

# ITER, la fusion contrôlée, énergie du futur

**La combustion nucléaire d'hydrogène délivre un million de fois plus d'énergie que sa combustion chimique, mais est bien plus difficile à réaliser.**

**Fruit d'une collaboration internationale à l'échelle mondiale, le projet ITER (1) vise à maîtriser cette combustion, étape essentielle et avancée considérable vers un réacteur électrogène utilisant la fusion contrôlée. La décision de construction est imminente.**

**Le site est à choisir : pourquoi pas Cadarache ?**

**par Robert Aymar,  
Directeur général du CERN,  
Directeur d'ITER (1994-2003)**

**L**a fusion des noyaux légers des isotopes de l'hydrogène (Deutérium et Tritium, D et T) est la seule source d'énergie de l'Univers. Elle peut fournir une source d'énergie utilisable sur Terre si des

conditions particulières sont réalisées : densité et température du milieu suffisamment grandes, et pertes énergétiques suffisamment faibles. On obtient alors une « combustion » nucléaire tout à fait analogue à la « combustion » chimique du charbon par exemple, qui exige aussi des valeurs particulières, très différentes, des mêmes paramètres : l'énergie de la combustion permet de stabiliser la température du milieu à la valeur nécessaire pour entretenir cette combustion.

Cette potentialité justifie les travaux de recherche sur le confinement magnétique des plasmas, qui ont débuté au milieu des années 1950-1960 et ont réalisé depuis lors des progrès substantiels dans la compréhension des mécanismes physiques contrôlant les performances : diminution des pertes par utilisation de configurations magnétiques sophistiquées, réalisant ainsi un meilleur « confinement » ; le paramètre

mesurant ces performances a crû durant les 30 dernières années comme celui mesurant celles des mémoires digitales. Les développements technologiques ont accompagné la réalisation de dispositifs expérimentaux de taille croissante, dont le JET (Joint European Torus) est l'actuel champion mondial, et ASDEX en Allemagne et Tore Supra en France des exemples substantiels en Europe (2).

- Les performances obtenues avec ces appareils sont suffisamment proches des valeurs nécessaires pour le fonctionnement d'un réacteur de puissance pour justifier la confiance aujourd'hui acquise dans la possibilité d'utiliser la fusion DT comme source future d'énergie.

- De plus, l'abondance du combustible Deutérium, et Lithium (qui permet de régénérer le Tritium), la sûreté particu-

**ITER est la dernière étape de validation scientifique sur le chemin conduisant au réacteur électrogène**

(1) International Thermonuclear Experimental Reactor.

(2) Le mot Tore (ou Torus) fait allusion à la forme du bobinage supraconducteur utilisé dans ces projets.

lièrement attrayante du fonctionnement d'un réacteur utilisant la fusion et le recyclage possible des matériaux constitutifs sont des aspects essentiels qui n'autorisent pas à négliger les potentialités de cette source d'énergie, dans la perspective des besoins futurs en énergie propre et sans effets dommageables sur l'environnement.

## Stratégie de développement

Depuis la Conférence sur l'énergie nucléaire à Genève en 1958, les recherches sur la fusion par confinement magnétique ont été « déclassifiées » et ont été l'occasion de collaborations particulièrement exemplaires s'agissant de travaux à long terme sans l'implication d'intérêts industriels immédiats.

En Europe, il n'y a pas de programmes strictement nationaux, mais seulement un programme européen, coordonné au niveau de l'Union. Dans le monde, ces recherches ont permis le développement de relations scientifiques importantes au travers de toutes les frontières durant et après l'époque de la « guerre froide ».

## La fusion par confinement magnétique

La réaction de fusion, qui libère le plus d'énergie et est la plus facile à mettre en œuvre, est celle qui correspond à la fusion de deux isotopes de l'Hydrogène, le Deutérium (1 proton + 1 neutron) et le Tritium (1 proton + 2 neutrons). Lorsque ces deux noyaux fusionnent, les particules résultantes sont un noyau d'Hélium 4 (2 protons + 2 neutrons) et 1 neutron. La réaction libère une énergie considérable sous forme d'énergie cinétique des particules créées.

Deutérium + Tritium  $\Rightarrow$   ${}^4\text{He} + n + 17.6 \text{ MeV}$

${}^4\text{He}$  = Hélium ou particule alpha de 3,5 MeV

n = Neutron de 14 MeV

Dans des conditions stationnaires, excluant celles représentatives de phénomènes purement transitoires (micro-explosions), pour que le Deutérium et le Tritium fusionnent, il faut vaincre la répulsion coulombienne entre les deux noyaux chargés positivement ; il faut donc créer un plasma à une température supérieure à 100 millions de degrés, dans lequel les atomes sont complètement ionisés et confinés par un champ magnétique, et au sein duquel la réaction est entretenue. Le gradient de pression, nécessairement présent dans le plasma pour que sa frontière soit suffisamment froide, entraîne un flux d'énergie (et de particules), vers le bord, c'est-à-dire des pertes qui fixent des limites au confinement. Ces flux, associés à une diffusion transverse au champ magnétique, sont dus à une turbulence à petite échelle. Cette turbulence est complexe et on ne sait pas encore la simuler numériquement à partir de l'analyse théorique « ab initio ». La voie expérimentale, utilisant les effets bénéfiques dus à la taille croissante des dispositifs, est celle qui a permis de progresser régulièrement vers la production d'énergie par fusion.

L'objectif est de parvenir à créer un plasma en combustion, dont la température est maintenue essentiellement par les réactions de fusion elles-mêmes. Le noyau d'Hélium de 3,5 MeV formé est capturé par le champ magnétique de la configuration et cède son énergie au plasma, soit 20 % de l'énergie totale libérée pendant la réaction, réduisant d'autant la puissance à injecter pour compenser les pertes d'énergie et maintenir la température. Pour un réacteur, la rentabilité demandera que la puissance injectée reste une petite fraction de la puissance produite, essentiellement récupérée lors du ralentissement des neutrons (80 % de l'énergie de réaction) dans une couverture extérieure.

Dans le cas d'ITER, la puissance auxiliaire injectée ne représentera que la moitié de la puissance fournie au plasma d'ITER par les noyaux d'Hélium, soit 10% de la puissance totale de fusion. Le défi scientifique est de parvenir au contrôle et à la maîtrise des mécanismes physiques régissant le plasma dominé par les réactions de fusion en régime permanent: il s'agit d'une avancée incontestable vers la connaissance de cet état de la matière et la réalisation d'un réacteur.

Ces relations étroites expliquent l'existence d'une stratégie de développement unique à travers le monde, qui explicite l'affirmation suivante : l'étape des machines en cours d'exploitation (JET par exemple) doit être suivie par l'étude d'un « plasma en combustion », dans

un dispositif extrapolé à partir des résultats obtenus actuellement.

- Les machines actuelles permettent de simuler, pas toujours simultanément, la plupart des paramètres physiques qui

(3) Le Tokamak, abréviation russe pour « chambre toroïdale à confinement magnétique », est un appareil contenant un plasma confiné dans un espace restreint à l'aide d'un très fort champ magnétique toroïdal, permettant d'étudier les réactions de fusion thermonucléaire.

contrôlent les performances du dispositif extrapolé ; mais des effets essentiels (non linéaires) de la source interne de chaleur (les particules d'hélium énergiques créées par la réaction DT) et de sa distribution spatiale ne peuvent être

exactement simulés avec les dispositifs actuels.

- La taille du dispositif nécessaire à l'étude du « plasma en combustion » et sa complexité conduisent à un ordre de grandeur du coût qui dépasse les possibilités d'investissement des programmes de chacun des grands pays acteurs sans un accroissement substantiel de leur niveau de ressources, et justifient sa réalisation en coopération multinationale.

- Ce dispositif, à la fois expérience de physique et réacteur expérimental, doit démontrer la maîtrise scientifique de la fusion comme source d'énergie et développer les technologies nécessaires à un futur réacteur.

- Son succès devrait être suivi par la réalisation d'un réacteur de démonstration, fournissant de l'électricité de manière fiable, sinon commercialement compétitive, lui-même suivi éventuellement par un prototype de réacteur compétitif. Bien évidemment, sans chevauchement des étapes successives, la dernière men-

## Historique du projet ITER

En 1986, M. Gorbatchev a proposé à MM. Mitterrand et Reagan une coopération scientifique sur la fusion, qui est traduite en 1988 par la démarche suivante: Europe, Japon, URSS et Etats-Unis conviennent d'analyser en commun les stratégies éventuelles de développement de la fusion par confinement magnétique et, si possible, de définir en commun les dispositifs envisageables à cette fin.

Durant les années 1988 à 1990, les échanges entre équipes nationales ont montré qu'une même stratégie était partagée par les quatre pays et, pour la poursuivre, le concept d'un dispositif extrapolant les résultats physiques connus, a été esquissé et son coût estimé dans un document publié par l'AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique). Le dispositif devait atteindre l'ignition (la puissance des alpha compense alors l'ensemble des pertes du plasma) et servir de banc d'essais pour les technologies nécessaires à un futur réacteur de démonstration, produisant de l'électricité de manière suffisamment fiable.

En 1992, après une négociation de 18 mois, un accord a été signé [1] entre les quatre partenaires pour réaliser en six années, de juillet 1992 à juillet 1998, avec des contributions égales, l'étude détaillée du dispositif expérimental envisagé ainsi que la qualification des solutions techniques proposées par un programme de R&D distribué entre les partenaires pour une valeur globale d'environ 800 millions de dollars. Les résultats devaient permettre d'entreprendre, éventuellement en commun, la construction et l'exploitation de cet appareil. L'objectif énoncé du programme est d'assurer la « faisabilité » scientifique de la fusion par confinement magnétique comme source d'énergie.

En juillet 1993, les objectifs fixés pour la période d'ingénierie ont été atteints. Le dossier détaillé d'ITER et des résultats de R&D étaient disponibles et publiés par l'AIEA [2] ainsi que l'estimation du coût, conforme à la prévision initiale (approximativement 6 milliards de dollars US, valeur janvier 1989). La nécessité d'atteindre l'objectif de l'ignition, avec des marges de sécurité suffisantes, a conduit à retenir des paramètres physiques exigeant la grande taille du dispositif et donc une puissance de fusion élevée (1 500 MW), qui ont entraîné un coût important.

Les partenaires ont décidé en 1998 d'examiner la construction d'un dispositif moins coûteux, tout en maintenant l'objectif stratégique de faisabilité scientifique de la fusion magnétique comme source d'énergie.

L'abandon de l'objectif d'ignition, pour ne conserver qu'un facteur d'amplification d'environ 10 entre la puissance auxiliaire injectée dans le plasma et la puissance de fusion, et la réduction des marges techniques, rendue possible par les bons résultats de la R&D en physique et en technologie engagée depuis 1992, ont permis de proposer en juillet 2001 un nouveau dispositif [3], de taille réduite, permettant de satisfaire l'objectif stratégique et de réduire le montant d'investissement à 3 milliards de dollars US (valeur janvier 1989), soit environ 4,7 milliards d'euros actuels en incluant le coût des personnels durant la construction.

C'est la réalisation de ce dispositif qui fait l'objet des négociations engagées depuis juillet 2001 entre trois partenaires fondateurs d'ITER (Europe, Japon, Fédération de Russie) rejoints par la Chine, la Corée du Sud et les Etats-Unis (qui s'étaient éloignés du projet en septembre 1999). Le Canada a souhaité être partenaire pour offrir le site de Clarington près de Toronto pour la réalisation d'ITER, puis s'est retiré en 2002 laissant en compétition deux sites potentiels: l'un au Japon (Rokkasho, au nord de l'île d'Honshu), l'autre en Europe (Cadarache au sud de la France).

(4) Le divertor est un système modifiant la configuration magnétique périphérique du plasma. Il permet de diminuer la pollution du plasma et d'évacuer, en même temps que l'hélium et d'autres impuretés, le flux d'énergie issu des particules chargées produites par ces réactions de fusion ainsi que de l'interaction du plasma avec les parois du réacteur.

tionnée ne saurait survenir avant la deuxième moitié du siècle.

## Des premiers résultats aux objectifs d'ITER

Après une décennie de résultats décevants dans la recherche de la configuration magnétique la mieux adaptée, la percée avait été réalisée par l'équipe de Lev Artsimovitch à l'Institut Kurchatov avec l'invention du Tokamak (3), dont les résultats présentés en 1969 avaient représenté alors une avancée spectaculaire. Immédiatement après, les physiciens du monde entier s'étaient lancés dans la construction d'une première génération de grandes installations expérimentales basées sur ce principe, en particulier, parmi les premières en France le Tokamak de Fontenay-aux-Roses (TFR). Les Etats-Unis, le Japon et l'Europe ont aujourd'hui construit une deuxième génération d'installations équivalentes de plus grande taille. On peut considérer de façon schématique que le programme de recherche sur la fusion magnétique n'a démarré vraiment qu'au début des années 1970.

En Europe, le traité Euratom a permis de coordonner l'ensemble des recherches

au niveau de l'Union européenne et de réaliser de très grandes installations expérimentales. Le Joint European Torus (JET), situé en Grande-Bretagne, est actuellement le plus grand Tokamak et donc le champion des performances atteintes à l'échelle mondiale, devant les installations ASDEX (Allemagne) et Tore Supra (France).

Les progrès des recherches depuis vingt ans ont été considérables ; à la fois dans la compréhension des mécanismes physiques et la maîtrise des différents problèmes technologiques. On a réussi à diminuer les pertes et l'utilisation de

configurations magnétiques sophistiquées a permis de réaliser un meilleur « confinement ».

La mesure des performances obtenues durant les 30 dernières années montre une croissance rapide et régulière, analogue à celles des processeurs et des mémoires pour ordinateurs. Le paramètre qui permet d'évaluer les progrès accomplis est le produit :  $n \cdot \tau \cdot T_i$  soit Densité du plasma x Temps de confinement de l'énergie x Température

Les performances obtenues avec les installations expérimentales actuelles sont suffisamment proches des valeurs

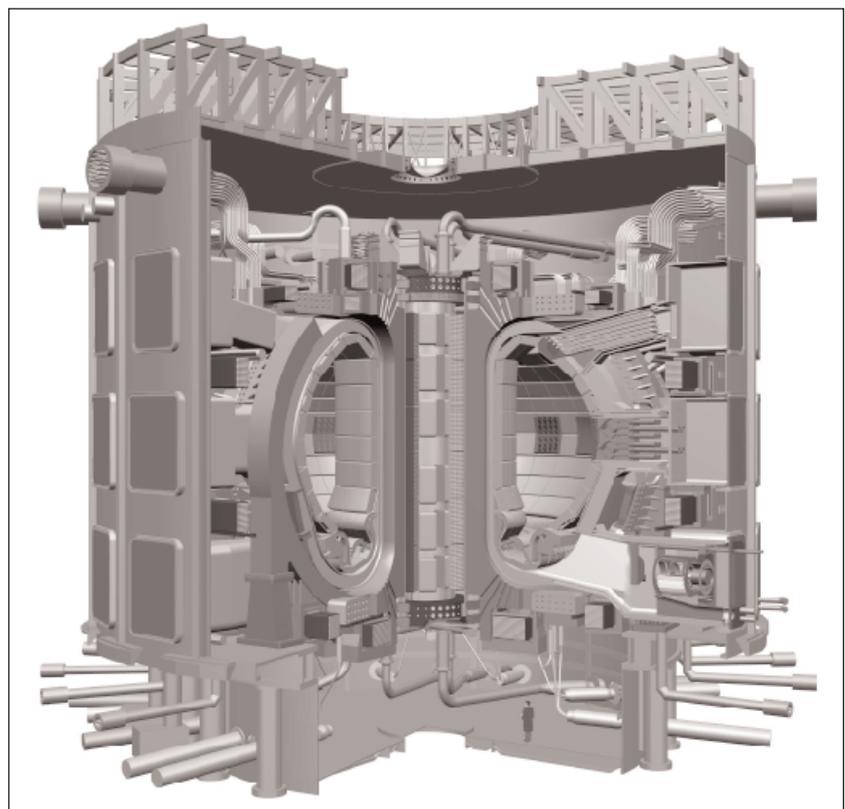
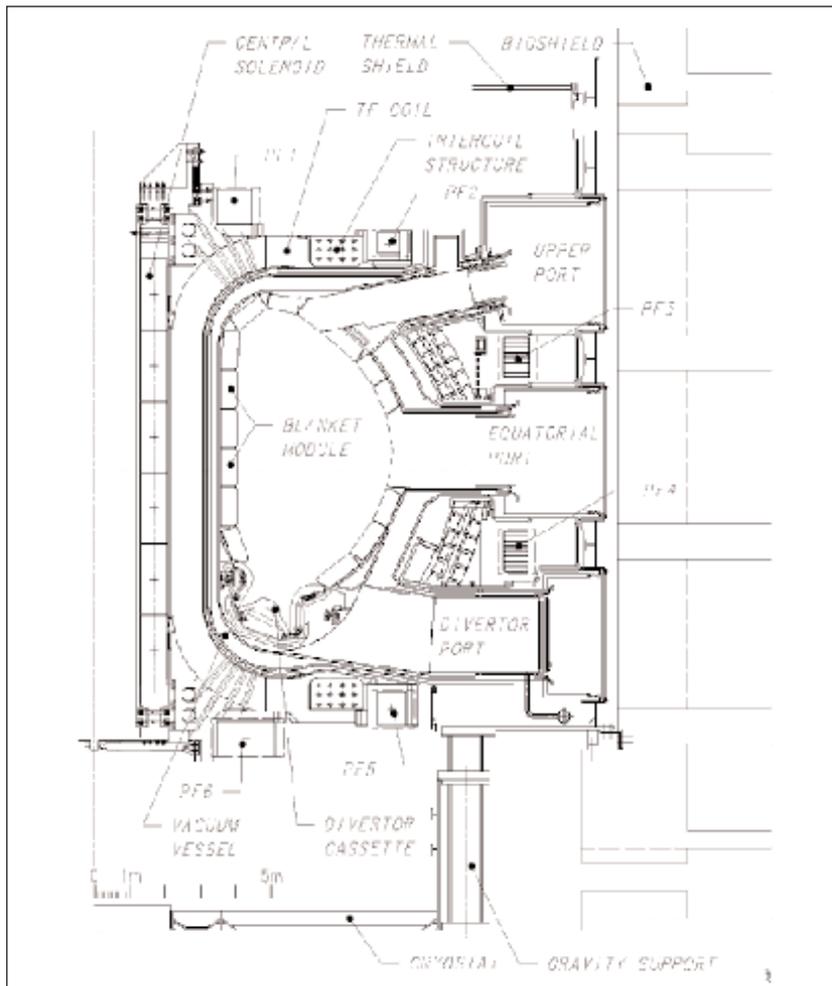


Fig. 1 - ITER

nécessaires pour le fonctionnement d'un réacteur de puissance pour justifier la confiance aujourd'hui acquise de pouvoir utiliser la fusion comme source d'énergie [4].

A défaut de simulations numériques complètes, les performances sont actuellement prédites à l'aide de lois d'échelle. Cette démarche empirique a été utilisée avec succès, grâce à une collaboration internationale remarquable, qui a permis la mise en commun de tous les résultats obtenus sur les machines actuelles. Cette méthode a pu être fiabilisée en utilisant un principe de similitude, fondé sur une expression adimensionnelle de ces lois d'échelle.

On peut ainsi extrapoler vers ITER les résultats obtenus sur des machines existantes comme le JET ou JT-60, une machine japonaise équivalente. L'essentiel du programme actuel de ces machines consiste à rechercher des conditions de plasmas stables et faiblement turbulents, qui sont ainsi transposables à ITER. L'expérimentation repose aussi sur la mise au point de diagnostics permettant de mesurer les propriétés d'un plasma de fusion. La mise au point



**Fig. 2 - Section verticale du tokamak ITER**

et le test d'appareils de mesure pour ITER constituent aussi un axe de recherche important dans les années à venir.

L'état actuel des études indique que les interactions non linéaires dans le plasma entre le chauffage interne par les particules alpha, les barrières de confinement, le contrôle des profils de pression et de courant, et leur compatibilité avec un « divertor » (4), ne peuvent être étudiées que dans un dispositif inté-

grant leurs effets sur un plasma en combustion.

Aussi, ITER a-t-il pour objectif d'être la dernière étape de validation scientifique sur le chemin conduisant au réacteur électrogène. Il est un laboratoire de recherche fondamentale et technologique, dans laquelle les modalités de confinement du plasma seront étudiées à une échelle et dans des conditions très proches de celles du réacteur commercial.

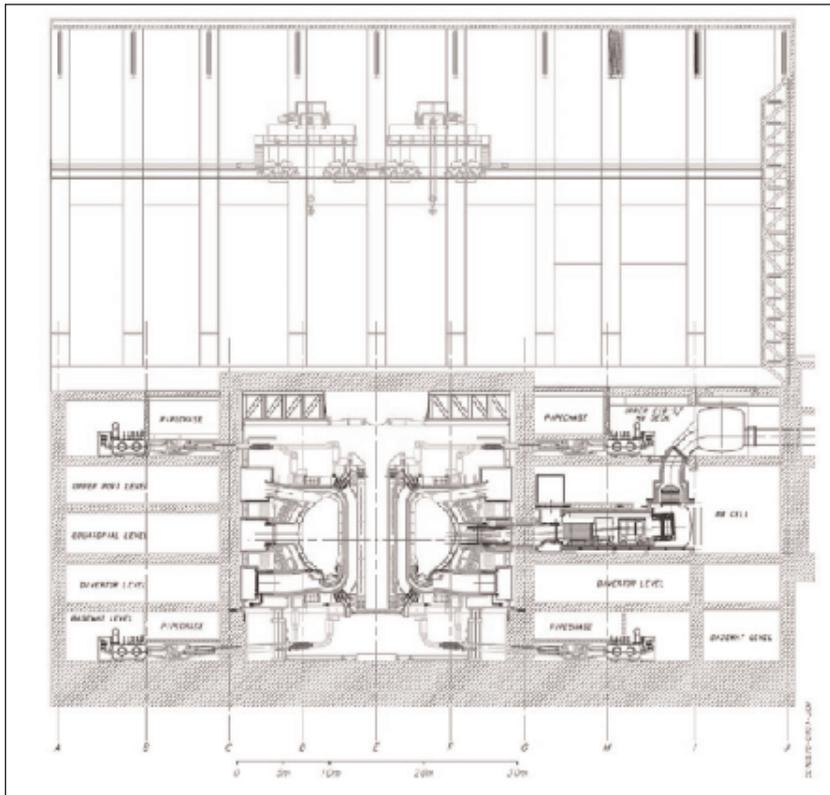


Fig. 3 - Section N-S du bâtiment abritant le Tokamak

Les principaux objectifs scientifiques et techniques d'ITER [2] peuvent donc être résumés de manière synthétique comme suit :

### **Performances du plasma**

- atteindre, dans un plasma, dont le courant est maintenu par induction, une combustion permettant un rapport Q, entre la puissance de fusion et la puissance auxiliaire injectée dans le plasma, supérieur à 10, et une durée de combustion comprise entre 300 et 500 s ; la puissance de fusion nominale est d'environ 500 MW ;

- viser à démontrer le fonctionnement en régime permanent en utilisant une génération de courant non inductive avec Q supérieur à 5.

### **Performances et tests technologiques**

- démontrer la disponibilité et l'intégration des technologies essentielles (aimants supraconducteurs, maintenance téléopérée en particulier) ;  
 - tester les composants d'un futur réacteur, en particulier le « divertor » en contact avec le bord du plasma ;  
 - tester les concepts de module de couverture tritigène avec une charge de puissance neutronique moyenne sur la

première paroi supérieure à 0,5 MW/m<sup>2</sup> et une fluence supérieure à 0,3 MWa/m<sup>2</sup> pour des neutrons de 14 MeV.

### **Exigences de fonctionnement**

- l'exploitation prévue pendant une période d'environ 20 ans doit permettre de résoudre les problèmes des plasmas en combustion, du fonctionnement en régime permanent et des modes améliorés de confinement ;  
 - elle doit de plus valider les analyses de sûreté et démontrer la maîtrise de l'impact sur l'environnement de ces modalités de fonctionnement.

### **Au-delà d'ITER, vers un réacteur électrogène**

La mission principale d'ITER est donc, en opérant dans les conditions où le chauffage du plasma par les particules alpha est largement dominant, d'établir les règles de dimensionnement et les conditions optimales de fonctionnement d'un réacteur de fusion (dont les dimensions et paramètres ne sont pas très éloignés de ceux d'ITER). La réalisation de cet objectif physique passe par le développement de technologies clés pour le réacteur industriel (notam-

ment les couvertures tritigènes, les supraconducteurs, les composants face au plasma et leur maintenance robotisée). Il est particulièrement efficace et probant que ces technologies soient testées dans ITER de façon intégrée.

Les développements technologiques pour la réalisation ultérieure d'un réacteur électrogène, en complément de ceux menés pour ITER, concernent principalement deux thèmes :

- le matériau de structure des composants internes, résistant particulièrement bien aux dommages créés par les neutrons de haute énergie et n'offrant qu'une activation de faible durée de vie ;

- les couvertures permettant la récupération de l'énergie des neutrons à haute température pour permettre une production électrique avec un rendement acceptable et la régénération du tritium consommé à partir de l'absorption d'un neutron par du Lithium.

Sur ces deux thèmes, l'Europe a développé un programme dans la perspective de l'étape post ITER avec en particulier :

- les études sur l'acier martensitique dont le comportement après irradiation neutronique devra être simulé par analyse numérique et confirmé expérimentalement (après un test dans ITER, préliminaire en raison de la faible fluence neutronique) ;

- le développement de couvertures tritigènes, à partir soit de l'alliage liquide plomb-lithium, soit de deux céramiques lithiées spécifiques et de béryllium multiplicateur de neutrons ; les concepts

seront testés dans ITER sous forme de modules.

L'étape qui suivra ITER sera donc un prototype qui intégrera toutes les technologies spécifiques et produira de l'électricité avec une disponibilité probablement réduite par rapport à des conditions commerciales ; le développement ultérieur, permettant l'existence éventuelle d'une filière dans la seconde

(5) Avec des hypothèses de même nature, les coûts annuels d'exploitation prévisibles d'ITER sont d'environ 250 millions d'euros et ceux de son démantèlement d'environ 450 millions, en excluant les coûts de traitement et de stockage des déchets radioactifs, très spécifiques à chaque pays.

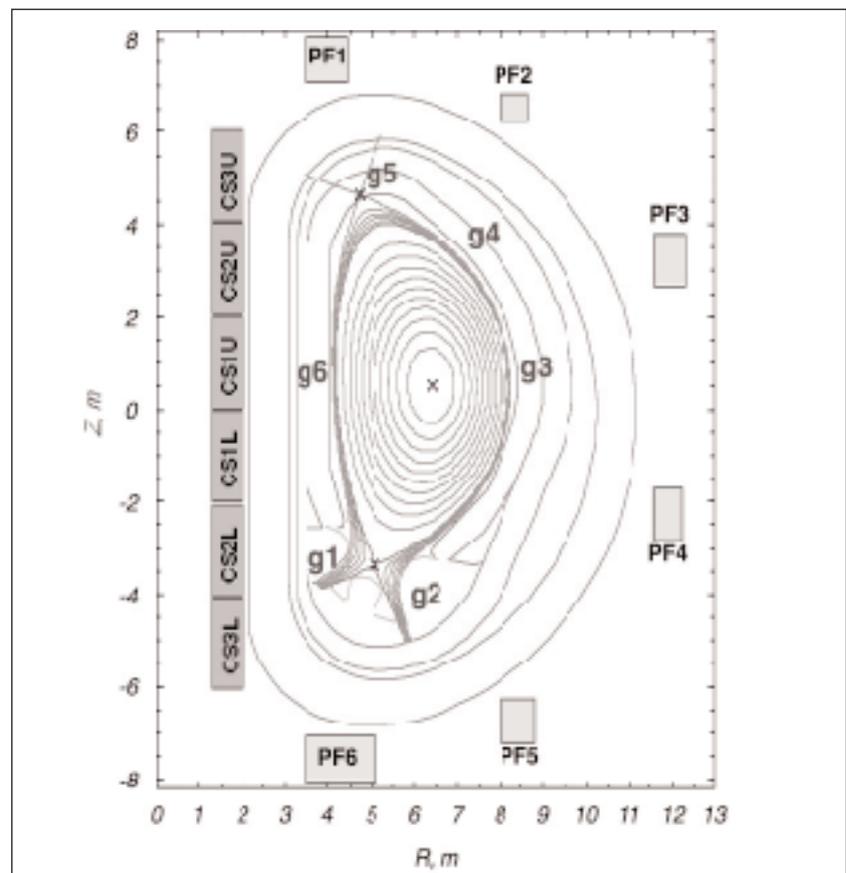


Fig. 4 - Configuration nominale des surfaces magnétiques du plasma d'ITER. Les points singuliers hauts et bas sont sur des surfaces magnétiques différentes, définissant deux séparatrices, l'une englobant l'autre. Les symboles g1...g6 identifient les distances qui sont régulées.

TABLEAU I  
Paramètres principaux du plasma d'ITER

Puissance Fusion	500 MW (700 MW)
Puissance auxiliaire de chauffage	73 MW/110 MW
Q (puissance fusion/puissance auxiliaire)	≥ 10
Puissance moyenne des neutrons de 14 MeV sur les parois	0,57 MW/m <sup>2</sup> (0,8 MW/m <sup>2</sup> )
Grand Rayon (R)	6,2 m
Petit rayon (a)	2,0 m
Elongation verticale (séparatrice)	1,85
Triangularité (séparatrice)	0,49
Champ magnétique toroïdal à 6,2 m	5,3 T
Courant plasma	15 MA (17 MA)
Surface/Volume du plasma	678m <sup>2</sup> /837m <sup>3</sup>

TABLEAU II  
Distribution des ressources entre les différentes activités de R&D

Aimants supraconducteurs	28
Chambre à vide	5
Couverture	16
Divertor	15
Maintenance robotisée	12
Sous-total pour les 7 grands projets	76 %
Chauffages auxiliaires	7
Système Tritium	5
Alimentations de puissance	2
Sûreté	4
Divers	6
Total	100 %

moitié de ce siècle, dépendra de la compétition économique avec d'autres sources d'énergie.

## Description sommaire du dispositif

La configuration magnétique d'ITER est celle d'un Tokamak, avec un plasma présentant une élongation verticale importante et un divertor poloïdal unique (figures 1 à 4). Le fonctionne-

ment nominal doit produire une puissance de fusion D-T de 500 MW pendant un temps de combustion de 400 s, avec une injection de puissance auxiliaire de 50 MW [5].

Les composants les plus importants du Tokamak sont les bobines supraconductrices (refroidies à 4.5 K par de l'Hélium supercritique) créant les champs magnétiques toroïdal et poloïdal, qui

confinent le plasma, fixent sa forme et contrôlent sa position à l'intérieur de la chambre à vide.

Les bobines du champ toroïdal (dont la valeur varie comme l'inverse du rayon), en forme de D, résistent aux importantes forces centripètes en formant une voûte vers l'axe et leurs bobinages sont enfermés dans des boîtiers d'acier très épais. Le champ poloïdal est réalisé par l'ensemble d'un solénoïde central, des bobines coaxiales externes de grand diamètre, et des bobines de correction des erreurs par rapport à la géométrie de révolution (au moins pour les harmoniques de rang faible). Toutes ces bobines sont supportées par les bobines de champ toroïdal.

La chambre à vide, robuste structure d'acier à double paroi, est aussi supportée par les bobines du champ toroïdal, de manière à limiter les déplacements relatifs dans les cas de séisme supposés. A l'intérieur de la chambre, les composants internes sont constitués de modules remplaçables à l'aide de systèmes robotisés, en les extrayant par des

fenêtres de grandes dimensions distribuées à trois niveaux autour du tore. Ils comprennent les modules de couverture, les cassettes du divertor, les bouclons des fenêtres qui abritent les limiteurs du plasma, les antennes de chauffage du plasma, les modules de diagnostic et les modules de test des couvertures tritigènes. Tous ces modules absorbent la puissance issue du plasma, en particulier les neutrons de 14 MeV, et protègent la chambre et les bobines d'une irradiation neutronique excessive.

La puissance déposée dans ces composants internes est transférée à l'air environnant par des circuits d'eau pressurisée. L'ensemble du Tokamak est enfermé dans un cryostat de grandes dimensions ; un écran thermique à 80 K sépare les aimants à 4.5 K des parties chaudes.

## Fonctionnement et sûreté d'ITER

Durant sa création, le plasma progresse d'une initiation, amorcée par induction dans un gaz à faible pression, assistée par un chauffage à la fréquence cyclotronique électronique, avec une forme

circulaire touchant le limiteur extérieur, vers une forme allongée verticalement formant la configuration du divertor quand le courant plasma a atteint une valeur suffisante, environ la moitié du courant plasma nominal (15 MA). Quand ce dernier est atteint, l'alimentation du plasma en particules est réalisée par une injection de gaz mais surtout de glaçons d'Hydrogène, injectés périodiquement, en même temps que la puissance de chauffage auxiliaire (50 MW) permet d'obtenir une puissance de fusion d'environ 500 MW. Le flux magnétique d'induction est limité par construction ; quand il est consommé, l'alimentation en particules est réduite, la puissance de fusion et le courant plasma progressivement diminués. La durée nominale d'une impulsion de courant est ainsi de 400 s avec une répétition possible après 1800 s.

Les sources de puissance auxiliaires peuvent générer une partie du courant plasma, permettant ainsi d'étendre la durée de combustion, qui pourrait atteindre une heure dans certaines conditions.

Bien entendu, s'agissant d'un dispositif expérimental, ITER doit pouvoir réaliser de nombreuses configurations de plasma et fonctionner suivant des scénarios variés.

Au début des opérations, ITER utilisera uniquement des plasmas d'Hydrogène ou d'Hélium de manière à vérifier la mise en œuvre de tous les systèmes dans un environnement non nucléaire. La durée de cette période expérimentale dépendra des mérites de cette phase pour simuler précisément le fonctionnement en Deutérium-Tritium. Celui-ci sera développé progressivement, en utilisant des fractions croissantes de Tritium jusqu'à 50 %, après s'être assuré du respect de toutes les conditions de sûreté souhaitables.

En matière de sûreté nucléaire, ITER doit être considéré comme installation nucléaire de base et nécessitera autorisation de construction et licence d'exploitation. Le dossier du dispositif donne une importance primordiale au confinement (sans rapport avec le confinement de l'énergie du plasma) comme fonction essentielle vis à vis de la sûreté, et les autres fonctions ne sont reconnues que

comme nécessaires à la protection des barrières de confinement. Des barrières successives assurent le confinement du Tritium et des poussières activées (et produits de corrosion dans l'eau de refroidissement). Elles incluent la chambre à vide, le cryostat et le système de conditionnement de l'air, avec filtrage et détritiation séparément dans chacune des cellules autour de l'accès à chaque fenêtre de la chambre à vide, ce qui fournit un confinement à la fois statique et dynamique. Les effluents ultimes sont filtrés et détrités de telle manière que les rejets dans l'environnement soient « as low as reasonable achievable (ALARA) ».

## Performance du plasma d'ITER

Suivant les conclusions de « l'ITER Physics Basis » [4], le régime retenu pour le fonctionnement d'ITER, en scénario inductif nominal, suit les résultats expérimentaux et les activités de modélisation des partenaires d'ITER. Ce régime est appelé « H (high) mode » de confinement du plasma, en présence d'instabilités localisées sur le bord du plasma (ELMs) : il a été observé dans tous les tokamaks existants, et les résul-

tats permettent d'établir une loi empirique du temps de confinement de l'énergie en fonction des paramètres opérationnels (courant plasma, champ magnétique toroïdal, densité du plasma et aspects géométriques), vérifiée sur trois ordres de grandeur et extrapolée d'un facteur d'environ 5 pour les paramètres d'ITER (tableau 1).

Dans ce régime, le transport turbulent à travers les surfaces magnétiques dans le cœur du plasma diminue dramatiquement dans une fine couche près de la séparatrice magnétique, réalisant ainsi une barrière bénéfique pour le confinement du plasma. Cette barrière n'existe que si la puissance à transférer vers le bord est suffisamment grande ; elle est en partie détruite périodiquement par les modes localisés.

Pour certains profils radiaux du courant plasma non monotones et certaines conditions, une barrière interne, diminuant le transport radial, peut également être créée avec des bénéfices complémentaires.

D'autres conditions physiques ou technologiques peuvent limiter les performances du dispositif. Par exemple,

l'existence de perturbations non axisymétriques, réalisant des îlots magnétiques au voisinage de surfaces magnétiques particulières, peut limiter la pression du plasma ; ces îlots peuvent être réduits ou supprimés par une génération de courant auxiliaire, localisée sur ces surfaces. D'autre part, la puissance transportée par les particules, s'échappant du plasma au travers de la séparatrice, est conduite le long des lignes de champ magnétique vers le « divertor », dont la surface doit être refroidie efficacement pour résister à des puissances spécifiques de  $10 \text{ MW/m}^2$  et à des impulsions localisées d'énergie pouvant atteindre quelques dizaines de  $\text{MJ/m}^2$ . Les phénomènes physiques complexes, agissant près du divertor, transforment en rayonnement distribué sur de plus grandes surfaces la puissance conduite par les particules vers le divertor. Ils devront être totalement maîtrisés pour permettre de diminuer les valeurs technologiques précédentes ou d'assurer qu'elles seront suffisantes pour le fonctionnement d'un réacteur de puissance.

En conclusion des analyses effectuées à partir des résultats actuels, ITER permettra de réaliser les objectifs retenus, c'est-à-dire  $Q > 10$ , dans une large gamme de paramètres et de conditions de fonctionnement.

La mise en œuvre de moyens auxiliaires est néanmoins prévue pour limiter les effets négatifs de certains phénomènes physiques, dont l'occurrence n'apparaît qu'hypothétique dans les connaissances actuelles.

## Coûts et délais

La stratégie globale, retenue pour le dossier d'ITER, repose sur une analyse détaillée du fonctionnement de chaque système constituant le dispositif, en tenant compte de ses interfaces, et sur leur validation par la qualification, fabrication et test, des composants essentiels [6] ; sept grands projets de R&D ont été établis pour confirmer la conception, les procédés de fabrication industrielle et le contrôle de qualité des composants majeurs de la machine de base, ainsi que les méthodes envisagées pour leur maintenance robotisée, à savoir les projets de réalisation de :

- deux bobines modèles, pour le solénoïde central et pour le champ toroïdal,
- un secteur de chambre à vide, un module de couverture, une cassette du divertor,

- des robots de maintenance des modules de la couverture et des cassettes du divertor.

D'autres efforts de R&D ont concerné d'autres systèmes moins critiques. Le montant total des ressources affectées à la R&D et distribuées chez les différents partenaires, représente une valeur de 800 millions de dollars US, répartie suivant le tableau 2.

Avec l'aide de ces réalisations industrielles, une estimation détaillée du coût et des délais de construction d'ITER a été déduite, qui permette à chaque partenaire d'ITER de sélectionner les composants qui pourraient constituer sa contribution en nature et de calculer son coût de réalisation dans les conditions économiques nationales. Pour cela, la réalisation du projet a été décomposée en différents éléments (environ 85) qui puissent faire l'objet de commandes industrielles indépendantes : la réalisation de chacun d'entre eux a fait l'objet

d'une évaluation en termes physiques (quantité de matériaux, d'heures de travail, procédés et contrôles, etc.), de manière à assurer une base de données complètes et cohérentes.

Les différentes conditions économiques et les variations du taux de change entre les monnaies des partenaires potentiels ne permettent pas d'afficher un coût global, mais seulement la valeur relative de chaque élément. Exprimée en euros, comme si l'ensemble du projet était réalisé en Europe, la valeur totale reflèterait un coût global d'investissement d'environ 4.000 millions, et 4 700 millions en incluant le coût du management avec des hypothèses spécifiées sur l'organisation mise en place (5), durant la période de construction, soit huit à dix années suivant les modalités d'obtention des permis nécessaires auprès des autorités du pays hôte.

Bien évidemment puisque le pays hôte et le site potentiel n'ont pas encore été choisis, la conception du dispositif a exigé la définition des responsabilités de l'hôte potentiel et celle d'un site virtuel, dont les caractéristiques géologiques, géographiques et économiques

ont été spécifiées pour rendre la réalisation ni très facile ni trop difficile. Celles du site réel s'écarteront probablement des hypothèses retenues et nécessiteront des adaptations techniques du projet, à la charge du pays hôte.

Neuf années (1992-2001) de travail intensif de la part de l'équipe centrale d'ITER et des équipes nationales associées des quatre partenaires (trois seulement après le départ des Etats-Unis en 1999), sous les auspices de l'AIEA, ont abouti à un dossier détaillé du dispositif. Celui-ci est établi sur la base des résultats d'un ensemble de R&D en physique et en technologie, d'analyses de sûreté et d'études de coûts industriels ; il permet de satisfaire avec une marge les objectifs spécifiés, y compris son coût global.

Les exigences techniques du projet ont conduit à des résultats performants, obtenus dans le cadre d'une collaboration internationale étroite et exemplaire :

- en physique des plasmas, par la mise en commun des résultats de toutes les expériences et simulations effectuées dans le monde, après leur analyse critique ;

- en technologie, par la réalisation de chaque composant essentiel en partenariat entre les industries de différents pays ;

- en sûreté nucléaire, par une approche globale commune des spécificités de la sûreté de la fusion magnétique, comme source d'énergie.

## Le choix du site

Ces résultats permettent de confirmer la possibilité d'une construction d'ITER par une collaboration internationale, partageant les responsabilités entre différents partenaires.

Ils ont amené la communauté des acteurs des programmes mondiaux de développement de la fusion magnétique à approuver les choix scientifiques et techniques d'ITER, à se déclarer techniquement prête à sa construction et confiante dans son succès, permettant ainsi de satisfaire les ambitions passées et de justifier les investissements précédents.

Néanmoins, les six gouvernements participant actuellement aux négociations pour la construction en commun d'ITER, tout en partageant la même appréciation de l'intérêt majeur du pro-

jet, ne peuvent s'entendre sur la désignation du site, entre Rokkasho au Japon et Cadarache en Europe. Des prises de position différentes parmi les partenaires sur la situation géopolitique à court terme empêchent actuellement l'aboutissement d'un consensus.

Les caractéristiques techniques, offertes par chacun des deux sites potentiels, satisfont globalement les exigences du projet. L'état actuel de l'environnement est cependant très différent d'un site à l'autre : Cadarache, au voisinage d'un grand centre de R&D, offre un démarrage plus rapide de la construction, une disponibilité de moyens et une garantie technique d'achèvement nettement supérieurs à ceux que peut offrir Rokkasho ; le site japonais n'apparaît pas pouvoir fournir à une équipe internationale des conditions d'implantation susceptibles d'assurer son succès.

Pour débloquer les négociations, une initiative est nécessaire ; la Commission européenne doit s'y employer d'urgence en considérant la volonté unanime des Etats européens de réaliser ITER en Europe. Souhaitons que le CEA et les autorités françaises, au plus haut niveau, y apportent leur soutien actif et une participation financière incitative, à la mesure de la qualité du site français, des retours estimés de cet investissement, et de l'intérêt scientifique et technologique du projet ITER. ●