

Deuterium and Tritium: The fuel of ITER

Le Deutérium et le Tritium : le combustible d'ITER

*Carlos Alejaldre,
Deputy Director General for Safety and Security - ITER*

1 | Introduction

Nuclear fusion of light nuclei (Deuterium-Tritium) is one of the very few options potentially acceptable from the environmental, safety and economic points of view, to provide energy over the long term for a growing world population. In the past few decades, fusion research has made great progress. Advances in fusion science arising from a large set of fusion experiments worldwide, together with the development of key fusion technologies, have provided the international fusion programme with the necessary body of knowledge required to demonstrate the scientific and technological feasibility of fusion power for peaceful purposes. The International project ITER, under construction near Cadarache in the southeast part of France, is an experimental installation designed to provide the definitive demonstration that the dream may become reality.

2 | A new fuel for a new energy source: Deuterium and Tritium

One original feature of this type of nuclear fusion facility is its fuel, made of a very low-density mixture of isotopes of hydrogen: nuclei of deuterium and tritium fully ionized in a plasma state. Another is that for the fusion reactions to be efficient from an energy point of view, the plasma must be at a temperature of the order of several tens of keV which means a few hundred million degrees Celsius (1 keV~ 10 000 000° C).

The principle of ITER is to maintain the fusion fuel, a hot gas called "plasma", in a doughnut-shaped vessel ("torus") from touching the walls by means of strong magnetic fields created by superconducting coils surrounding the vessel, commonly called the "vacuum chamber". This configuration, which has proven the superior design for fusion experiments since the 1960s, is called a **tokamak**.

1 | Introduction

La fusion nucléaire des noyaux légers (deutérium-tritium) est l'une des très rares solutions potentiellement acceptables en termes environnementaux, économiques et de sûreté pour fournir de l'énergie à long terme à une population mondiale qui ne cesse de croître. La recherche sur la fusion a fait des progrès considérables ces dernières décennies. Grâce aux avancées de la science de la fusion, fruit des nombreuses expérimentations sur la fusion réalisées dans le monde entier, et au développement de technologies de fusion essentielles, le programme de fusion international dispose aujourd'hui des connaissances nécessaires pour démontrer la faisabilité scientifique et technologique de l'énergie de fusion à des fins pacifiques. Le projet international ITER, dont les installations sont en cours de construction près de Cadarache, dans le sud-est de la France, vise à démontrer de façon incontestable que ce rêve peut se réaliser.

2 | Le tritium : un nouveau combustible pour une source d'énergie nouvelle

Parmi les caractéristiques originales de ce type d'installation nucléaire figure son combustible, constitué d'un mélange d'isotopes de l'hydrogène à très faible densité : des noyaux de deutérium et de tritium totalement ionisés à l'état de plasma. Autre spécificité, le plasma doit se trouver à une température de l'ordre de plusieurs dizaines de kiloélectron-Volt (keV) ou de quelques centaines de millions de degrés Celsius pour que les réactions de fusion soient efficaces en termes énergétiques (1 keV~10 000 000° C).

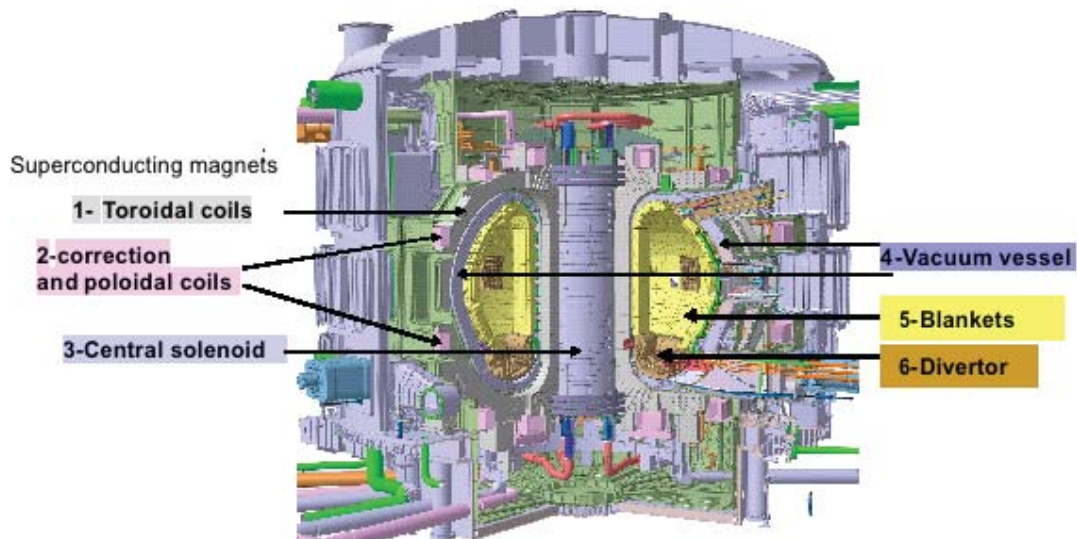
Le principe d'ITER consiste à maintenir le combustible de fusion sous forme de gaz chaud (le plasma) dans une chambre en forme d'anneau (« tore ») hors de contact des parois par de puissants champs magnétiques créés par des bobines supraconductrices installées autour de l'anneau, appelée « chambre à vide ». Cette configuration, qui s'est révélée la plus adaptée aux expérimentations de fusion depuis les années 60, est appelée « **tokamak** ».

ITER is a long pulse tokamak that in nominal operation produces a deuterium-tritium fusion power of 500 MW for a burn length of 400 s, with the injection of 50 MW of auxiliary power also called “additional heating”. A pulse has 3 phases: the start-up, the “plateau” and the ramp-down. During plasma start-up, a very low-density gaseous fuel, a fraction of a gram of a mixture of deuterium and tritium, will be introduced into a 1000 m³ vacuum vessel chamber by a gas injection system. The plasma will progress from a circular cross section configuration to an elongated D-shape configuration as the plasma current is ramped up (see D-shape of the vacuum vessel in). As the current develops (nominally up to 15 MA), for reaching the “plateau”, subsequent plasma fuelling (gas or pellets), together with additional heating, leads to a high energy gain burn with a fusion power of about 500 MW. At the end of the pulse the fuelling rate is reduced in order to achieve a slow ramp-down of the fusion power, and the plasma current is ramped down to terminate the burn. The purely inductively driven pulse has nominal burn duration of 400 s, with a pulse repetition period as short as 1800 s. During these 400 s about 0,4g of tritium are used for the fusion reaction.

The products of each fusion reaction are a nucleus of helium, the energy of which (3.5 MeV) will partially heat the plasma in addition to the auxiliary power, and a neutron bearing the energy (14.1 MeV) that will produce heat by collisions in the shielding blankets (also called first wall) which protect the vacuum vessel. This slowing-down process in the blanket has the side effect that when the neutron is captured or interacts with structural atoms, it can activate the material by transmutation of specific atoms, and this process occurs predominantly in the first wall. A second process is that the neutron can interact with lithium in order to produce the tritium needed to feed the fusion plasma. Though this process will not be tested at full scale in ITER; test demonstrations of breeding capabilities will be performed in test modules provided by the Parties under ITER Organization quality control.

Figure 1: a cutaway view of the ITER device inside the cryostat.

The major components of the tokamak are the superconducting magnets which confine, shape and control the plasma inside the toroidal vacuum vessel. The magnet system comprises toroidal field coils (1), a central solenoid (2), external poloidal field coils, and correction coils (2). The vacuum vessel is a double-walled structure (4). The magnet system and structure, together with the vacuum vessel and internals (5,6), is supported by gravity supports.



Deuterium and Tritium: The fuel of ITER

ITER est un tokamak à impulsions longues qui, dans des conditions d'exploitation nominales, produit une puissance de fusion deutérium-tritium de 500 MW pour une durée de combustion de 400 secondes, en apportant une puissance de 50 MW appelée « puissance auxiliaire » ou « chauffage additionnel ». Une impulsion a trois phases : le démarrage, le plateau et le ralentissement. Au démarrage du plasma, un combustible gazeux à très basse densité, moins d'un gramme d'un mélange de deutérium et de tritium, est introduit dans une chambre à vide de 1 000 m³ par un système d'injection de gaz. Avec la montée d'intensité du courant de plasma, le plasma évolue d'une configuration à section circulaire vers une configuration en forme de D allongé (voir). Alors que le courant augmente (jusqu'à une valeur nominale de 15 MA) pour atteindre un « plateau », l'alimentation en combustible du plasma se fait par injection de gaz ou de glaçons, complétée par un chauffage additionnel, et aboutit à une combustion à très haut gain énergétique avec une puissance de fusion d'environ 500 MW. À la fin de l'impulsion, le débit d'alimentation en combustible ralentit afin de réduire lentement la puissance de fusion et on abaisse progressivement l'intensité du courant de plasma pour arrêter la combustion. L'impulsion en mode purement inductif présente une durée de combustion nominale de 400 s, avec une période de répétition des impulsions de 1 800 s à peine. Pendant ces 400 s, environ 0,4g de tritium sont utilisés pour la réaction de fusion.

Les produits de chaque réaction de fusion sont un noyau d'hélium, dont l'énergie (3,5 MeV) sera utilisée pour chauffer partiellement le plasma, et un neutron porteur d'énergie (14,1 MeV) qui produira de la chaleur par collisions dans la couverture (appelée aussi « première paroi). Le processus de ralentissement dans la couverture induit un effet secondaire : quand le neutron est capturé ou interagit avec les atomes des structures, il peut activer la matière par transmutation d'atomes spécifiques, un processus qui se produit essentiellement dans la première paroi. Deuxième processus, le neutron peut interagir avec le lithium pour produire le tritium nécessaire à l'alimentation du plasma de fusion. Ce processus ne sera pas testé à grande échelle dans les installations ITER mais des démonstrations expérimentales des capacités tritigènes seront réalisées dans des modules d'essai fournis par les parties prenantes au projet sous contrôle qualité de l'organisation ITER.

Figure 1 : Schéma éclaté du tokamak d'ITER dans le cryostat

Les principaux composants du tokamak sont des aimants supraconducteurs qui confinent le plasma, lui donnent sa forme et le contrôlent à l'intérieur de la chambre à vide de forme toroïdale. Le système magnétique comprend des bobines de champ magnétique toroïdale (1), un solénoïde central (3), des bobines de champ magnétique poloidal externes et des bobines de correction du champ magnétique (2). L'enceinte sous vide est une structure à double paroi (4). Le système et la structure magnétiques, ainsi que la cuve sous vide et les pièces internes (5, 6), reposent sur des appuis gravitaires.

Using tritium and deuterium as fuel has some interesting consequences, for example there is no possibility of chain reaction, and the fuel has to be fed into the plasma continuously in very small precise amounts, in a similar way to a gas burner. The total amount of fuel confined by the plasma at any moment is only sufficient for a few seconds burn if the supply of fuel is terminated. Too much fuel perturbs the plasma equilibrium and stops also the reaction. In ITER the amount of tritium nuclei inside the tokamak plasma at any one time is a fraction of a gramme.

The fuel nuclear burning rate leading to the amount of tritium and deuterium used is mainly governed by:

- the injection flow rate of deuterium and tritium and the exchange of deuterium and tritium with the first wall
- the temperature, controlled by the heat balance between self-heating by alpha particles (helium nuclei) and the auxiliary heating systems controlled from outside the plasma (neutral beam, Radio Frequency systems...) and
- the density of the plasma, controlled by the fuelling and pumping systems, and limited by processes which depend on the strength of the confining magnetic field.

Any deviation from the nominal parameters would lead either to a rapid termination of the deuterium-tritium fusion, or to a small and limited increase of power. Any pollution from the first wall (dust or impurity ions from sputtering or leaks) will impair the operation of the plasma and stop the fusion reaction. Finally the required vacuum condition necessary for reaching a plasma allowing the fusion reaction to take place is so stringent that any defective leak tightness of the vacuum vessel (first confinement barrier) will anyway make impossible to obtain plasma pulses.

The fusion process would shut down in the case of any deviation from normal plasma conditions, as the occurrence of an abnormal situation in the magnetic field, and would also shut down in case of an abnormal situation in the cooling systems of the first wall, blanket, and divertor.

The tritium gas inventory of ITER is primarily in the tritium fuel cycle, including fuelling, pumping and tritium processing. However, as a result of the choice of materials for the in vessel plasma-facing components, a significant trapped tritium inventory is also expected to accumulate in these components. Overall, a few kilograms of tritium can be present at any time within the ITER plant facilities. As the possibility of tritium breeding is not contemplated in ITER, all tritium will have to be bought in the international market. ITER is consequently an experimental installation where tritium will be used as fuel but it will not be produced for its own consumption in the same way that ITER will not produce electricity.

3 | Safety approach

The main parameters and characteristics of ITER follow directly from the performance objectives (see table 1) and cost targets set by the ITER Parties (China, Europe, India, Japan, Russia, South Korea and United States). The design of ITER reflects in parallel the integration of a safety and environmental approach focused on minimizing the consequences of ITER operation and the integration of the results of postulated events analysis in order to reduce any impact on the population, the environment and the workers.

Table 1 Main Parameters of ITER

Total Fusion Power	500 MW (700 MW)
$Q = \text{fusion power/additional heating power}$	> 10
Average 14MeV neutron wall loading	> 0,5 MW/m ²
Plasma inductive burn time	> 400 s
Plasma major radius (R)	6,2 m
Plasma minor radius (a)	2,0 m
Plasma current (I_p)	15 MA (17 MA)
Toroidal field at 6.2 m radius (B_T)	5,3 T

Note: The machine should be capable of plasma current up to 17 MA, with the parameters shown in parentheses, within some limitations on other parameters such as pulse length.

L'utilisation du tritium et du deutérium comme combustible induit certaines conséquences intéressantes. Par exemple, aucune réaction en chaîne n'est possible, l'alimentation en combustible du plasma doit se faire en continu par très petites quantités, comme dans un brûleur à gaz, et à tout moment, la quantité totale de combustible confiné par le plasma ne permet que quelques secondes de combustion si l'approvisionnement en combustible est interrompu. Dans ITER, la quantité de noyaux de tritium présents dans le plasma du tokamak est constamment inférieure à un gramme.

Le taux de combustion nucléaire du combustible est principalement régi par :

- le débit d'injection du deutérium et du tritium et l'échange de deutérium et de tritium avec la première paroi,
- la température, elle-même régie par le bilan thermique de l'auto-chauffage par les particules alpha (noyaux d'hélium) et des autres systèmes de chauffage contrôlés depuis l'extérieur du plasma (faisceau de neutres (atomes neutres), systèmes à ondes haute fréquence, etc.),
- la densité du plasma, contrôlée par les systèmes d'alimentation en combustible et de pompage, qui est limitée par les processus dépendants de l'intensité du champ magnétique de confinement.

Toute variation des paramètres nominaux aboutira soit à un arrêt rapide de la fusion deutérium-tritium, soit à une augmentation faible et limitée de la puissance produite. Toute pollution provenant de la première paroi (poussières ou ions d'impuretés produits par l'érosion ou par des fuites) compromettra le fonctionnement du plasma. En cas de défaut d'étanchéité de l'enceinte sous vide (première barrière de confinement), il sera impossible d'atteindre l'état de vide nécessaire à la réaction de fusion.

Le processus de fusion sera interrompu en cas de variation des conditions normales du plasma ou en présence d'une situation anormale dans le champ magnétique. Il s'arrêtera aussi en cas de situation anormale au niveau des systèmes de refroidissement de la première paroi, de la couverture ou du divertor.

L'inventaire de gaz tritium d'ITER est essentiellement localisé dans le cycle du combustible tritium, y compris l'injection du combustible, le pompage et le traitement du tritium. Toutefois, en raison des matériaux choisis pour les composants situés face au plasma dans l'enceinte à vide, un inventaire de tritium piégé non négligeable devrait également s'accumuler dans ces composants. Globalement, quelques kilos de tritium pourront être présents à tout moment dans les installations d'ITER. La possibilité de générer du tritium n'étant pas envisagée dans le projet ITER, l'ensemble du tritium devra être acheté sur le marché international. ITER est donc une installation de recherche où le tritium sera utilisé comme combustible mais il n'y sera pas produit pour satisfaire à ses besoins et par ailleurs ITER ne produira pas d'électricité.

3 | L'approche de sûreté

Les principaux paramètres et caractéristiques d'ITER sont directement inspirés par les objectifs de performances techniques (cf. tableau 1) et par les objectifs de coût fixés par les parties prenantes au projet (Chine, Europe, Inde, Japon, Russie, Corée du Sud et États-Unis). La conception d'ITER reflète en parallèle l'intégration d'une approche de sûreté et environnementale visant à minimiser les conséquences de l'exploitation d'ITER et intégrant les résultats de l'analyse des incidents et accidents postulés de façons à réduire leur impact sur la population, l'environnement et les travailleurs.

Tableau 1 : Principaux paramètres d'ITER

Puissance de fusion totale	500 MW (700 MW)
$Q = \text{puissance de fusion/puissance de chauffage additionnelle}$	> 10
Charge neutronique moyenne de 14 MeV sur la paroi	> 0,5 MW/m ²
Temps de combustion du plasma inductif	> 400 s
Grand rayon du plasma (R)	6,2 m
Petit rayon du plasma (a)	2,0 m
Intensité du courant du plasma (I_p)	15 MA (17 MA)
Champ toroidal pour un rayon de 6,2 m (B_T)	5,3 T

Note : la machine doit être capable d'atteindre un courant de plasma de 17 MA avec les paramètres indiqués entre parenthèses, avec certaines limitations pour d'autres paramètres tels que la longueur des impulsions.

Safety principles and criteria for minimizing the consequences to the public and the environment from ITER operations are based on internationally recognized safety criteria and radiological limits following ICRP and IAEA recommendations, and in particular on the concept of ALARA and defense in depth. As the facility will be built in France, a specific adaptation of the design to the French regulations is being performed. ITER is an INB, a Basic Nuclear Installation, “Installation Nuclear de Base” in application of the French nuclear regulation. A Public Inquiry is expected to be conducted in 2010.

The prevention of the release and dispersion of radiotoxic material, e. i. confinement of radioactive inventories, is the main safety function of ITER. The specific ITER inventories at risk are the tritium and the dust produced by plasma/wall interaction in the vacuum vessel. The activated corrosion products in the cooling system have to be addressed as well, mainly for operational radiological exposure. The second main safety function of ITER is the limitation of exposure to internal and external ionizing radiations.

To prevent any significant tritium releases, ITER will be the first tritium facility with full detritiation and tritium recycling capabilities. In normal operation the releases will be optimized through the reduction of inventories on the systems on site, and as the result of an optimization approach in the design through high efficiency systems to recover the tritium for reusing it, as well as the optimization of the procedures of tritiated fluxes during maintenance [1, 2]. So very low gaseous and liquid releases are expected in normal operation. During incidents and accidents the releases to the environment will be very low due to the same confinement systems put in place to protect first the workers and then the public and environment. The doses to the public in all the cases are very low giving less than 10 μ Sv individual dose per year impacting on the nearest population for normal releases.

4 | Conclusion

ITER is the first fusion facility that is fully nuclear and takes advantage of the nuclear burn of tritium as fuel for the production of energy. It is therefore very important for ITER and for the future of fusion power plants, to demonstrate the attractive safety and environmental features of this new nuclear technology.

REFERENCES

- 1-Manfred Glugla. “The detritiation systems at ITER”. White book section IV-2010.
- 2-Pierre Cortes and Lina Rodriguez-Rodrigo. “Optimisation de la gestion du tritium dans le projet ITER. SFRP-2009

Les principes de sûreté et les critères de minimisation des conséquences de l'exploitation d'ITER pour le public et pour l'environnement sont fondés sur des critères de sûreté reconnus au niveau international et sur des limites radiologiques conformes aux recommandations de la CIPR et de l'AIEA, et plus particulièrement sur le principe ALARA et le concept de défense en profondeur. La conception est en cours d'adaptation aux spécificités de la réglementation française car l'installation sera construite en France. ITER est donc une Installation Nucléaire de Base en application de la réglementation nucléaire française. Il est envisagé de tenir une Enquête Publique en 2010.

La prévention des rejets et des dispersions de matières radiotoxiques, donc le confinement des inventaires radiologiques, est la principale fonction de sûreté d'ITER. Les inventaires à risque propres à ITER sont le tritium et la poussière produite par les interactions plasma/paroi dans l'enceinte à vide. Les produits de corrosion activés présents dans le système de refroidissement doivent également être pris en compte, principalement en termes d'exposition radiologique lors de l'exploitation. La deuxième fonction de sûreté d'ITER est la limitation de l'exposition aux radiations ionisantes externes et internes.

Pour prévenir tout rejet de tritium significatif, ITER sera la première installation à consommer du tritium possédant des capacités de détritiation et de recyclage complètes. En exploitation les rejets seront optimisés par la réduction des inventaires in situ, par la conception de systèmes ayant une haute efficacité de collecte des effluents tritiés en vue d'une réutilisation ultérieure et par la mise en place de procédures de gestion des flux tritiés pendant les phases de maintenance [1,2]. De très faibles rejets liquides et gazeux sont donc attendus en fonctionnement normal. En situation incidentelles ou accidentelles les rejets à l'environnement seront très faibles grâce aux systèmes de confinement mis en place en premier lieu pour la protection des travailleurs mais également pour la protection du public. Les doses au public dans tous les cas de figures seront très faibles, conduisant à des valeurs individuelles annuelles inférieures à 10 μ Sv pour les populations les plus proches en conditions normales.

4 | Conclusion

ITER est la première installation de fusion entièrement nucléaire à utiliser la réaction nucléaire du tritium comme combustible pour produire de l'énergie. Il est donc très important, tant pour ITER que pour l'avenir des centrales à fusion, de démontrer les bonnes caractéristiques environnementales et de sûreté de cette nouvelle technologie nucléaire.

RÉFÉRENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- 1-Manfred Glugla. “Les systèmes de détritiation d'ITER”. Livre Blanc du Tritium-Section IV- 2010.
- 2- Pierre Cortes et Lina Rodriguez-Rodrigo. “Optimisation de la gestion du tritium dans le projet ITER. SFRP-2009