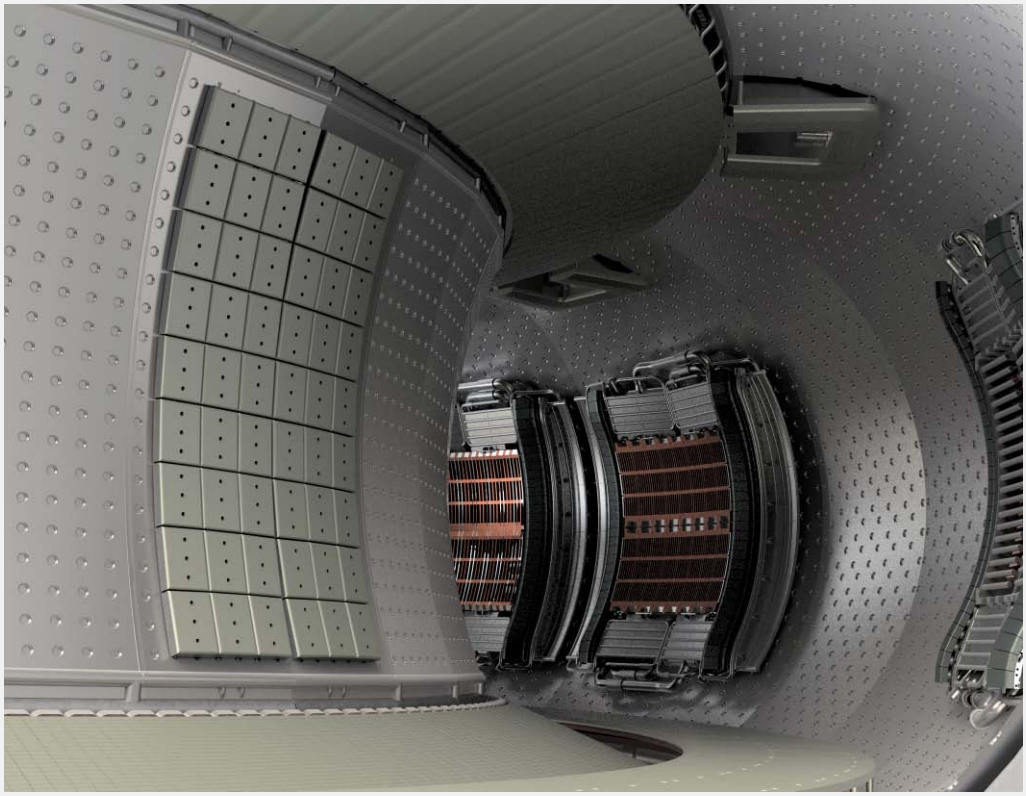
DE LA RECHERCHE À L'INDUSTRIE

Fusion thermonucléaire :
Le projet WEST au CEA de Cadarache, banc d'essai pour ITER

Septembre 2013



DOSSIER DE PRESSE

Contact Presse : CEA / Service Information-Media
Stéphane Laveissière | T. +33 (0)1 64 50 27 53 |
stephane.laveissiere@cea.fr

Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
Direction de la Communication | Service Information-Média
91191 Gif-sur-Yvette Cedex | T. +33 (0)1 64 50 20 11 | F. +33 (0)1 64 50 28 92

Établissement public à caractère industriel et commercial | RCS Paris B 775 685 019

Sommaire

Introduction 3

La fusion par confinement magnétique 4
La fusion au cœur des étoiles
Le principe du tokamak : confiner les particules pour créer un plasma
Encadré - Principe de fonctionnement d'un réacteur électrogène de fusion nucléaire

Le projet ITER : l'expérience acquise ouvre la voie à un changement d'échelle 8
La définition d'un régime de fonctionnement de référence
L'augmentation du facteur Q
Allongement du temps des décharges

Enjeux scientifiques et technologiques de la fusion par confinement magnétique 11
1- Consolider les régimes de référence du plasma
2- Qualifier les systèmes d'évacuation de la chaleur
3- Développer les matériaux résistants aux flux de neutrons
Encadré - IFMIF : caractériser les matériaux pour la fusion
4- Valider un concept d'alimentation du réacteur en tritium
5 – Mettre en œuvre la sûreté intrinsèque du réacteur de fusion
Encadré – « Ce que fera ITER, ce que ne fera pas ITER »

Le projet WEST 18
Rôle du divertor dans un tokamak
Un banc d'essai pour ITER
Reconfiguration du tokamak Tore Supra
Encadré – La configuration d'origine du tokamak Tore Supra
Quatre objectifs scientifiques
Ouverture de la plateforme WEST au tissu académique, à la recherche et aux industriels

ANNEXES 24

Point d'étape sur le chantier ITER
Organisation institutionnelle pour le projet ITER
Le centre CEA de Cadarache

INTRODUCTION

En 2005, sept partenaires, représentant plus de la moitié de la population mondiale[1], ont pris la décision de construire, à Cadarache en France, le tokamak ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*).

ITER est un jalon essentiel dans les recherches sur la fusion comme énergie du futur : il sera en effet le premier dispositif expérimental de taille suffisante pour entretenir un plasma en combustion thermonucléaire.

A terme, ITER devra démontrer que la fusion magnétique est un procédé qui peut conduire à une filière de réacteurs nucléaires totalement différents de ceux existant actuellement.

L'expérience des équipes CEA travaillant sur la fusion a été décisive lors du choix de l'implantation d'ITER.

L'**Institut de Recherche sur la Fusion par confinement Magnétique (IRFM)**, installé sur le centre CEA de Cadarache depuis 25 ans, est reconnu par la communauté scientifique internationale pour son expertise sur les plasmas de longue durée et les technologies associées. L'IRFM accompagne le projet ITER depuis son lancement et s'est adapté, depuis quelques années, afin de répondre aux grands défis technologiques et scientifiques du futur réacteur, en se dotant d'outils et de bancs de tests spécifiques.

Aujourd'hui, l'IRFM transforme son tokamak Tore Supra en WEST (pour *Tungsten* (W) *Environment in Steady-state Tokamak*) afin de tester l'un des composants clés d'ITER.

Photo de groupe lors du lancement du projet WEST, devant le tokamak Tore Supra. © CEA

[1] Chine, Corée du Sud, Etats-Unis, Inde, Japon, Russie et Union européenne.

La fusion par confinement magnétique

Produire une grande quantité d'énergie en toute sécurité avec très peu de combustible, tel est l'enjeu de la fusion par confinement magnétique.
En théorie, la fusion de moins d'un kilo par jour de deutérium et de tritium produirait la chaleur nécessaire à la production de 1 000 MW d'électricité en continu, soit ce que l'on réalise aujourd'hui dans une centrale thermique à partir d'environ 5 000 tonnes de combustibles fossiles[2]. Le combustible employé pour la fusion est abondant et équitablement réparti sur la planète ; il pourrait être produit à partir de l'eau de mer.

La fusion du deutérium et du tritium (D-T) produit un noyau d'hélium, un neutron et libère de l'énergie. Dans un tokamak, le noyau d'hélium reste confiné dans le plasma où il cède son énergie par collision. 80% environ de l'énergie produite par la réaction est emportée hors du plasma par le neutron. Elle est absorbée par les parois du tokamak, la transformant en chaleur. Cette chaleur peut être récupérée pour produire de l'électricité.

Fission et fusion nucléaires

Le noyau des atomes est composé de neutrons et protons, qui tiennent ensemble grâce à la force la plus intense de la nature : l'interaction forte, responsable de « l'énergie de liaison nucléaire ». Cette énergie peut être libérée de deux façons :

- soit en cassant des noyaux lourds → on parle alors de fission nucléaire ;
- soit en fusionnant des noyaux légers → on parle alors de fusion nucléaire.

La fusion au cœur des étoiles

La réaction de fusion nucléaire se déroule au cœur des étoiles. À des températures extrêmes, de l'ordre de millions de degrés celsius, la matière se présente alors sous forme de plasma. Dans ce quatrième état de la matière où elle n'est ni solide, ni liquide, ni gazeuse, la matière est comparable à une « soupe » où noyaux et électrons ne sont plus liés et circulent librement. Bien que rare sur Terre, il s'agit de l'état le plus commun de la matière dans l'Univers. Dans un plasma, deux noyaux « légers » qui se percutent à grande vitesse peuvent fusionner, créant un noyau plus lourd. Lors de cette réaction, la masse des produits de fusion est inférieure à la somme des masses des éléments de départ : cette différence de masse est libérée sous forme d'énergie, selon la formule d'Einstein $E=mc^2$ … énergie à l'origine de la chaleur qu'émet le Soleil.

Dans le cœur des étoiles, il faut faire appel à des réactions impliquant quatre noyaux d'hydrogène pour former des noyaux plus lourds, et libérer l'énergie de fusion de l'hydrogène en hélium.

[2] Un réacteur nucléaire de type REP (réacteur à eau pressurisée) de 1 000 MW consomme pour sa part environ 25 tonnes de combustible / an.

Créer un plasma de fusion sur Terre

Sur Terre, pour récupérer de l'énergie de fusion, les scientifiques se concentrent sur la réaction la plus accessible : la fusion de deutérium et de tritium, deux isotopes de l'hydrogène contenant respectivement un proton et un ou deux neutrons.

Cette réaction produit un noyau d'hélium, aussi appelé particule alpha (α), et un neutron doté d'une grande énergie cinétique.

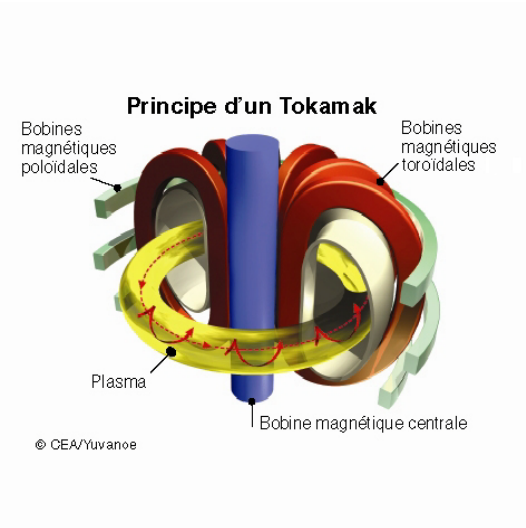
- Les particules α, particules chargées, restent confinées dans le plasma et transmettent leur énergie en collisionnant avec les autres particules. Ainsi, les particules α contribuent à « l'autochauffage » du plasma.
- Le neutron, sans charge électrique, n'est pas confiné : il est arrêté dans la paroi de l'installation. Son énergie cinétique est transformée en chaleur. Dans un réacteur, elle sera récupérée et transformée pour fournir de l'électricité. Le neutron est également utilisé pour régénérer *in situ* le tritium, et éviter ainsi toute manipulation en dehors de l'enceinte de confinement (voir encadré p.7).

Le principe du tokamak : confiner les particules pour créer un plasma

À la fin des années 1960, la communauté scientifique, à commencer par les scientifiques russes, précurseurs en ce domaine, a développé une machine capable de créer et confiner un plasma chaud (150 millions de °C) dans une cage magnétique, en forme d'anneau (ou « tore ») : le tokamak, pour « *Toroidalnaya Kamera Magnitnymi Katushkami* ».
Le plasma est confiné à l'aide d'une superposition de champs magnétiques :

- Le champ magnétique toroïdal dont l'intensité est de l'ordre de 100 000 fois le champ magnétique terrestre. Il est créé par les bobines magnétiques toroïdales.
- Le champ magnétique poloïdal créé, en induisant dans le plasma un courant de plusieurs millions d'ampère, par l'intermédiaire de la bobine magnétique centrale.
- un ensemble d'aimants horizontaux appelés bobines poloïdales assurant l'équilibre du plasma, sa position, sa forme et le contrôle du courant.

Le champ magnétique résultant à l'intérieur de l'enceinte du tokamak est un champ en forme d'hélice.



Quelques notions sur les réactions de fusion dans un tokamak :

- Le triple produit et facteur d'amplification « Q »

Les performances d'un plasma de fusion ou son facteur d'amplification « Q » (rapport entre l'énergie investie et l'énergie produite) sont caractérisées par le produit de trois paramètres : densité, température et temps de confinement de l'énergie.

- La température doit être suffisante pour que la vitesse des noyaux leur permette de vaincre la répulsion électrique, et pas trop élevée pour que les noyaux aient le temps de fusionner. La valeur optimale est de l'ordre de 150 à 200 millions de degrés.
- La densité de la matière au sein du plasma doit être supérieure à 10^{20} particules par m^3 afin que la probabilité de rencontre des noyaux soit suffisante.
- Le temps de confinement, c'est à dire le temps que le plasma met pour se vider de sa chaleur si l'on coupe sa source d'énergie, doit être supérieur à 1 seconde. Plus le temps de confinement est élevé, moins le plasma perd d'énergie. D'une certaine façon, cette donnée caractérise la qualité de l'isolation thermique du plasma.

- Lorsque Q = 1, la puissance générée par le plasma est égale à la puissance apportée de l'extérieur pour le maintenir. On appelle cet état le *breakeven*.
- Lorsque Q = ∞ (infini), cela signifie que la puissance apportée de l'extérieur est nulle. Le plasma est autochauffé : on dit qu'il est en ignition.

L'installation de recherche ITER a été conçue pour atteindre un facteur d'amplification 10 fois supérieur à la puissance injectée (Q = 10), sur des temps de l'ordre de 400 secondes : elle devra ainsi fournir 400 MW d'énergie à partir d'une puissance injectée de 40 MW.
Pour être rentable, un réacteur industriel devrait atteindre Q = 20-30.

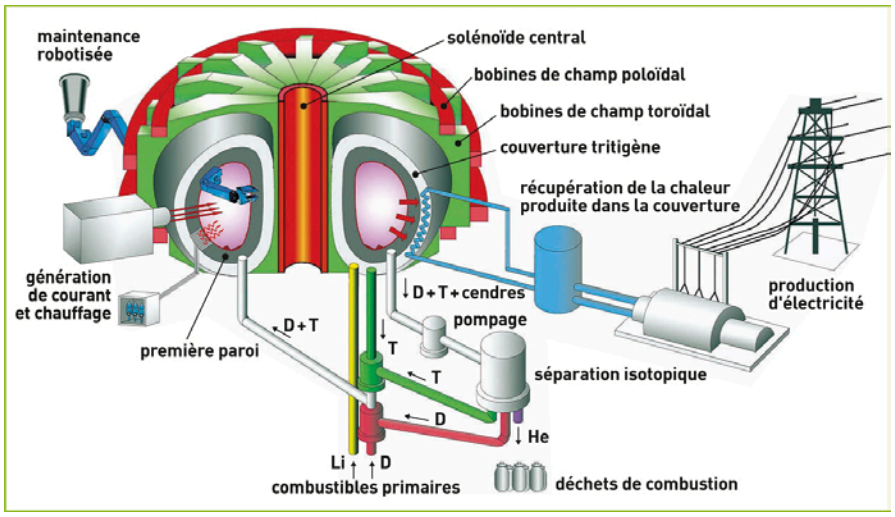
- Le chauffage du plasma

Pour atteindre une température supérieure à 100 millions de °C dans un plasma, plusieurs méthodes sont employées :

- Le courant qui circule dans le plasma contribue à le chauffer grâce à l'effet de résistance électrique (effet Joule). Néanmoins, il n'est pas suffisant pour dépasser 20 à 30 millions °C.
- Une méthode de chauffage additionnel consiste à injecter dans le plasma des atomes neutres de deutérium fortement accélérés (à des énergies largement supérieures à celle des particules du plasma). Les collisions entre ces particules et celles du plasma redistribuent l'énergie et la température du plasma augmente.
- Une technique complémentaire consiste à coupler des ondes électromagnétiques au plasma, *via* des antennes installées à la périphérie de la chambre à vide. L'absorption de l'onde par certaines particules du plasma, selon la fréquence utilisée, provoquera également l'augmentation de la température du plasma.

Dans la pratique, le confinement et le chauffage du plasma sont bien plus délicats à assurer que ce qu'avancent les modèles théoriques simples basés sur les collisions des particules, en partie à cause des turbulences internes qui se développent au sein du plasma. De plus, le plasma subit des pertes thermiques diverses, par rayonnement et par conduction, qui rendent difficiles l'obtention de conditions stables avec des facteurs d'amplification élevés.

Principe de fonctionnement d'un réacteur électrogène de fusion nucléaire par confinement magnétique



Le principe de fonctionnement d'un réacteur électrogène sera proche de celui d'un réacteur expérimental. Néanmoins, comme dans une centrale thermique fonctionnant au gaz, le réacteur de fusion devra être alimenté en continu en combustible deutérium (D)-tritium (T).

Si le deutérium est largement présent sur Terre, il faudra par contre « fabriquer » le tritium nécessaire au fonctionnement du tokamak. Il sera produit à l'intérieur de la machine à partir d'une « couverture tritigène » constituée à base de lithium (Li). Sous l'effet des neutrons issus de la réaction de fusion, le lithium génèrera suffisamment de tritium pour compenser celui qui aura été « brûlé » par les réactions de fusion. Un système de pompage et de séparation isotopique permettra de récupérer le deutérium et le tritium pour les réinjecter dans le système.

Le réacteur sera ensuite classiquement couplé à un circuit alimenté par un fluide caloporteur, qui transportera la chaleur produite par les neutrons issus de la fusion jusqu'à un générateur de vapeur qui, à son tour, alimentera les turbines pour produire de l'électricité.

Le projet ITER : l'expérience acquise ouvre la voie à un changement d'échelle

Depuis la fin des années 1960, différentes machines ont permis d'accomplir des progrès importants dans la compréhension et la maîtrise de la fusion par confinement magnétique.

Elles ont passé **trois étapes technologiques majeures que l'on voudrait réunir dans le projet ITER** : la définition du mode de fonctionnement pour atteindre le confinement spontané, un facteur d'amplification proche de 1 et une durée de vie suffisamment longue pour envisager un fonctionnement stabilisé.

- La définition d'un régime de fonctionnement de référence

Les études menées sur les différents tokamaks à travers le monde, et dans les laboratoires associés, ont mis en évidence que le confinement du plasma s'améliore avec la taille de la machine et qu'il se dégrade avec l'augmentation de la part de chauffage additionnel.
Dans les années 1980, la communauté scientifique a défini un régime de fonctionnement de référence, en partie grâce aux résultats obtenus sur la machine ASDEX (Allemagne) : sous certaines conditions, le confinement du plasma s'améliore spontanément. Cela a permis de définir un mode de fonctionnement de référence, appelé mode H (pour *High confinement*), qui correspondra à celui du réacteur ITER. Il définit une loi d'échelle exprimant le temps de confinement en fonction des principaux paramètres de la machine.

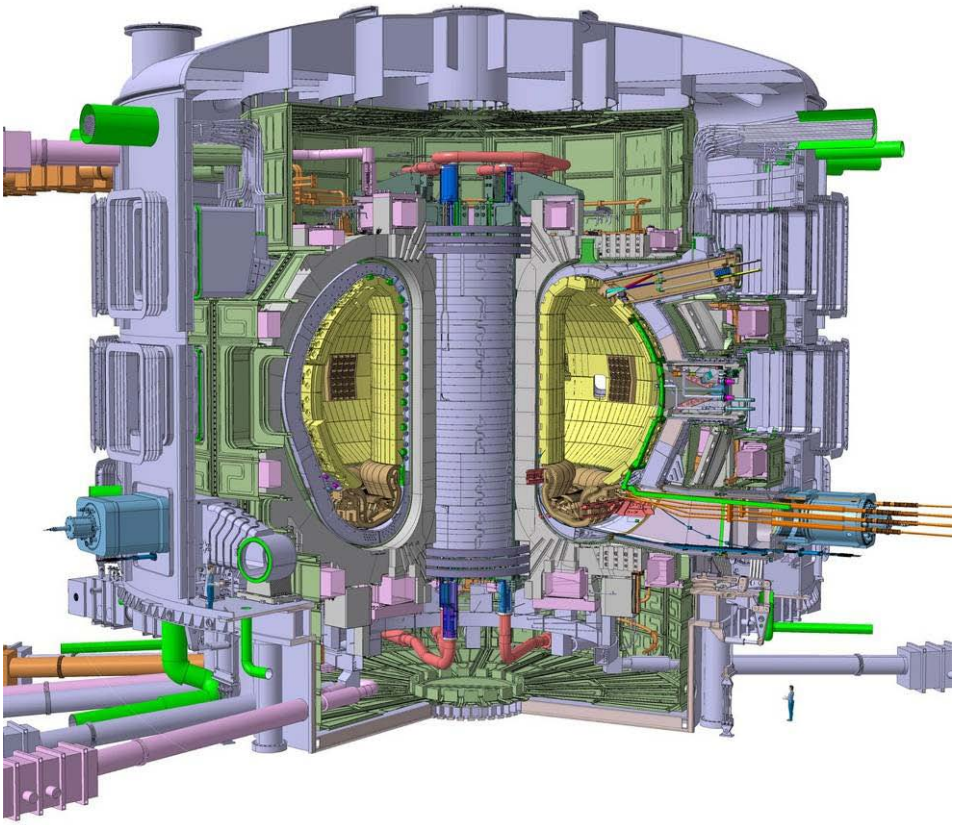
- L'augmentation du facteur Q

La meilleure performance obtenue sur une machine de fusion par confinement magnétique, travaillant en mélange D-T, correspond à un facteur d'amplification Q de 0,65, soit très proche du *breakeven*. Elle a été obtenue sur le tokamak JET (*Joint European Torus*) de Culham (Grande-Bretagne), qui a généré, en 1996, près de 16 Mégawatts pendant 1s.
JET est le plus grand tokamak actuellement en fonctionnement ; il a permis d'approfondir les scénarios de confinement du plasma, la gestion du cycle du tritium et les enjeux de télémanipulation à l'intérieur du tokamak. ITER devra atteindre un facteur de gain de 10.

- Allongement du temps des décharges

Ce sont les technologies développées sur le tokamak Tore Supra qui ont permis la production et l'étude de plasmas en régime stationnaire / permanent. Tore Supra est le seul tokamak européen équipé d'aimants supraconducteurs, de « composants face au plasma » activement refroidis et de systèmes de chauffages additionnels continus. Ces équipements assurent une meilleure stabilité du tokamak face aux flux de puissance générés par le plasma. La « décharge » plasma record de décembre 2003, d'une durée de 6 minutes 30, soutenue par une puissance de 3 MW, a permis de gérer plus de 1 000 mégajoules d'énergie thermique.

En quarante ans, grâce aux progrès combinés de la physique et de la technologie, la température du plasma obtenue grâce aux tokamaks a été multipliée par 1 000, et la durée des plasmas par 100 000.



Vue du futur réacteur ITER. © ITER Organization

Jusqu'à maintenant, les recherches menées ont permis aux scientifiques de mieux comprendre les plasmas, d'en augmenter les performances énergétiques, et de dimensionner le plasma capable de fonctionner à Q = 10.

Le Tokamak international ITER, à proximité du centre CEA de Cadarache, est cette nouvelle étape qui succède à une longue lignée de machines. ITER est la première installation à réunir toutes les conditions pour obtenir et étudier un plasma en combustion, c'est-à-dire un plasma dominé par les réactions de fusion qu'il produira lui-même.

Avec le réacteur ITER, la communauté scientifique change d'échelle d'expérimentation et vise à la démonstration de faisabilité physique et technologique intégrée.

Deux grandes missions scientifiques sont assignées à ITER :

→ Atteindre un facteur Q = 10, c'est-à-dire une énergie de fusion produite 10 fois supérieure à la puissance injectée dans le plasma. Les données fixées dans le cadre de l'exploitation d'ITER sont de parvenir à générer 400 MW d'énergie avec un apport de 40 MW (données à comparer aux résultats obtenus au JET : 16,5 MW obtenus pour environ 25 MW injectés).

→ Comprendre et maîtriser les paramètres de fonctionnement d'un réacteur de fusion en régime stationnaire voire proche de l'ignition (auto-entretien de la température du plasma). Dans les deux cas, il s'agit de produire et de contrôler des plasmas au sein desquels la réaction de fusion contribue de manière significative à l'entretien du processus, préfigurant ainsi le fonctionnement d'un réacteur à échelle industrielle.

La durée prévue pour l'exploitation d'ITER est de vingt ans.

Ces objectifs font d'ITER une étape de validation indispensable avant la conception du réacteur prototype industriel, évoquée aujourd'hui sous le vocable DEMO (*Demonstration power plant*). ITER devra permettre à terme de conclure sur la faisabilité technico-scientifique du processus, c'est-à-dire établir si la fusion nucléaire par confinement magnétique est, ou non, un procédé pouvant conduire à une filière de réacteurs nucléaires.

DEMO - pour *DEMOnstration Power Plant* : DEMO est le nom donné au concept de démonstrateur de réacteur de fusion thermonucléaire pour la production d'électricité, qui ouvrira la voie d'une filière industrielle. DEMO est communément présenté comme l'étape « après ITER ». DEMO est un nom générique partagé par la communauté scientifique internationale mais ne recouvre encore aucune réalité institutionnelle. La mise en service d'un réacteur de type DEMO est imaginée à l'horizon 2040 dans les feuilles de route des différents partenaires d'ITER.

Enjeux scientifiques et technologiques de la fusion par confinement magnétique

Durant les vingt prochaines années, les recherches sur la fusion seront dominées par ITER et l'essentiel des efforts de la communauté « fusion » mondiale sera consacré à faire du projet ITER un succès.

Toutefois, en parallèle d'ITER, plusieurs défis technologiques sont encore à relever pour passer à l'étape DEMO. Identifiés dès le début des recherches sur la fusion, ces défis ont bénéficié de recherches spécifiques et des solutions ont été élaborées. Si bon nombre de ces solutions seront déjà testées sur ITER, leur intégration à l'échelle du réacteur fera l'objet de l'étape suivante : DEMO.

Une vision globale du programme fusion menant à la production d'électricité a été développée par la communauté « fusion » européenne[3], sous forme d'une feuille de route qui explicite les étapes qui permettront de faire d'ITER un succès tout en préparant DEMO. Ce chapitre décrit les principaux points de la feuille de route.

1- Consolider les régimes de référence du plasma

La définition d'un régime de fonctionnement de référence pour le plasma a fait l'objet de progrès continus, à la fois pour obtenir des décharges performantes et des décharges de longue durée. Ceci a permis de dimensionner ITER. Afin de préparer l'exploitation optimale d'ITER et son extrapolation vers DEMO, la communauté scientifique étudie les processus physiques à l'œuvre, et en particulier les instabilités liées aux turbulences du plasma.

En effet, l'énergie apportée au plasma pour le chauffer aux températures thermonucléaire est à l'origine d'instabilités de deux types : les **instabilités macroscopiques** pouvant conduire à la perte du plasma et les **instabilités microscopiques** engendrant une turbulence qui dégrade l'isolation du plasma, et donc son temps de confinement.

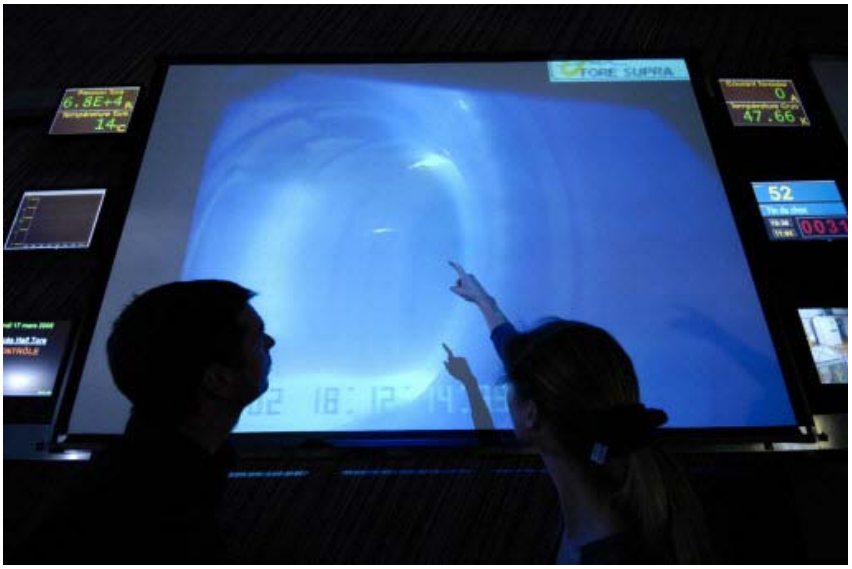
- Les **instabilités macroscopiques** peuvent engendrer des déformations à l'échelle du plasma lui-même, provoquant des déplacements d'ensemble du plasma vers la paroi, menant potentiellement à un refroidissement du plasma voire à sa disparition. Ces pertes majeures de confinement (disruptions) compromettent le maintien de la réaction. Aujourd'hui, grâce aux progrès du contrôle en temps réel de la configuration tokamak et de la performance du plasma, ces macro-instabilités sont bien maîtrisées. Toutefois, elles peuvent réapparaitre lorsque l'on pousse le plasma à ses limites. Dans un réacteur de fusion à usage industriel, le taux d'utilisation de la machine devra être très élevé, de l'ordre de 80 %. Les disruptions du plasma et autres imprévus devront donc être écartés. Il s'agira principalement de choisir les paramètres de fonctionnement de l'installation suffisamment éloignés des valeurs limites susceptibles d'entraîner ces dysfonctionnements. Dans les situations où de

[3] En particulier via l'EFDA, *European Fusion Development Agreement*, branche Fusion du traité Euratom.

telles disruptions s'enclencheraient malgré tout, le tokamak sera équipé de systèmes les détectant puis limitant leurs effets (« *soft landing* »), systèmes mis au point sur les tokamaks actuels, et dont ITER bénéficiera intégralement.

- Les **instabilités microscopiques** engendrent de la turbulence qui dégrade les qualités d'isolation thermique du plasma, donc ses performances. Dans l'anneau de plasma confiné au sein du tokamak, seul le cœur du plasma, environ 10-20 % de son volume total, est en fusion. Les températures atteignent à cet endroit plusieurs centaines de millions de degré. Les 80-90% du plasma restants jouent en fait le rôle d'isolant entre la partie en fusion du plasma et les parois du tore qui l'accueillent. La turbulence qui accroit le transfert de la chaleur du centre du plasma vers les bords est donc un phénomène que l'on veut minimiser, afin d'augmenter le rendement global du processus. Le scénario standard d'opération d'ITER est basé sur un régime dans lequel la turbulence est fortement réduite à la périphérie du plasma, provoquant ce que l'on appelle une barrière de transport. Accroître l'effet de cette barrière de transport ou en constituer à d'autres endroits du plasma permettrait d'augmenter les performances d'ITER à des gains (Q) supérieurs à 10, voire jusqu'à l'ignition.

Les phénomènes de turbulence restent encore extrêmement difficiles à modéliser : il s'agit en effet d'un problème multi-échelle aussi bien spatial que temporel se déroulant dans un milieu très complexe : fortes températures, milieu magnétisé, densités de courant élevées... Durant ces dernières années, l'augmentation de performance des supercalculateurs a permis des progrès considérables dans cette compréhension. Avec l'arrivée prévisible de supercalculateurs au niveau de l'Exaflops, il sera possible dans peu de temps de prendre en compte l'ensemble des échelles gouvernant la turbulence et donc d'en comprendre les mécanismes intimes (*voir aussi Iferc p.28*). Comprendre et maîtriser les turbulences du plasma suppose à la fois d'approfondir les connaissances en physique des plasmas mais aussi de développer des instruments de diagnostic permettant la validation expérimentale de la modélisation. C'est ce qui se déroule actuellement sur bon nombre de tokamaks dans le monde.



Etude des paramètres d'un plasma depuis la salle de contrôle-commande de Tore Supra, au CEA de Cadarache (2008). © P.Stroppa/CEA

2- Qualifier les systèmes d'évacuation de la chaleur

La mise au point des systèmes d'évacuation de la chaleur produite par le plasma constitue un enjeu en termes de choix et de mise en œuvre des matériaux utilisés.

Quand un plasma est maintenu sur de longues durées, les composants qui lui font face doivent évacuer de très importantes quantités de chaleur. S'il était possible d'uniformiser le flux de chaleur incident sur les parois face au plasma d'un réacteur de fusion, ce flux serait de l'ordre de 0,5 MW/m^2. C'est-à-dire un niveau de flux proche de celui des assemblages de combustible d'un réacteur de fission du type EPR. En fait, dans les machines de fusion, il est impossible de répartir uniformément la puissance évacuée par le plasma sur l'intégralité de la surface des parois du tore. La zone d'interaction entre le plasma et la paroi est donc nettement inférieure en dimension à la surface totale de la paroi. Le flux de chaleur dans la zone de contact peut ainsi atteindre 10 à 20 MW/m^2, c'est-à-dire de l'ordre du quart du flux de chaleur présent à la surface du Soleil.

Situé sur le « plancher » de la chambre à vide, le **divertor d'ITER** doit assurer cette fonction. Le choix du matériau de surface du divertor est donc crucial : seuls quelques très rares matériaux sont capables de fournir les conditions de conductivité de la chaleur et de supporter les contraintes et les fortes températures, pendant les vingt années que devrait durer l'exploitation d'ITER. Ces matériaux existent, mais ont encore besoin de qualification et de caractérisation dans un environnement de tokamak en opération, en particulier dans l'optique de leur utilisation sur ITER.

C'est l'enjeu du programme d'accompagnement WEST conduit par le CEA sur le tokamak Tore Supra (chapitre suivant).

3- Développer les matériaux résistants aux flux de neutrons

Le développement et la qualification de matériaux de structure et de matériaux face au plasma capables de résister également à l'irradiation intense d'un réacteur de fusion, et sans générer de déchets à vie longue, constitue un autre enjeu important pour l'après ITER.

Les neutrons très énergiques de la réaction de fusion (14 MeV - Méga électron-volt) qui bombardent les matériaux de la paroi du réacteur perturbent le réseau cristallin du matériau, créant des défauts structurels. Par ailleurs, ils peuvent réagir avec les noyaux des matériaux et engendrer une production de gaz (hydrogène et hélium) en leur sein. Les quantités produites sont une centaine de fois plus importantes que celles produites par les neutrons des réacteurs de fission, sept fois moins énergiques. L'accumulation d'hélium dans les matériaux les fragilise et provoque des phénomènes de gonflement.

Si l'irradiation des matériaux conduira à moins de 3 dpa (déplacements par atome) pour toute la durée de fonctionnement d'ITER, elle pourra produire plus de 30 dpa, par an, lors du fonctionnement permanent d'un réacteur électrogène de type DEMO : chaque atome dans le matériau aura été déplacé, chaque année, en moyenne 30 fois de sa position initiale dans le réseau cristallin, provoquant des défauts structurels importants.
Aujourd'hui, certains composants de centrales nucléaires subissent jusqu'à 80 dpa en fin de vie de l'installation. L'utilisation d'aciers qualifiés pour les

centrales nucléaires est donc largement adaptée à ITER. En revanche, il faudra accroître le niveau de résistance pour les matériaux attendus sur une installation de type DEMO et en particulier minimiser l'effet de l'accumulation d'hélium.

Cet enjeu constitue un verrou technologique clair pour la communauté scientifique, motivant un programme de recherche propre.

IFMIF : caractériser les matériaux pour la fusion

La qualification de matériaux capables de résister à l'irradiation intense de neutrons de 14 MeV est le principal objectif du projet d'installation d'irradiation IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*), dont la phase d'ingénierie (IFMIF-EVEDA, *Engineering Validation and Engineering Design Activities*) est effectuée dans le cadre de l'accord « Approche élargie » entre le Japon et l'UE (voir page 28).

Cet instrument vise à qualifier des matériaux avancés résistant aux conditions extrêmes spécifiques des futurs réacteurs de fusion. IFMIF sera constitué de deux accélérateurs de deutons, délivrant en parallèle et en continu leurs faisceaux d'une puissance totale de 10 MW sur une cible en lithium liquide, pour générer le flux intense de neutrons (10^{17} neutrons/s) de 14 MeV. Cette valeur correspond au flux annuel des futurs réacteurs.

La mise en œuvre de cet ambitieux projet nécessite dans un premier temps la construction de prototypes des principaux sous-systèmes. C'est le but d'IFMIF-EVEDA qui, outre la fourniture d'un rapport d'ingénierie, doit valider le fonctionnement de l'accélérateur, de la cible lithium et des modules de tests à haut flux. Les activités, prévues sur une période de dix ans, sont partagées entre l'équipe de coordination basée à Rokkasho (Japon), où sera installé l'accélérateur prototype (LIPAc), et d'autres équipes réparties entre l'Europe et le Japon.

L'Europe fournit la grande majorité de l'accélérateur prototype, le Japon fournissant essentiellement l'infrastructure pour les essais. Quatre pays européens sont concernés : la France (**CEA-Irfu** à Saclay), l'Espagne (CIEMAT à Madrid), l'Italie (INFN à Legnaro) et la Belgique (SCK-CEN à Mol). La coordination des études et de la réalisation du LIPAc sont confiées à une équipe européenne localisée à Garching (Allemagne) au sein de F4E (F4E : voir page 28).

4- Valider un concept d'alimentation du réacteur en tritium

Dans la perspective d'un réacteur industriel de fusion, un autre enjeu réside dans la capacité d'assurer l'auto-alimentation de la machine en tritium, fermant ainsi en interne le « cycle du combustible ». En effet, le tritium, de par sa période radioactive courte (12,3 années) est un élément très rare sur Terre : la production naturelle est de 0,2 kilo / an et l'inventaire actuel du tritium mobilisable sur Terre est d'environ 19 kilos (essentiellement produits dans les centrales à eau lourde du type CANDU).

Le tritium utilisé dans une centrale à fusion devra donc être produit par la centrale elle-même. La solution technique avancée est la mise au point d'une couverture tritigène, positionnée face au plasma. La réaction de fusion

deutérium-tritium (D-T) libère un neutron à haute énergie ainsi qu'un atome d'hélium. Tandis que le plasma demeure confiné par les champs magnétiques du tokamak, les neutrons s'échappent et sont absorbés par cette couverture composée de « modules » tapissant la paroi. La présence de lithium dans ces modules de couverture engendre une autre réaction : le neutron incident est absorbé par l'atome de lithium, et génère alors un atome de tritium et un atome d'hélium. On peut ensuite extraire le tritium de la couverture et le recycler dans le plasma comme combustible.

On réalise l'enjeu de l'auto-suffisance en tritium : un tritium consommé par une réaction de fusion donne un neutron qui doit produire un nouveau tritium. La couverture tritigène devra donc incorporer, en plus du lithium, un multiplicateur de neutrons (comme le plomb ou le béryllium), afin de compenser les pertes inévitables de neutrons. Il ne sera également pas possible de recouvrir de modules de couverture toute la paroi interne du tore, ne serait-ce que pour laisser de la place aux dispositifs de chauffage du plasma.
Une fois la réaction de fusion amorcée dans un réacteur de fusion, il suffira pour l'entretenir de l'alimenter en deutérium et en lithium, deux éléments disponibles en abondance.

La possibilité de produire ainsi le tritium *in situ* est aujourd'hui validée au niveau des concepts. On se dirige vers deux types de couverture : les concepts à matériaux tritigènes solides, où l'extraction du tritium s'effectue en faisant circuler un gaz entre des billes de céramiques à base de lithium, ou les concepts à matériaux tritigènes liquides, dans lesquels ce liquide circule à l'intérieur du réacteur pendant la réaction et est ensuite traité pour en extraire le tritium. Il faut désormais trouver le meilleur compromis, selon la compatibilité des matériaux entre eux et selon les fenêtres d'utilisation admissibles (température de fonctionnement, résistance au gonflement …).

Le choix des matériaux de structure de la première paroi et des couvertures tritigènes des réacteurs de fusion est capital car il dictera en grande partie les performances du réacteur en termes de rendement (température de fonctionnement maximale admissible) et en termes de disponibilité (durée de vie des éléments de couverture).

Sur cet enjeu, le programme ITER lui-même permettra d'avancer un choix d'options technologiques. A cette fin, des modules de couverture tritigène de différents concepts seront testés, sans mission de réalimenter le plasma en tritium car ils n'occuperont qu'une fraction faible de la paroi interne d'ITER. La démonstration intégrée de l'auto-suffisance en tritium sera l'une des missions de DEMO.

5- Mettre en œuvre la sûreté intrinsèque du réacteur de fusion

Dans un réacteur à confinement magnétique, une légère altération de l'un ou l'autre des paramètres de la décharge plasma provoque l'arrêt immédiat de la réaction. Tout risque d'emballement est donc exclu. De plus, le réacteur de fusion est alimenté de façon continue en combustible gazeux : il suffit d'interrompre cette alimentation pour que la réaction s'arrête en une fraction de seconde.

Les « risques nucléaires » liés à l'utilisation du tritium[4], radioactif, et à l'activation progressive du revêtement interne de la chambre à vide de la machine par les neutrons, sont identifiés et pris en compte tant dans la conception de la machine que dans les règles qui s'appliqueront à son exploitation et à son démantèlement. Le concept des couvertures tritigènes permet que le « cycle du combustible » soit limité à l'enceinte de la machine : cela exclut les problèmes que pourrait poser le transport du tritium.

Les réacteurs de fusion seront classés parmi les « Installations nucléaires de base » (INB) et soumis, à ce titre, à la surveillance de l'Autorité de sûreté nucléaire. Le principe de « défense en profondeur » qui prévaut dans toute INB sera appliqué et suppose que des barrières de confinement successives soient mises en place sur un réacteur de fusion.

La réaction de fusion, très différente de la réaction de fission, ne produit aucun élément comparable aux « produits de fission ». Aucun déchet de haute activité à vie longue ne résultera de l'activité des réacteurs de fusion. Il y aura en revanche production de déchets de très faible activité (20% du volume total), de faible et moyenne activité à vie courte (75%) et, en faible quantité (5%), des éléments de moyenne activité à vie longue. Ces déchets ne sont que ceux provoqués par l'activation de l'installation elle-même.

La mise au point de matériaux à faible activation et résistants aux neutrons de 14 MeV, permet d'envisager qu'une centaine d'années après la mise à l'arrêt d'un réacteur de fusion, la radiotoxicité des matériaux qui constituent l'installation sera redescendue à un niveau proche de la radioactivité naturelle.

---

[4] *Le tritium a une période relativement courte de 12,3 ans et se désintègre en émettant un électron de faible énergie : 5 millimètres d'air ou une simple feuille de papier suffisent pour l'arrêter et il ne peut traverser la peau. Il ne peut donc endommager les cellules de l'organisme qu'à condition d'être inhalé ou ingéré. Il ne présente aucune toxicité chimique.*

« Ce que fera ITER, ce que ne fera pas ITER »

ITER est un jalon crucial vers l'utilisation de la fusion pour produire de l'électricité.
ITER :
- consolidera la physique des plasmas en combustion thermonucléaire ;
- démontrera la production d'énergie de fusion en produisant 400 MW durant des décharges de 400 secondes avec un gain de 10 ;
- explorera le régime stationnaire à un gain de fusion Q de 5 ;
- démontrera la disponibilité des technologies essentielles (aimants supraconducteurs, composants face au plasma, maintenance robotisée…) ;
- testera des modules de couverture tritigène ;
- démontrera la sûreté de fonctionnement et le faible impact sur l'environnement de la fusion.

Toutefois ITER est un dispositif expérimental. Sa disponibilité, exprimée non pas en capacité à effectuer des expériences, mais comme le temps de plasma cumulé divisé par la durée d'exploitation[5], restera faible.
En conséquence, ITER :
- ne produira pas d'électricité ;
- ne qualifiera pas les matériaux à basse activation et résistants aux neutrons (le flux neutronique intégré sera bien trop faible) ;
- ne démontrera pas l'auto-suffisance tritium : des modules de couverture seront testés sur ITER mais ne couvriront que quelques pourcents de la surface de la chambre ;
- ne démontrera pas la disponibilité nécessaire pour un réacteur électrogène.

Il s'agit là des principales missions dévolues à DEMO.

[5] Une journée expérimentale devrait permettre de réaliser une vingtaine de « décharges plasma » sur ITER. Avec des durées de décharge de 400 secondes, cela correspond à un peu plus de deux heures de temps cumulé de plasma, soit une disponibilité de 10%. Bien sûr, en tenant compte des périodes d'arrêt pour maintenance et installation de nouveaux systèmes, ce chiffre diminue. Enfin, comme sur tout dispositif expérimental, un temps important sera consacré à la mise au point et ne correspondra pas à la réalisation de décharges performantes en termes de production d'énergie de fusion et donc de neutrons générés.

Le projet WEST

Dans la perspective du projet ITER, les développements menés sur les machines JET et Tore Supra ont permis de définir les grands choix d'options respectivement sur la configuration du plasma lui-même (JET) et sur les composants face au plasma et l'extraction de puissance (Tore Supra).

Tore Supra a d'abord permis de définir trois grandes options techniques qui ont apporté une contribution capitale à la problématique du « fonctionnement continu » :

- L'emploi de bobines supraconductrices pour assurer le confinement magnétique du plasma ;
- La validation de différentes technologies de chauffage additionnel et de génération non inductive du courant plasma, en vue de décharges longues ;
- L'expérimentation d'un refroidissement continu *via* des boucles d'eau pressurisées.

De par sa configuration particulière, notamment le refroidissement « actif » des composants, Tore Supra a ensuite constitué une base unique d'expérimentation des matériaux face au plasma, avant l'assemblage des composants d'ITER. Il a ainsi documenté l'ensemble des caractéristiques du fonctionnement continu des tokamaks dans un environnement « carbone », invalidant en particulier son usage dans des machines manipulant le tritium. Avec le projet WEST, Tore Supra devient aujourd'hui une plateforme unique de tests pour un composant « critique » du tokamak ITER, le divertor tungstène activement refroidi.

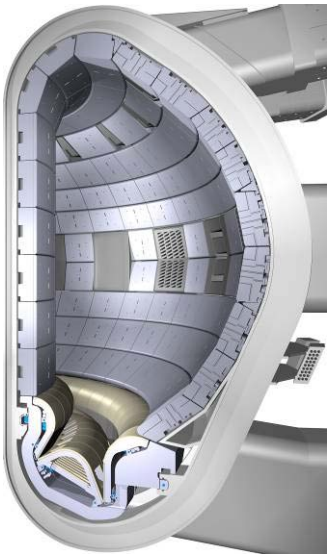
Rôle du divertor dans un tokamak

Le divertor est l'un des composants fondamentaux d'ITER : cette partie qui épouse le plancher de la chambre à vide reçoit l'essentiel des flux de chaleur et de particules provenant du plasma central.

Le divertor a pour fonction d'extraire les « cendres » (hélium) produites par la réaction et d'évacuer une partie de la chaleur générée par le système, tout en minimisant la contamination du plasma par les autres impuretés.

Durant la réaction de fusion, le divertor tire parti d'une perturbation du champ magnétique pour guider vers la partie basse de la machine les écoulements de plasma qui atteignent la périphérie. Les densités de puissance reçues par ce composant peuvent atteindre 20 MW/m².

Dans la perspective d'ITER, une configuration de divertor « activement refroidi », comme sur Tore Supra, a été retenue, et suivant les conclusions de Tore Supra, le matériau face au plasma employé sera du tungstène et non du carbone.



- Coupe du tokamak ITER : le divertor est situé dans la partie basse, en beige.
© ITER Organization.
- Gros plan sur le divertor. © ITER Organization.

Un banc d’essai pour ITER

Le divertor est composé de différentes sections, ou « cassettes », comprenant elles-mêmes des « cibles » en contact direct avec le plasma. Ces cibles sont placées à l'intersection des lignes de force du champ magnétique, là où les particules de plasma rencontrent les composants, cédant leur énergie sous forme de chaleur. Les cibles sont soumises à une charge thermique d'une extrême intensité et sont refroidies par circulation d'eau (même principe que sur l’installation Tore Supra). On parle alors de composants activement refroidis. Afin d’évacuer ce flux de chaleur considérable sans que la température de surface ne dépasse celle où le matériau face au plasma fondrait ou se vaporiserait, il est nécessaire de faire circuler de l’eau à grande vitesse, à moins d’un centimètre de la surface de cette paroi. Entre la surface qui peut atteindre des températures supérieures à 1 000 °C et les canaux de refroidissement où circule de l’eau sous pression à une température inférieure à 200° C, la variation très importante de température sur une très courte distance produit une dilatation différentielle des matériaux de la paroi, avec de fortes contraintes mécaniques (cisaillement).

Selon le plan initial, ITER devait être équipé pour son démarrage d'une cible de divertor constituée d'un matériau composite en carbone renforcé de fibres de carbone (CFC), qui présente une excellente conductivité thermique et bénéficie d’un retour d’expérience important (notamment grâce à Tore Supra). Une deuxième cible, en tungstène cette fois - un matériau qui s'érode plus lentement et offre donc une plus grande longévité - devait lui succéder avant l’introduction de tritium dans la machine.

Dans un souci de maîtrise des risques et des coûts, les partenaires d’ITER privilégient désormais un démarrage d’ITER directement sur l’option tungstène. Toutefois, la mise en œuvre du tungstène dans des composants activement refroidis ne bénéficie pas encore du même retour d’expérience que celle du CFC.

Le projet WEST – pour *Tungsten* (W) *Environment in Steady-state Tokamak* - consiste à installer et tester un tel divertor au sein de Tore Supra, qui se transforme ainsi en banc d’essai pour ITER.

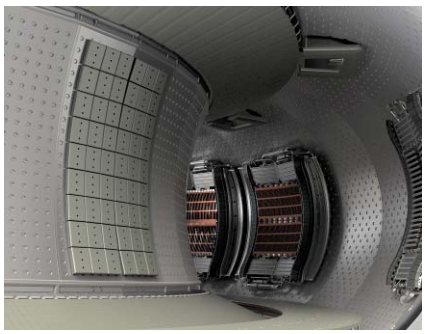


Image virtuelle du tokamak Tore Supra configuré pour le projet WEST. © CEA

- WEST permettra une diminution des risques et délais liés à l’industrialisation du composant et une meilleure définition des critères d’acceptation des séries industrielles.

- Le programme vise à diminuer les délais d’apprentissage de son fonctionnement et à préparer les équipes à son exploitation scientifique. Une première série des composants du divertor d’ITER sera ainsi réalisée pour WEST, par les fournisseurs sélectionnés pour la fabrication du divertor d’ITER, ce qui contribuera à l’optimisation des procédures de fabrication.

- WEST permettra aussi de tester de manière accélérée la tenue et le vieillissement de ces matériaux lors de décharges longues, et de détecter ainsi d’éventuels problèmes d’exploitation que pourrait rencontrer ITER. WEST permettra aussi de mettre au point l’ensemble des procédures d’opération et de surveillance du composant.

Reconfiguration du tokamak Tore Supra

Depuis sa construction dans les années 1980, le tokamak Tore Supra n'a cessé d'évoluer afin d'améliorer les performances plasmas, jusqu'à obtenir un record mondial avec un plasma stationnaire pendant plus de 6 minutes pour une puissance extraite de 1 GJ. Ce record a été atteint grâce, notamment, à la seconde génération de composants « carbone » activement refroidis installée au début des années 2000 : quelques 12 000 petits pavés de carbone, le « limiteur » de Tore Supra, assemblés au-dessus de tubes de cuivre, dans lesquels l'eau de refroidissement circule sous pression.

La configuration d'origine du tokamak Tore Supra

Avec un grand rayon de tore de 2,40 m (du centre de la machine au centre du plasma) et un petit rayon plasma de 0,72 m, Tore Supra est l'un des plus grands tokamaks au monde.

Tore Supra se caractérise par une combinaison unique de composants permettant des décharges longues :
- des bobines toroïdales supraconductrices et un système cryogénique associé ;
- des boucles de refroidissement par circulation d'eau sous pression ;
- une puissance de chauffage de 15 MW par injection d'ondes électromagnétiques à différentes fréquences ;
- de nombreux « diagnostics » (instruments de mesure à l'intérieur du tokamak), dont des caméras infra-rouges, qui permettent de surveiller l'échauffement des composants face au plasma ;
- un système d'acquisition des données en continu.

Les résultats obtenus par les équipes travaillant sur Tore Supra ont permis à l'IRFM d'acquérir une expertise reconnue mondialement sur les plasmas en régime stationnaire et les technologies associées :
- 25 ans d'exploitation d'un tokamak avec des plasmas de longue durée ;
- un record mondial de puissance injectée/puissance extraite (1GJ sur une durée de 400 secondes) ;
- une expérience unique dans la conception et la fabrication de « composants face au plasma » activement refroidis ;
- une expertise dans la physique du plasma de bord et ses conséquences sur les interactions plasma/paroi et l'intégration des différents composants nécessaires au fonctionnement d'un tokamak.

La reconfiguration de Tore Supra en WEST implique le remplacement de ces assemblages par un divertor en tungstène. Les composants du divertor de WEST seront parfaitement représentatifs des éléments du divertor d'ITER : il s'agira du même type de monobloc en tungstène, fourni par les mêmes industriels.

Des bobines de champ poloïdal vont être ajoutées afin d'obtenir une configuration magnétique « en point X », identique à celle d'ITER : le plasma passe d'une forme circulaire à une forme en « D ». Enfin, de nouveaux diagnostics (systèmes d'instrumentation qui permettent de recueillir les mesures à l'intérieur de la chambre à vide) vont être installés dans le tokamak.

Le démontage des anciens composants internes de Tore Supra a débuté au printemps 2013.

Projet WEST – Reconfiguration du tokamak Tore Supra. © CEA

Les études de conception des nouveaux composants sont en cours, voire finalisées pour une grande part, et les premiers appels d'offre pour leur réalisation, et même certains contrats de fabrication, sont lancés.
Le montage des premiers composants de WEST débutera fin 2014 avec un objectif de démarrage fin 2015-début 2016, respectant un planning calé sur le planning d'ITER lui-même.

Quatre objectifs scientifiques

- Les **performances, en matière d'extraction de chaleur, des composants face au plasma en tungstène de WEST**, utilisant la même technologie que celle du divertor d'ITER, seront évaluées. Les composants seront soumis à des flux de chaleur équivalents à ceux attendus pour ITER, dans la gamme de 10-20 MW/m^2. Le fonctionnement avec un composant dégradé (avec fusion locale du tungstène par exemple) sera également testé. Le système de surveillance en temps réel des composants (système infrarouge associé à des modèles de simulation des flux plasma) sera optimisé en vue de servir de base à celui d'ITER.

- Au-delà des questions liées aux composants du divertor, WEST permettra d'**explorer les problématiques de physique des plasmas sur des longues durées en environnement tungstène** : seule l'installation de Cadarache permet aujourd'hui de fournir des durées d'impulsion se rapprochant de celles d'ITER (plusieurs centaines de secondes). L'un des objectifs du programme sera d'étudier le régime de référence d'ITER (le mode H) sur des temps longs, en s'attaquant notamment au problème du contrôle de la contamination du plasma par le tungstène.

- WEST permettra d'accumuler en un nombre de décharges limité des fluences de particules sur les composants face au plasma de l'ordre de celle attendues sur le divertor d'ITER. Ceci permettra d'**explorer les interactions plasma / paroi à forte fluence** (érosion par le plasma, évolution de la morphologie de surface du matériau, rétention du combustible …), qui déterminent la durée de vie du composant et ont des conséquences sur son exploitation.

- Enfin, ultérieurement, WEST fonctionnera en **soutien de la machine JT-60SA**, dans le cadre de l'accord de collaboration « Approche élargie » entre l'Europe et le Japon, avec le développement de régimes dits avancés (meilleur confinement du plasma).

Ouverture de la plate-forme WEST au tissu académique, à la recherche et aux industriels

Le CEA est tout d'abord en interaction avec les agences domestiques européenne et japonaise (F4E et JAEA) en charge de la réalisation du divertor d'ITER, afin de permettre la meilleure utilisation du projet WEST dans le cadre de leurs responsabilités de fourniture.

Par ailleurs, le CEA revisite l'intégralité de ses collaborations de longue date avec les partenaires de la recherche française et internationale (Europe et hors-Europe), afin de les focaliser sur WEST.
Ainsi, plusieurs laboratoires de la Fédération de Recherche Fusion par Confinement Magnétique (FR-FCM) sont déjà partenaires du projet WEST. Les laboratoires d'Aix-Marseille Université, notamment, sont particulièrement actifs.

La FR-FRCM
La **Fédération nationale de Recherche Fusion par Confinement Magnétique - ITER** a été créée à l'initiative du CNRS, du CEA, de l'INRIA, et de six établissements d'enseignement supérieur, les Universités d'Aix-Marseille, de Nice, Nancy et l'Ecole Polytechnique.
La Fédération a pour mission d'assurer la coordination des recherches menées en France dans le domaine de la fusion par confinement magnétique, dans le cadre du projet ITER, et dans le programme d'accompagnement soutenu par l'Europe (Euratom). La FR-FCM regroupe au total une quarantaine de laboratoires.

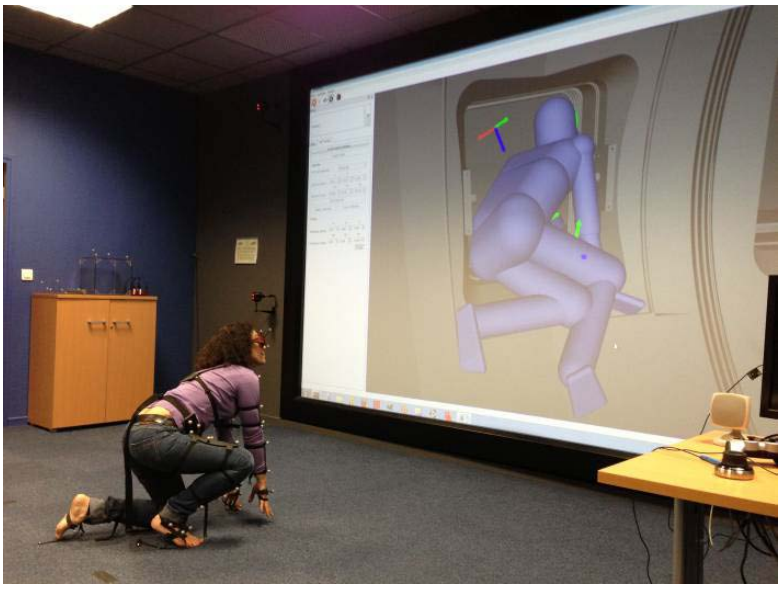
Au niveau européen, de nombreux laboratoires impliqués dans l'étude de l'interaction plasma-parois métalliques ont déjà fait part de leur intérêt pour le projet, et ont engagé des discussions avec le CEA pour définir leur contribution.

Enfin, le projet WEST est ouvert aux collaborations internationales hors Europe, incluant l'ensemble des partenaires de l'accord international ITER. Le CEA a déjà signé une série d'accords de partenariat avec les deux principaux organismes de recherche sur la fusion en Chine (ASIPP et SWIP), ainsi qu'avec l'Institut de Recherche sur le Plasma (IPR) en Inde et le DOE, le département de l'Energie aux Etats Unis.

Ces différents accords se traduisent soit par la fourniture en nature d'éléments pour WEST, soit par la mise en place de laboratoires de recherche communs, soit par la participation de chercheurs du monde entier au programme de recherche de WEST. Ils démontrent l'intérêt de la communauté scientifique

internationale pour ce projet. WEST contribue à mettre en visibilité le pôle fusion d'envergure mondiale qui se crée en région PACA autour du projet ITER.

Téléopération dans le tokamak, avec le bras articulé AIA conçu avec le CEA-List. © CEA



Salle de réalité virtuelle du CEA-IRFM à Cadarache. Cet équipement permet notamment d'effectuer des « revues de conception » pour le projet ITER. © CEA

ANNEXES

Point d'étape sur le chantier ITER

Le choix du site de Cadarache pour l'accueil d'ITER remonte à juin 2005. Cinq ans plus tard, en juillet 2010, le site viabilisé et aménagé par l'Agence Iter France au titre des engagements pris par la France, est mis à la disposition d'*ITER Organization*.

L'aménagement de cet espace qui accueillera l'ensemble des bâtiments techniques d'ITER, représente un investissement de 155 millions d'euros financés à environ 30 % par l'Europe et à 70 % par la France. Depuis le début des travaux en 2007, que ce soit pour l'aménagement du site de construction, l'adaptation des routes entre Berre et Cadarache ou encore la construction de l'école internationale à Manosque, les différents acteurs du programme ont attribué 2,6 milliards d'euros de contrats dont plus de la moitié à des entreprises françaises. Sur ces 1,3 milliards d'euros investis en France, les entreprises régionales ont remporté pour 927 millions d'euros de contrats.

La construction des bâtiments techniques a été lancée en 2010. Le premier bâtiment technique (bâtiment *PF Coil Building*, en haut à droite sur la photo) a été livré par l'agence domestique européenne (F4E) en 2012. C'est dans ce bâtiment que seront assemblées les plus grosses pièces du tokamak : les opérations de bobinage pour le confinement magnétique y seront notamment réalisées.

© Matthieu COLIN / ITER Organization

Au terme d'un an de travaux pour l'adaptation de la ligne très haute tension qui alimente l'installation Tore Supra et la construction du poste d'alimentation, le site ITER a été connecté au Réseau de Transport d'Electricité (RTE) en juin 2012, avec le doublement de la ligne 400 kV.

Le 9 novembre 2012, le décret d'autorisation de création de l'installation nucléaire de Base (INB) ITER a été signé : il marque le véritable lancement de la construction de l'installation de recherche à Cadarache.

Les bâtiments du Siège ITER (en bas à gauche sur la photo) ont été inaugurés

par Geneviève Fioraso, ministre de l'Enseignement supérieur et de la Recherche, et Günther H. Oettinger, commissaire européen, le 17 janvier 2013. D'une superficie d'environ 20 500 m^2, le bâtiment de bureaux offre une capacité d'accueil pour 500 personnes, des salles de conférences et de réunions, ainsi qu'une salle du conseil et un restaurant d'entreprise dimensionné pour un millier de repas.

La construction du bâtiment de l'installation de recherche a commencé : le radier a été coulé au fond d'une excavation de 17 m ; il est équipé de 493 plots parasismiques sur lesquels s'appuiera la structure du bâtiment. Il comportera six niveaux et s'élèvera sur 73 mètres de hauteur (13 mètres au-dessous du niveau de la plateforme et 60 mètres au-dessus de celle-ci). Les éléments du tokamak seront pré-assemblés dans un hall de montage adjacent.

© ITER Organization

Du 16 au 20 septembre 2013, une campagne de mesures a été organisée sur l'itinéraire ITER, spécialement aménagé entre Berre l'Etang et Cadarache, sur 104 km, pour accueillir les futurs composants en cours de fabrication dans le monde par les membres d'ITER. Une remorque autopropulsée préfigurant les convois XXL (800 tonnes) a permis de tester plus d'une trentaine d'ouvrages d'art (ponts, voûtes, canalisations…).

Cette opération grandeur nature sera suivie d'une répétition générale en vue de valider les temps de déplacement et l'organisation mise en place. 230 convois sont attendus de 2014 à 2020 ; en fonction des caractéristiques des composants à transporter, les transports seront assurés sur 1 à 3 nuits.

Organisation institutionnelle pour le projet ITER

34 Etats autour du projet ITER

Avec l'accord ITER, officiellement signé le 21 novembre 2006, une organisation particulière s'est mise en place. Pour la conduite du projet, les différents partenaires - Chine, Corée du Sud, Etats-Unis, Inde, Japon, Russie et Union européenne (avec la Suisse, au titre de sa participation à Euratom), soit 34 nations – se réunissent dans différentes instances dont la principale est le Conseil ITER, qui est assisté d'un comité scientifique et technique et d'un comité de gestion. Les membres du Conseil sont des représentants de tous les partenaires.

Pour la construction du réacteur, chacune des sept parties collabore avec ses propres organisations d'industrie et de recherche pour en concevoir et construire les différents composants. De cette façon, le financement du projet est assuré à 90% en nature : conformément à un partage établi par négociation entre les partenaires, chacun des membres livre à *ITER Organization* des éléments de la machine.

- **ITER Organization :** L'organisation internationale est responsable de la conception du réacteur de recherche, de sa construction, de son exploitation et de sa mise à l'arrêt. Son directeur général est Osamu Motojima. L'objet d'*ITER Organization* et son fonctionnement sont régis par un traité international signé en novembre 2006 à Paris et ratifié l'année suivante par les partenaires d'ITER.

Organisation en France

- Le **Haut représentant pour la réalisation en France du projet ITER** est Bernard Bigot. Le Haut représentant pour la réalisation en France du projet ITER assure la coordination des acteurs nationaux impliqués dans le programme ITER et représente la France auprès des membres d'ITER, de *ITER Organization* et de l'Agence européenne *Fusion for Energy* (F4E).

- **L'Agence Iter France :** La création de l'Agence Iter France (AIF) est liée au choix du site de Cadarache pour l'installation du projet international ITER (28 juin 2005). Elle a été créée au sein du CEA en 2006 et est dirigée par Jérôme Pamela. L'AIF est responsable de la mise à disposition du site pour le projet, en particulier :
  - l'accueil des collaborateurs ITER et de leurs familles,
  - les travaux de viabilisation du site avant le démarrage de la construction de l'installation de recherche,
  - l'élaboration des dossiers de sûreté et du démantèlement de l'installation à la fin de son exploitation.

Organisation au sein de l'Union européenne

S'agissant de l'UE, les différents pays collaborent sur la fusion en s'appuyant sur une *roadmap* sous l'égide d'Euratom. Pour le projet ITER, l'UE a mis en place en 2007 une organisation spécifique, *Fusion for Energy* (F4E, installée à Barcelone) dont l'objectif est de fournir à *ITER Organization* la contribution « en nature » européenne à ITER. .

L'Union européenne, en tant que partie d'accueil du réacteur, contribue à environ la moitié de tous les composants d'ITER. Ainsi, l'une des principales missions de F4E consiste à collaborer avec les organisations de recherche et d'industrie européennes afin de développer et fabriquer un large éventail de composants de haute technologie destinés au projet ITER.

L'UE et le Japon dans le partenariat « Approche Élargie »

En février 2007, la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom) et le gouvernement japonais ont signé un accord baptisé « Approche élargie » (ou *Broader Approach*) portant sur un programme de recherche et de développement destiné à soutenir ITER.

Les projets inclus dans l'Approche élargie s'inscrivent en complément de tout ce qui est entrepris à travers le monde pour réaliser ITER. L'Approche élargie comprend trois grands projets de recherche :

- **IFMIF-Eveda, prototype d'une installation dédiée à la qualification des matériaux pour le réacteur DEMO** (voir encadré p.16) ;

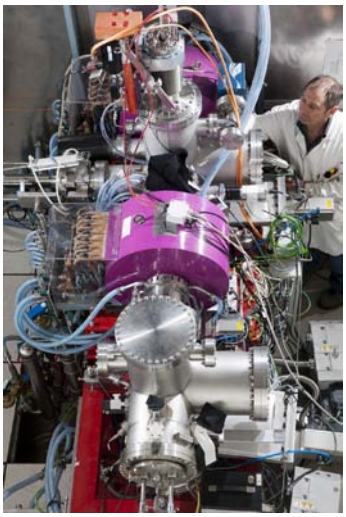


Photo : conception d'un prototype d'injecteur pour IFMIF-Eveda, au CEA-Irfu (Saclay). © P.Stroppa/CEA.

- **JT-60SA, transformation du tokamak japonais JT-60 en tokamak supraconducteur satellite d'ITER (SA pour *Super-Advanced*) :**
  JT-60SA est une installation expérimentale de fusion destinée à soutenir l'exploitation d'ITER et à optimiser les régimes de fonctionnement des réacteurs de fusion qui seront construits après ITER. Le programme utilise le tokamak existant JT-60, à Naka (Japon), en partie reconfiguré : l'installation reçoit notamment des bobines supraconductrices. Le programme JT-60SA alimentera les études de physique sur des régimes de plasma dans des scénarios dits « avancés ».

- **IFERC, centre de calcul international pour la modélisation et la simulation :**
  Situé à Rokkasho (Japon), l'*International Fusion Energy Research Center* a notamment réceptionné le supercalculateur Helios en mars 2012. Donné pour une puissance crête de plus de 1,5 pétaflops, ce supercalculateur conçu par Bull permet aux chercheurs européens et japonais de modéliser les nombreux défis que pose la fusion : comportement du plasma, étude des matériaux, par exemple.

Le centre CEA de Cadarache

Situé sur la commune de Saint-Paul-Lez-Durance (Bouches-du-Rhône), à une quarantaine de kilomètres au nord/est d'Aix-en-Provence, le centre CEA de Cadarache est le premier centre de recherche sur les énergies bas carbone en Europe.

Les activités du centre sont réparties autour de plusieurs plates-formes technologiques de recherche et développement (R&D) essentiellement pour l'énergie nucléaire (fission et fusion) mais aussi pour les nouvelles technologies pour l'énergie (hydrogène, solaire, bioénergie) et les études sur l'écophysiologie végétale et la microbiologie.

Plusieurs collaborations ont été développées avec les entreprises régionales, ainsi qu'avec l'AMU (Aix-Marseille Université) et des instituts de recherche (Ifremer, Cerege), dans le cadre de collaborations scientifiques, d'enseignement et de la création de laboratoires mixtes (CNRS/CEA).

Plus de 5 000 personnes travaillent au CEA de Cadarache.
400 stagiaires, thésards, postdoc sont accueillis par les équipes de recherche dans le cadre des conventions établies avec des universités.

Il existe également de nombreux échanges et collaborations dans le cadre de programmes de recherche européens et internationaux pour l'énergie nucléaire (fusion et fission). Entre 150 et 200 chercheurs d'une vingtaine de nationalités différentes travaillent chaque année sur le centre de Cadarache dans le cadre de collaborations scientifiques européennes ou internationales.

© Lesénéchal/CEA