur, la turbine et l'alternateur où est finalement générée l'électricité.

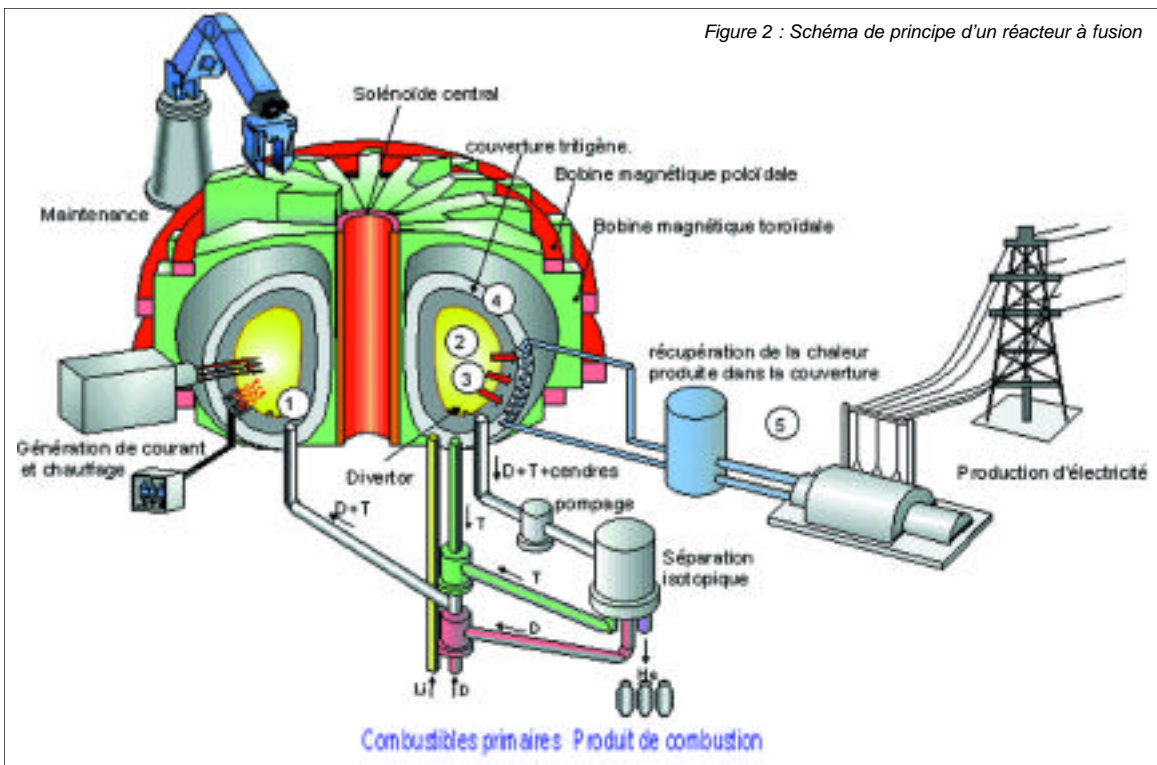
- Le deuxième rôle de la couverture est de produire le tritium nécessaire à la réaction de fusion. Le tritium n'existe en fait qu'en très petite quantité dans la nature. Il sera donc produit in-situ par bombardement neutronique sur un autre corps aisément disponible, le lithium via les réactions suivantes :



On a évidemment intérêt à privilégier la première réaction qui dégage de l'énergie : la couverture est ainsi, elle aussi, le siège de réactions productrices d'énergie qui interviennent pour 20% dans le bilan du réacteur. Le lithium peut être sous forme solide (céramique) ou liquide (alliage métallique), suivant le concept de couverture utilisé.

- La couverture doit enfin jouer un rôle de protection neutronique en réduisant considérablement l'énergie et le flux neutronique afin d'abriter les composants suivants (chambre à vide, système magnétique...).

Pour atteindre un rendement global de l'ordre de 35%, un réacteur devra pouvoir réaliser des facteurs d'amplification de l'énergie Q supérieurs à 25-30. Ceci impose que les réacteurs de fusion seront nécessairement des unités de grande taille, typiquement capables de produire 1000 MWélectrique. La fusion, à la différence des autres sources d'énergie, ne peut se concevoir en petites unités.



Les avantages de la fusion

L'énergie de fusion présente un certain nombre d'avantages qu'il est important de rappeler ici.

Les combustibles sont abondants et géographiquement également répartis. Le deutérium peut être extrait de façon économique de l'eau de mer (33 g de deutérium par m³ d'eau de mer). Les ressources énergétiques en deuté-

rium représentent plus de 10 milliards d'années de consommation annuelle mondiale. Dans le cas de la fusion deutérium-tritium, ce dernier est fabriqué in-situ à partir du lithium, que l'on trouve dans l'écorce terrestre. Les ressources en lithium terrestre sont estimées à 2000 ans. Cette limite est repoussée à plusieurs millions d'années si le lithium est tiré de l'eau de mer.

La fusion présente des avantages en terme de sûreté. Les conditions d'entretien de la réaction de fusion imposent l'utilisation d'un plasma très peu dense (quelques grammes de combustible dans un volume supérieur à 1000 m³). La quantité de combustible présente dans la chambre de combustion pendant la réaction est donc toujours très faible. Toute perturbation non contrôlée de ce milieu entraîne son refroidissement rapide et l'arrêt des réactions de fusion. En particulier, l'emballement de la réaction est intrinsèquement impossible.

L'énergie de fusion, comme les énergies renouvelables et la fission, ne produisent pas en fonctionnement de gaz à effet de serre ni de pollution atmosphérique.

Aucun des combustibles de base, le deutérium et le lithium, pas plus que le produit de la réaction, l'hélium (un gaz rare), ne sont radioactifs ou toxiques. Comme dans toute installation soumise à un flux de particules (réacteur à fission, accélérateur), les matériaux constituant la structure du réacteur seront activés. Sur le plan de l'impact environnemental, le choix pour ces éléments de structure de matériaux à faible activation (ou plus exactement à temps de décroissance rapide) permet de minimiser les quantités de déchets radioactifs. Ces matériaux peuvent être des aciers dans lesquels on a remplacé les éléments pénalisants d'un point de vue activation (le nickel, le molybdène par exemple) par d'autres plus intéressants et compatibles d'un point de vue métallurgique ou par d'autres familles de matériaux comme les alliages à base de vanadium ou les composites en carbure de silicium. Après une période de 100 ans suivant l'arrêt définitif du réacteur, la majorité (voire la totalité) de ces matériaux peut être, soit considérée comme des déchets de très faible activité, soit recyclée dans la filière nucléaire.

Etat des recherches

Un peu d'histoire

Les prémisses des recherches sur l'énergie de fusion peuvent être datées des années 1920 avec les premières explications sur l'origine de l'énergie des étoiles. Les premières expériences de confinement avec des

champs magnétiques sont initiées aux Etats-Unis dès 1938. L'année 1958 marque la déclassification des recherches. Plusieurs configurations magnétiques sont étudiées : décharges toroïdales, stellarators, machines à miroir, Z et théta-pinches... Ainsi, afin de se donner les moyens de relever les considérables défis scientifiques et technologiques posés par la maîtrise de l'énergie de fusion, des collaborations sont organisées à l'échelle internationale. Au niveau européen, ces recherches sont entièrement fédérées et coordonnées via le traité EURATOM (1957). Cette organisation, complètement intégrée, est toujours en vigueur et est à l'origine de la position dominante de l'Europe sur le sujet.

En 1968, les scientifiques russes de l'Institut Kurchatov annoncent avoir obtenu des performances largement supérieures aux autres expériences avec une configuration magnétique particulière : le tokamak. Ceux-ci vont rapidement supplanter les autres configurations magnétiques. Aujourd'hui, seuls les stellarators restent encore considérés comme une alternative possible aux tokamaks, bien que leurs performances actuelles soient nettement moins avancées.

Démonstration des principes de base

Depuis le début de l'ère des tokamaks à la fin des années 1960, des progrès considérables ont été accomplis, que ce soit au niveau de la compréhension des phénomènes physiques ou au niveau des technologies mises en œuvre dans la construction des outils expérimentaux.

Ces résultats ont été obtenus sur de nombreuses installations, de tailles très diverses, conçues dans les années 1970 et exploitées depuis le début des années 1980. On peut retenir que tous les grands problèmes posés par l'énergie de fusion ont été abordés et que pour la plupart d'entre eux, des solutions sont proposées.

Le confinement du plasma

De nombreuses études expérimentales sur le confinement sont menées dans les principales machines à travers le monde. On a ainsi découvert que le confinement s'améliorait avec la taille de la machine mais qu'il se dégradait avec l'augmentation de la puissance de chauffage additionnelle couplée au plasma. Toutefois, on s'aperçut que sous certaines conditions, il existe un seuil en puissance à partir duquel le confinement est brutalement amélioré : ce régime de confi-

nement amélioré est appelé mode H (pour "High confinement") par opposition au mode de confinement obtenu en dessous du seuil en puissance, dit mode L (pour "Low confinement"). Il permet d'améliorer le temps de confinement de presque un facteur 2 par rapport au mode L. La découverte de ce mode de confinement amélioré, sur la machine allemande ASDEX dans les années 80, est capitale et le mode H est aujourd'hui le scénario de référence pour les machines de prochaine génération.

L'ensemble des résultats à l'échelle mondiale est regroupé dans une base de données dont une image est présentée sur la Figure 3. A partir de cette base, on a déterminé une loi d'échelle empirique, exprimant le temps de confinement à partir des principaux paramètres des machines et du plasma. Cette méthode, bien qu'empirique, est d'une importance primordiale pour pouvoir extrapoler les performances actuelles en confinement à celles d'une machine de prochaine génération, proche des conditions d'un réacteur. Cette figure illustre aussi l'importance de la machine européenne JET (Joint European Torus), qui est actuellement la plus grande installation expérimentale de fusion avec la machine japonaise JT-60U.

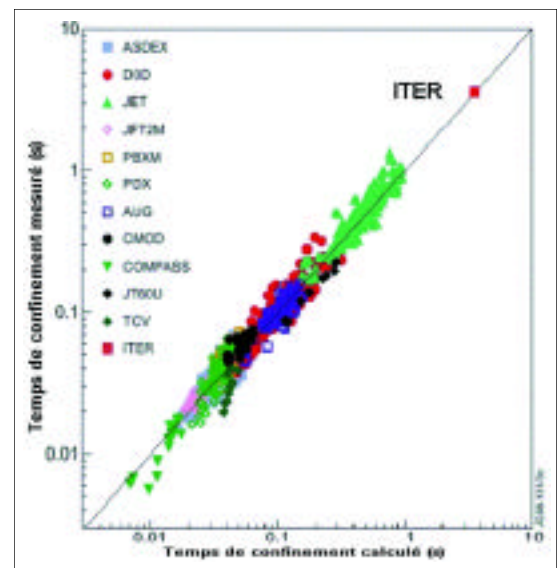


Figure 3 : loi d'échelle pour le confinement (comparaison calcul/expérience)

Les décharges performantes et les technologies associées : JET

Conçu dans les années 1970, JET représentait à l'époque un saut considérable puisque la plus grande machine européenne était alors TFR (Tokamak de Fontenay aux Roses), qui avait un volume plasma d'1m³, soit environ 100 fois moins que le volume plasma de JET. La machine JET est toujours actuellement le plus grand Tokamak au monde (Figure 4). Son système magnétique est composé de 32 bobines en cuivre entou-

rant l'enceinte de confinement et produisant un champ de 3,4 T au centre du plasma. Le JET est aussi équipé des technologies nécessaires à la gestion du tritium (stockage, injection dans l'enceinte de confinement, séparation des hydrogènes des gaz extraits, séparation isotopique) et à la télémanipulation de ses composants internes.

Les objectifs du JET sont essentiellement tournés vers la réalisation de décharges performantes et vers la qualification des scénarios

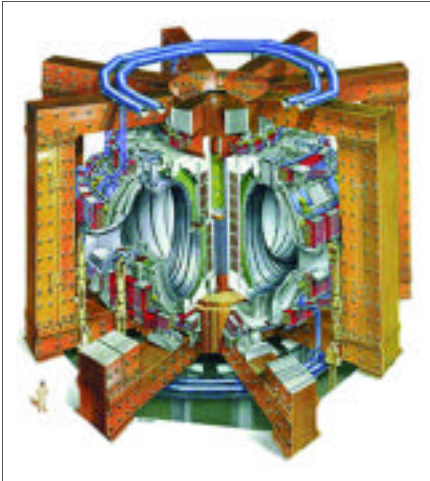


Figure 4 : Dessin du JET

retenus pour les machines de prochaine génération. Les aspects liés au chauffage du plasma par les particules alpha sont aussi abordés. JET a ainsi montré que la puissance nécessaire à l'obtention du mode H dans un plasma D-T était plus faible que dans un plasma D-D. Le résultat le plus spectaculaire reste cependant les 16 MW de puissance fusion obtenus pendant environ une seconde en 1997, avec un facteur d'amplification de la puissance Q d'environ 0,65 très proche des conditions du "break-even" ($Q=1$). La possibilité unique de réaliser des plasmas D-T sur JET s'accompagne évidemment de la maîtrise des technologies associées : la gestion du cycle tritium ou les moyens de télémanipulation. Le système de télémaintenance de JET permet de remplacer chaque tuile de la première paroi. L'opération a été menée entièrement en 1998 sur le divertor (composant gérant l'extraction en continu des cendres de la réaction, qui a été totalement remplacé par télémanipulation.

Les temps longs et les technologies associées : Tore Supra

Parallèlement aux recherches du JET sur les plasmas performants, la problématique posée par la réalisation de plasmas de longue durée (plusieurs minutes) est aussi étudiée au sein de l'Union européenne sur le tokamak Tore Supra, implanté sur le site du CEA à Cadarache.

Bien qu'ayant un volume plasma 6 fois inférieur à celui du JET, Tore Supra n'en est pas moins le plus grand tokamak à aimants supraconducteurs au monde (Figure 5). Cette caractéristique, associée à la présence de composants face au plasma activement refroidis par une circulation d'eau permet l'étude des plasmas en régime quasi permanent.

Tore Supra est équipé de 18 bobines toroïdales supraconductrices. Le matériau supraconducteur adopté est l'alliage niobium-titane refroidi dans un bain d'hélium

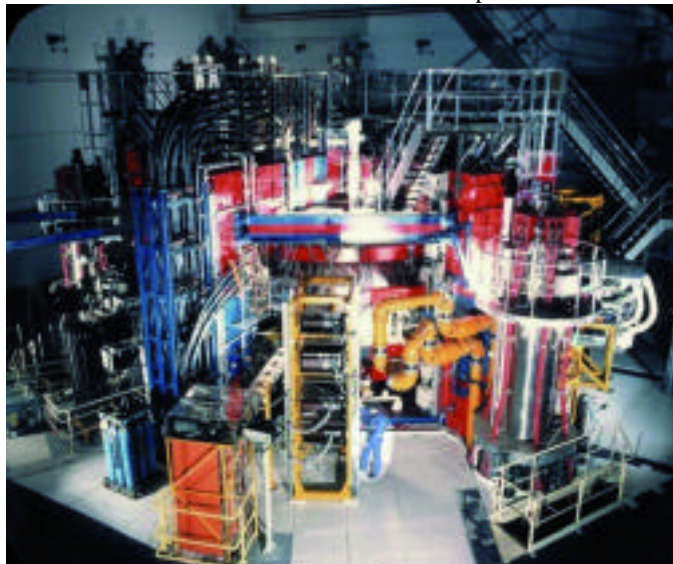


Figure 5 : Le Tokamak Tore Supra

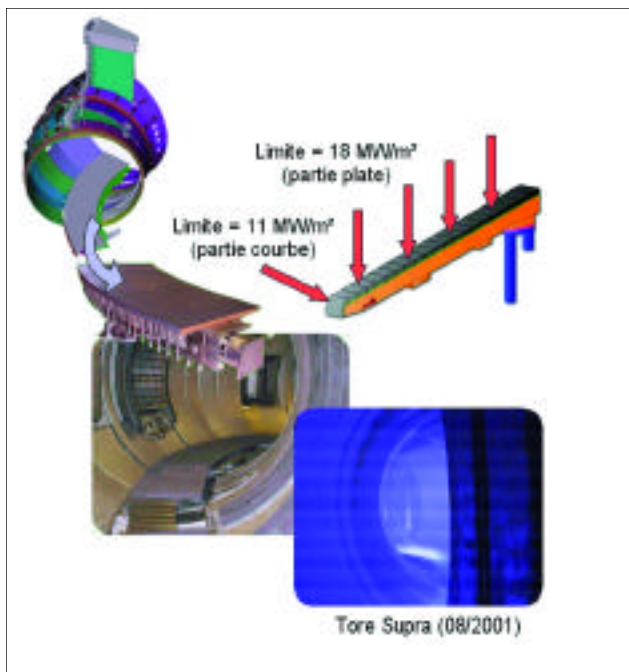


Figure 6 : Les composants internes de Tore Supra

supraconducteur dans un bain d'hélium superfluide (1,8 K, 1 bar). Les propriétés remarquables de ce bain assurent un refroidissement efficace du supraconducteur sans circulation de fluide. Ces aimants supraconducteurs sont exploités depuis 1989 sans problème majeur, démontrant du même coup la viabilité de la technologie supracon-

ductrice dans la configuration d'un dispositif de fusion contrôlée.

Les composants face au plasma sont activement refroidis, deuxième caractéristique unique de Tore Supra. Ils sont principalement constitués d'un Limiteur Pompé Toroïdal (LPT) de grande surface, élément principal d'interaction avec le plasma, capable d'extraire en permanence 15 MW de puissance transférée par les particules du plasma (Figure 6). Ce limiteur est placé en partie basse de la machine et constitué d'une

structure porteuse en acier inoxydable sur laquelle sont fixées des aiguilles en composite de fibre de carbone (CFC) et cuivre durci (CuCrZr) capables de supporter de forts flux thermiques en continu (plusieurs MW/m²).

Ces technologies ont permis de réaliser plusieurs décharges se chiffrant en minutes dont la décharge record du 18 septembre 2002, d'une durée de quatre minutes et demie, soutenue par une puissance de 3 MW, et conduisant à extraire plus de 750 mégajoules d'énergie thermique au cours de l'expérience.

Les technologies pour le réacteur

Les technologies plus spécifiques au réacteur sont aussi étudiées dans le cadre des programmes de recherches sur la fusion contrôlée.

En particulier, les couvertures tritigènes font l'objet d'études spécifiques, tant au niveau

des concepts qu'au niveau expérimental (procédés de fabrication, réalisation de maquettes...). Il a été par exemple démontré que la production autosuffisante de tritium était réalisable, et ce dans divers concepts. L'Europe étudie deux concepts qui diffèrent selon les matériaux tritigènes et le fluide caloporteur employés. Le premier concept

utilise un matériau tritigène liquide sous forme d'alliage de plomb (LiPb), refroidi à l'eau sous pression. Le second utilise des céramiques tritigènes et de l'hélium comme réfrigérant. Plusieurs céramiques sont étudiées (Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3) incluant leur méthode de fabrication, qui en sont à un stade de pré-industrialisation. Ces études doivent déboucher sur la réalisation de modules de couverture complets, qui seront testés dans la future installation de fusion ITER.

La viabilité de la fusion comme future source d'énergie sera en partie déterminée par des facteurs liés à la sûreté et à l'environnement. La fusion peut tirer ici avantage de sa relative jeunesse de développement pour intégrer le plus tôt possible dans la conception les solutions qui sont proposées par l'utilisation de matériaux de structure dits à basse activation. Ces matériaux ont l'avantage de présenter une décroissance rapide de leur activation. Ils sont particulièrement développés en Europe qui a axé ses études sur les aciers martensitiques basse activation. Une nuance particulière a été sélectionnée (aciers EUROFER) et a déjà donné lieu à des coulées significatives (quelques tonnes) permettant la fabrication d'échantillons qui sont soumis à de nombreux tests (comportement sous irradiation, corrosion, soudage,...).

La prochaine étape : l'intégration

Les quelques exemples ci-dessus illustrent les progrès considérables réalisés en Europe et dans le monde, tant au niveau de la physique, des technologies, ou encore sur l'image que l'on peut se faire aujourd'hui d'un réacteur électrogène de fusion du futur. Ces résultats ont été obtenus sur plusieurs installations expérimentales "spécialisées" : la physique des plasmas performants sur des temps courts (quelques secondes) sur JET, la problématique des décharges longues (quelques minutes) sur Tore Supra, sans oublier les nombreuses avancées obtenues sur l'ensemble des machines exploitées par la communauté européenne et internationale. Des réponses robustes à la majorité des interrogations suscitées par les études sur la fusion contrôlée sont apportées mais de façon encore indépendante. La prochaine étape doit constituer l'intégration de tous ces résultats au sein d'une même installation : c'est l'un des objectifs du projet international ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor).

La prochaine étape : ITER

Historique

Au cours des années 1980, le succès des

expérimentations comme celles menées sur le JET, associé aux progrès dans la compréhension du comportement du plasma réalisés dans des installations plus modestes, ont amené la communauté scientifique à étudier une installation expérimentale de "prochaine étape" dédiée à l'étude des plasmas proches de ceux d'un réacteur de fusion. Lors du Sommet de Genève en Novembre 1985, le Président Gorbatchev propose aux Présidents Reagan et Mitterrand de construire la prochaine génération de tokamak sur la base d'une collaboration intégrant les quatre partenaires majeurs du programme fusion. En octobre 1986, les Etats-Unis, l'Europe et le Japon répondent favorablement à cette proposition. Le projet ITER est né et regroupe sous les auspices de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) quatre participants : les Etats-Unis, le Japon, l'URSS et l'Europe associée au Canada. ITER est donc la première installation expérimentale conçue via une collaboration scientifique à l'échelle planétaire. Une première version du projet incluant la réalisation de maquettes à grande échelle des principaux composants est présentée en 1998. A cette date, les Etats-Unis se retirent du projet. Les partenaires restants orientent alors leurs efforts vers la conception d'une installation ayant un coût et des objectifs réduits. La phase d'ingénierie détaillée de cette nouvelle version s'est achevée en juillet 2001. Le dossier détaillé permettant une décision de construction est en cours d'examen par les partenaires (Union européenne, Japon, Russie, Canada).

Les objectifs d'ITER

L'objectif essentiel du programme ITER est de démontrer la faisabilité scientifique et technologique de l'énergie de fusion par confinement magnétique.

Cette machine permettra de produire 500 MW de puissance de fusion pendant plus de 400 s avec l'assistance de 50 MW de puissance de chauffage, soit une amplification de l'énergie d'un facteur 10 ($Q=10$). ITER permettra donc l'étude des plasmas en combustion, c'est à dire des plasmas où le chauffage par les particules alpha créées lors des réactions de fusion est majoritaire. La part de chauffage due aux particules alpha n'aura pas dépassé 10% dans les meilleures décharges réalisées dans la machine JET. ITER est dimensionné pour permettre l'étude de plasmas chauffés à plus de 60% par les particules alpha.

ITER sera aussi la première machine intégrant la majorité des technologies essentielles au réacteur de fusion : aimants supraconducteurs de très grande taille, composants face au plasma refroidis activement, gestion du tritium, maintenance robotisée, tests de modules de couvertures tritigènes.

Avec un grand rayon de 6,2m (distance axe de la machine - centre du plasma), le volume plasma d'ITER sera environ 6 fois supérieur à celui du JET (Figure 7). Le système cryomagnétique, entièrement supraconducteur, est conçu pour délivrer 5,3 T au centre du plasma. A l'intérieur de l'enceinte à vide,

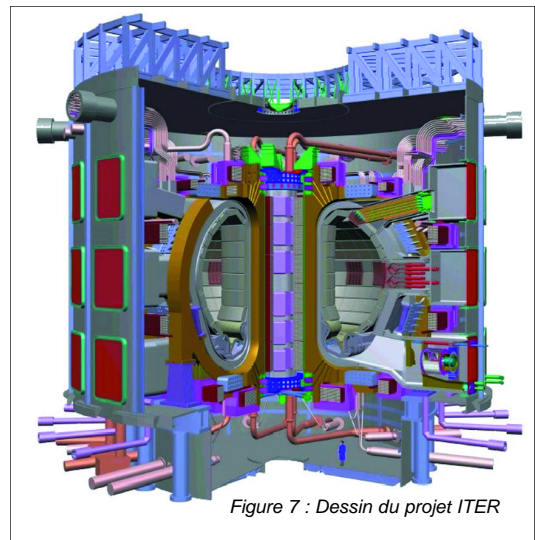


Figure 7 : Dessin du projet ITER

les composants internes (cassettes de divertor, limiteurs, modules de couverture,...) pourront être entièrement remplacés par maintenance robotisée. Les principaux composants d'ITER ont fait l'objet d'études très détaillées allant jusqu'à la réalisation de maquettes à l'échelle 1, comme pour l'enceinte à vide ou la manipulation du divertor. Les différents câbles supraconducteurs et connexions supraconductrices prévus dans ITER ont été testés avec succès en 2000 et 2001 sous la forme de bobines modèles (câble à échelle 1, bobine échelle 1/3) permettant également de valider les différentes étapes de la fabrication dans l'industrie (Figure 8).

Le coût de construction du projet est évalué à environ 4 G€ à partager entre tous les partenaires. Huit années seront nécessaires pour la construction. La mise en route se fera ensuite de façon progressive avec d'abord une phase de plasmas d'hydrogène, qui permettra de tester la machine et de valider les scénarios de confinement qui seront utilisés pour les phases en deutérium et deutérium-tritium. La durée d'exploitation est évaluée à une vingtaine d'années.

La France propose un site pour accueillir ITER

En juillet 2000, la France a proposé aux partenaires européens du programme fusion de prendre en considération l'implantation possible d'ITER sur le site du CEA/Cadarache. Cette proposition (confirmée par une déclaration du Ministre de la recherche français lors du Conseil des Ministres européens du 30/10/01) faisait suite à celle du consortium industriel ITER-Canada, qui avait déjà exprimé son intérêt en proposant le site de Clarington, près de Toronto. La France et le Canada ont été rejoints courant 2002 par l'Espagne et le Japon qui ont aussi fait acte de candidature.

Depuis le début de l'année 2001, l'implantation sur le site de Cadarache du projet ITER fait donc l'objet d'études détaillées au niveau technique (implantation, évaluation sismique, approvisionnement en eau, en électricité...), au niveau réglementaire (procédure d'acceptation par les autorités de sûreté) et au niveau de l'impact socio-économique. Ces études permettent d'affirmer aujourd'hui que Cadarache est apte à recevoir le projet dans les meilleures conditions possibles. Cadarache s'appuie sur plus de quarante ans d'expérience dans le domaine de l'énergie nucléaire. Plus de 4000 personnes y travaillent sur un site de 1600 hectares. On y compte dix-huit installations nucléaires de base. Le site bénéficie donc d'une expérience considérable dans la gestion des installations nucléaires et dispose de 20 ans d'expertise au niveau international sur les recherches en fusion magnétique (Figure 9).

Les différents sites sont en cours d'évaluation et l'on peut imaginer qu'une décision finale sera prise courant 2003, permettant un début de construction à partir de 2005.

A plus long terme

ITER est une expérience scientifique et technologique destinée à démontrer la faisabilité de cette nouvelle option de production d'énergie. Après cette ultime expérience, la construction d'un réacteur électrogène (de démonstration ou prototype), relève de décisions n'appartenant pas à la génération actuelle (la fin de vie d'ITER est envisagée aux alentours de 2030). Par contre, la génération actuelle se doit de préparer le corpus des connaissances nécessaires permettant, plus tard, d'envisager sereinement toutes les options énergétiques possibles. ITER fait partie de cette connaissance comme tous les programmes d'accompagnement ayant une vocation plus orientée "réacteur". Nous

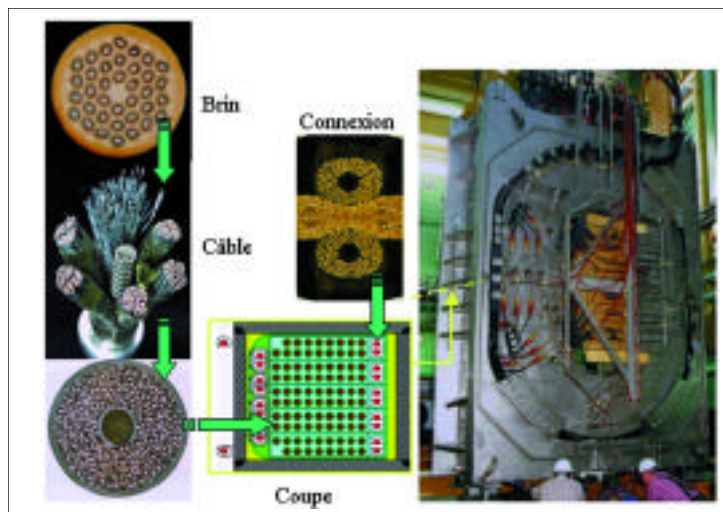


Figure 8 : Conception et test d'éléments supraconducteurs pour ITER



Figure 9 : Implantation d'ITER à Cadarache

avons déjà cité l'indispensable programme concernant le développement de matériaux basse activation. Nous pouvons tout aussi bien évoquer les études socioéconomiques menées en Europe. Il peut paraître tout à fait prématuré d'évoquer les coûts de production du kilowattheure d'une source d'énergie qui est encore à plusieurs dizaines d'années de sa commercialisation.

Ce type d'études a pourtant plusieurs intérêts :

Le premier est de mettre en évidence l'impact de telle variable physique ou de telle hypothèse de réalisation technologique sur les coûts. Ces résultats qui fixent les ordres de grandeurs relatifs et les sens de variations, ont évidemment une influence directe sur la stratégie de développement.

Le deuxième intérêt est de vérifier que le dispositif proposé n'est pas sans rapport avec les exigences du marché. Les modèles économiques employés sont dans le prolongement direct des modèles employés pour la conception, l'optimisation et le calcul des coûts des machines actuelles ou du projet ITER. Sous beaucoup d'aspects, ITER est voisin du réacteur. Les coûts de construction du projet ont été directement déterminés par les industriels concernés en Europe, au Japon, en Russie et aux Etats-Unis. On dispose ainsi d'une base solide d'évaluation.

Les incertitudes qui restent sont certes importantes mais portent plus sur la disponibilité du réacteur que sur le coût direct de ses composants.

Les études économiques effectuées pour la fusion montrent que contrairement

à ce qui a été parfois avancé, les coûts de l'énergie de fusion ne sont pas de nature à hypothéquer automatiquement son avenir. En intégrant les impacts environnementaux et des hypothèses conservatrices au niveau de la physique et des options technologiques retenues, le coût du kilowattheure fusion se situe entre 1,5 et 2 fois le coût du kilowattheure nucléaire fission, entre le coût du kilowattheure éolien et le coût du kilowattheure solaire.

Conclusions

Les recherches civiles sur la fusion ont véritablement démarré à la fin des années 1950 avec un effort important de coopérations internationales. Les progrès ne se sont depuis jamais démentis. Le bilan énergétique du plasma, mesuré par le triple produit de la densité, de la température, et du temps de confinement de l'énergie, a été multiplié par 1000 ! Plusieurs mégawatts de puissance fusion ont déjà été produits et des décharges de plusieurs minutes ont été réalisées. Les bases scientifiques sont aujourd'hui suffisamment solides pour envisager la construction d'un appareil validant la faisabilité de l'énergie de fusion. Ce projet international se nomme ITER et pourrait être construit en France. L'insertion dans l'offre énergétique pourrait avoir lieu dans la seconde partie de ce siècle, à une époque où l'épuisement des ressources classiques et les conséquences climatiques de notre consommation commenceront à se faire sentir de façon forte. La fusion présente des avantages qui peuvent contribuer à une production d'énergie plus respectueuse de notre environnement. Il est très certainement du devoir de la génération actuelle de préparer la base de connaissance nécessaire et de savoir-faire permettant aux décideurs de demain, d'envisager sereinement toutes les solutions énergétiques possibles. C'est l'objectif des recherches actuelles sur la fusion.