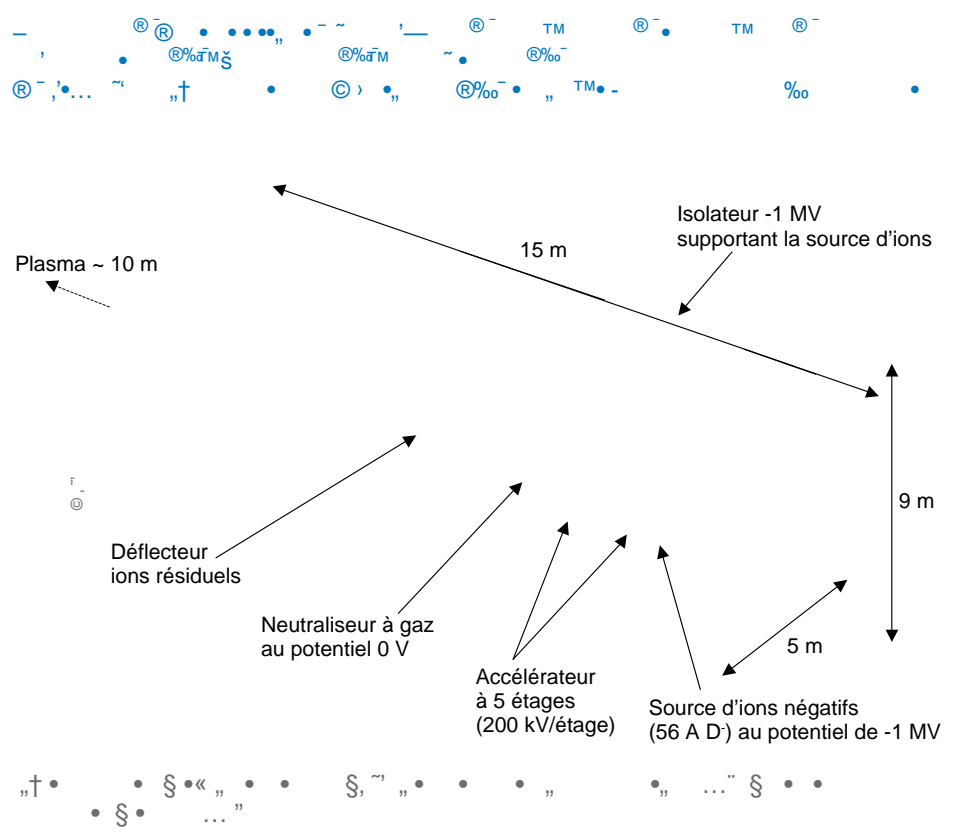


# Les sources d'ions négatifs pour le chauffage par injection d'atomes à haute énergie dans les plasmas de fusion



C'est en 1932, au laboratoire Cavendish de Cambridge, qu'Ernest Rutherford et ses collègues (J. Cockcroft et E. Walton) ont mis en évidence la première réaction de fusion, en bombardant une cible de deutérium  $D^0$  à haute énergie par des protons accélérés à une énergie supérieure à la barrière de potentiel induite par la répulsion coulombienne des noyaux. Dans les machines de fusion actuelles, c'est au cœur d'un plasma de deutérium (D) et de tritium (T) chauffé à plus de 100 millions de kelvins ( $\sim 10$  keV) que se produisent les réactions de fusion [1, 2] (voir encadré, p. 19). Pour atteindre cette température, des sources d'énergie auxiliaires (des systèmes de chauffage additionnel) installées à la périphérie du Tokamak, sont en mesure de doubler des dizaines de mégawatts de puissance au foyer thermonucléaire, le centre du plasma, sous forme d'atomes neutres de deutérium  $D^0$  à haute énergie ou d'ondes électromagnétiques (voir encadré 1). Ces systèmes de chauffage sont essentiels en phase de démarrage pour l'allumage de la combustion, et dans une moindre mesure pour son contrôle sur de longues durées (plusieurs heures) durant la phase « réacteur ». Dans ce mode de fonctionnement, les particules de 3,5 MeV issues des réacteurs de fusion D-T prennent en partie leur énergie cinétique par collisions avec les ions de fusion.

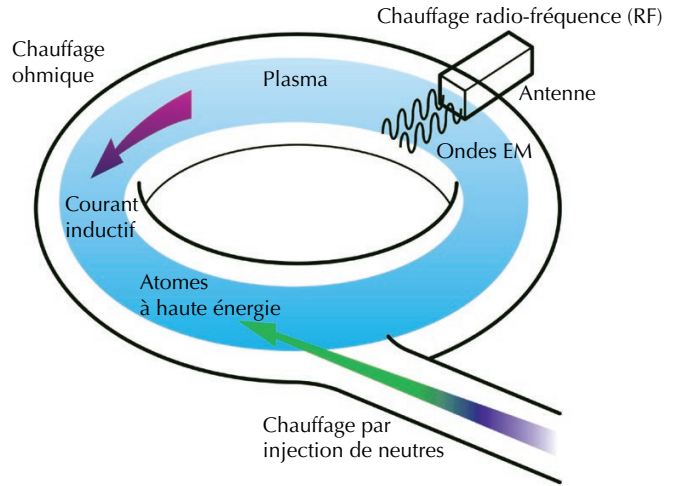


## Chauffage des plasmas pour l'amorçage des réactions de fusion

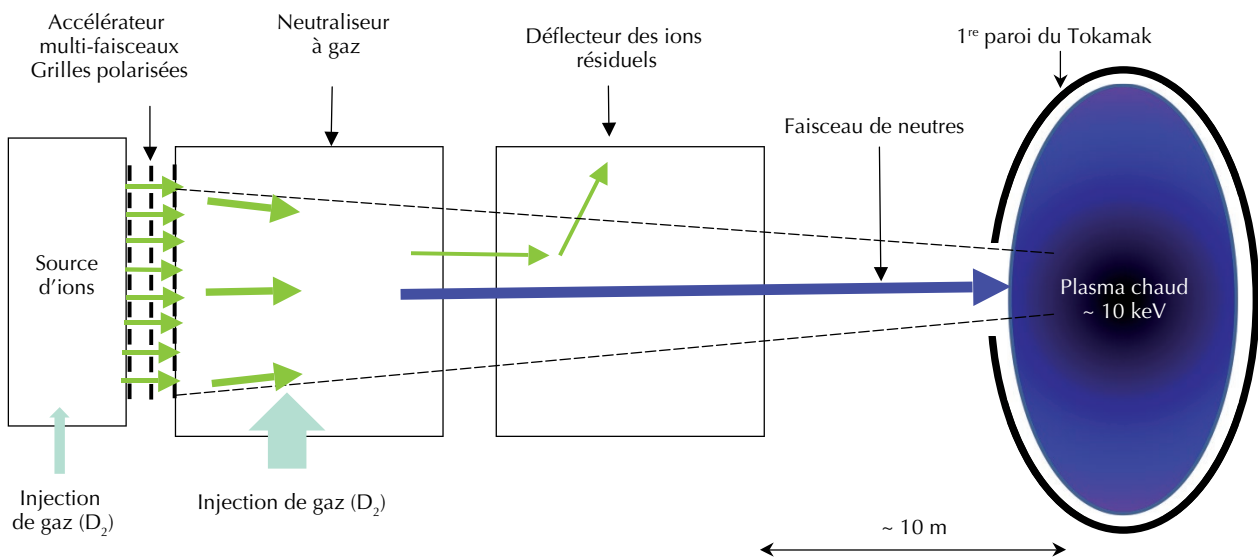
encadré 1

Le courant inductif circulant dans l'anneau de plasma du Tokamak (fig. E1) permet un préchauffage du plasma par effet Joule ; c'est la méthode la plus simple, mais le plasma devenant moins collisionnel (le libre parcours moyen des particules du plasma devient du même ordre de grandeur que ses dimensions caractéristiques) avec l'élévation de température (diminution de sa résistivité), la température ionique sature au-delà de 2 keV, bien en dessous du seuil d'amorçage de réactions D-T (~ 10 keV). Ce chauffage ohmique trouve toutefois son utilité pour démarrer le plasma, puisqu'il assure l'ionisation du gaz et la montée en courant plasma jusqu'à 15 MA pour ITER.

Le chauffage le plus couramment utilisé pour atteindre 10 keV est l'injection d'atomes neutres à haute énergie, dite injection de neutres (IDN), au cœur du plasma (fig. E2). Sur ITER, la méthode consiste à accélérer des ions négatifs de deutérium ( $D^-$ ) à haute énergie (1 MeV) et à les neutraliser (conversion des  $Den D^0$ ) avant leur entrée dans la chambre du Tokamak. Ces atomes neutres sont insensibles au champ magnétique de confinement et pénètrent le plasma sans déflexion quelles que soient les conditions physiques locales (densité et instabilités du plasma). La densité linéique du plasma est ajustée de façon que ces neutres soient ionisés ( $D AD^+$ ) sous l'effet de collisions, en majorité au cœur du plasma, région où s'effectue le dépôt de puissance (le chauffage) et futur siège des réactions de fusion D-T. Le chauffage du plasma résulte du transfert d'impulsion de ces ions rapides ( $D^+$  à 1 MeV) piégés le long des lignes de champ magnétique aux particules du plasma (à  $D^+$ ,  $T^+$ ), conduisant notamment à renforcer la partie haute énergie de la fonction de distribution des ions du plasma avec un effet bénéfique sur le taux de réactions de fusion, la section efficace de la réaction D-T étant maximale autour de 100 keV.



Chauffage par ondes : le couplage d'une onde électromagnétique (EM) aux particules du plasma se produit lorsque le champ électrique de l'onde est parallèle, en phase, et oscille à la fréquence cyclotron (ionique ou électronique) de la particule le long de la ligne de champ magnétique. Les particules du plasma sont alors accélérées dans la région de couplage et transmettent ensuite leur énergie cinétique au plasma par collisions successives. L'émission de l'onde EM est assurée par des antennes (ou guides d'ondes) radiofréquence en périphérie du plasma (première paroi du Tokamak). Le chauffage par ondes est complémentaire à l'injection de neutres, dans la mesure où il permet des dépôts de puissance très localisés ouvrant la voie à un large éventail de scénarios plasmas.





Sur ITER, 50 MW de chauffage additionnel seront nécessaires pour initier la production de 500 MW de puissance de fusion D-T pendant 400 secondes au sein d'un plasma ; c'est un gain en puissance d'un facteur 10, qui reste toutefois insuffisant pour atteindre l'ignition avec production d'électricité.

Le premier démonstrateur de réacteur de fusion (appelé DEMO), visant une puissance de fusion de 2,5 GW pour 1 GW électrique avec un gain en puissance avoisinant 20, pourrait être opérationnel et couplé au réseau à l'aube des années 2050 si l'ITER en démontre la faisabilité.

### Le chauffage par injection de neutres (IDN) des machines de fusion par confinement magnétique

L'énergie d'injection de neutres dans les machines actuelles (Tore-Supra au CEA-Cadarache, JET) avoisine les 100 keV ; les injecteurs sont basés sur l'accélération d'ions positifs ( $D^+$ ), avec neutralisation par échange de charges avec des molécules de deutérium :  $D^+ + D_2 \rightarrow D_f^0 + D_2^+$ , où «  $D^+$  » désigne l'ion à haute énergie. Par exemple, les 16 MW de puissance de fusion D-T produits dans la machine JET en 1998, résultent du chauffage par faisceaux de neutres (deutérium et tritium) injectés simultanément via deux lignes distinctes. La puissance injectée était de 12 MW de  $D^0$  à 85 keV et de 9 MW de  $T^0$  à 155 keV.

Pour ITER, l'augmentation du volume du plasma d'un facteur 8,4 par rapport à JET implique d'accroître à la fois la puissance des faisceaux de neutres (deux faisceaux de 17 MW de  $D^0$  à 1 MeV sont prévus). À ce niveau d'énergie, le rendement de neutralisation par échange de charges d'ions  $D^+$  est quasi nul, alors qu'il reste élevé (~ 55% à 1 MeV) pour les ions négatifs  $D^-$  (fig. 1) en raison de la faible énergie de liaison de l'électron à l'atome (~ 0,6 eV). Sur l'injecteur ITER (voir la figure p. 15), la neutralisation se fera très simplement par collision des molécules de deutérium ( $D^- + D_2 \rightarrow D_f^0 + \dots$ ), suite à une injection de gaz  $D_2$  dans le neutraliseur.

En revanche, la relative fragilité de l'ion négatif n'est pas sans inconvénient pour la source et l'accélérateur d'ITER : la densité de courant  $D^-$  produite dans le plasma de la source ( $j \sim 250 \text{ A/m}^2$ ) est inférieure d'un facteur six à celle des injecteurs actuels basés sur l'accélération d'ions positifs ( $j \sim 1500 \text{ A/m}^2$ ) et, dans l'accélérateur, le gaz résiduel diffusant  $D^-$  en cours d'accélération [3].

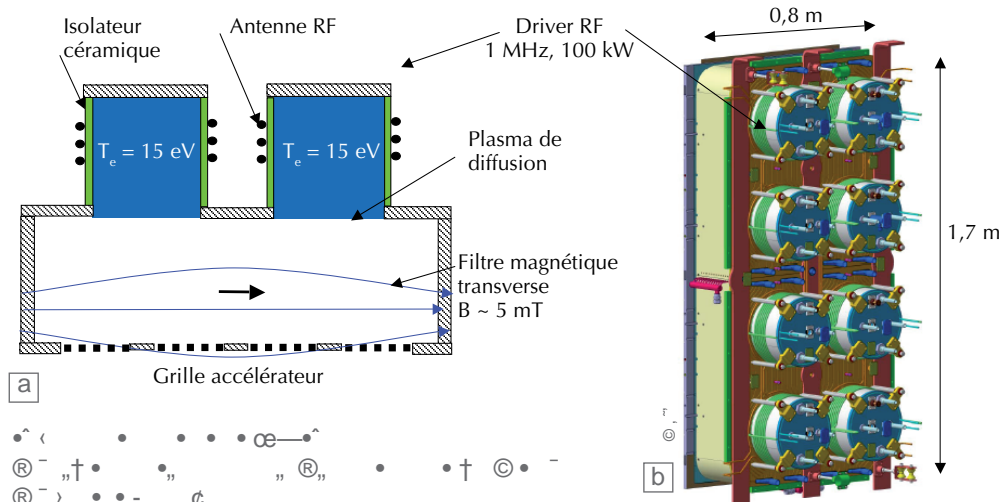
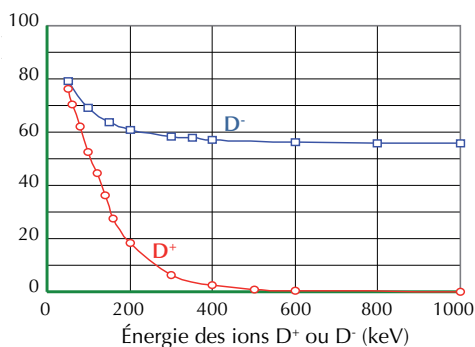
Enfin, l'obtention d'un faisceau de  $D^-$  à 1 MeV à l'entrée du plasma d'ITER impose des contraintes fortes à la source d'ions négatifs [4] : compte tenu des pertes en ligne de  $D^-$  (un rendement de neutralisation de 55% est requis), la source doit produire 56 A de  $D^-$  à l'entrée de l'accélérateur (au niveau de la surface d'extraction) ;

la densité de courant  $D^-$  limitée à  $j = 250 \text{ A/m}^2$  impose une grande surface d'extraction,  $S_{acc} \sim 1,2 \text{ m}^2$  (la surface utile est de 20%) et un volume plasma de l'ordre de  $0,5 \text{ m}^3$  ; la production de  $D^-$  doit être homogène  $\pm 10\%$  sur toute la surface d'extraction de charges d'ions  $D^-$  ; la source doit fonctionner à basse pression ( $p_{source} < 0,3 \text{ Pa}$ ) pour minimiser les pertes des ions négatifs (par neutralisation dans les étages d'accélération).

C'est une source d'ions négatifs sans précédent qui doit être développée pour ITER ; elle est la clé de voûte de l'injecteur, et les performances impacteront la stabilité du système dans son ensemble. Des travaux de R&D (modélisation, expériences) en accompagnement à son développement technologique sont essentiels pour son optimisation future.

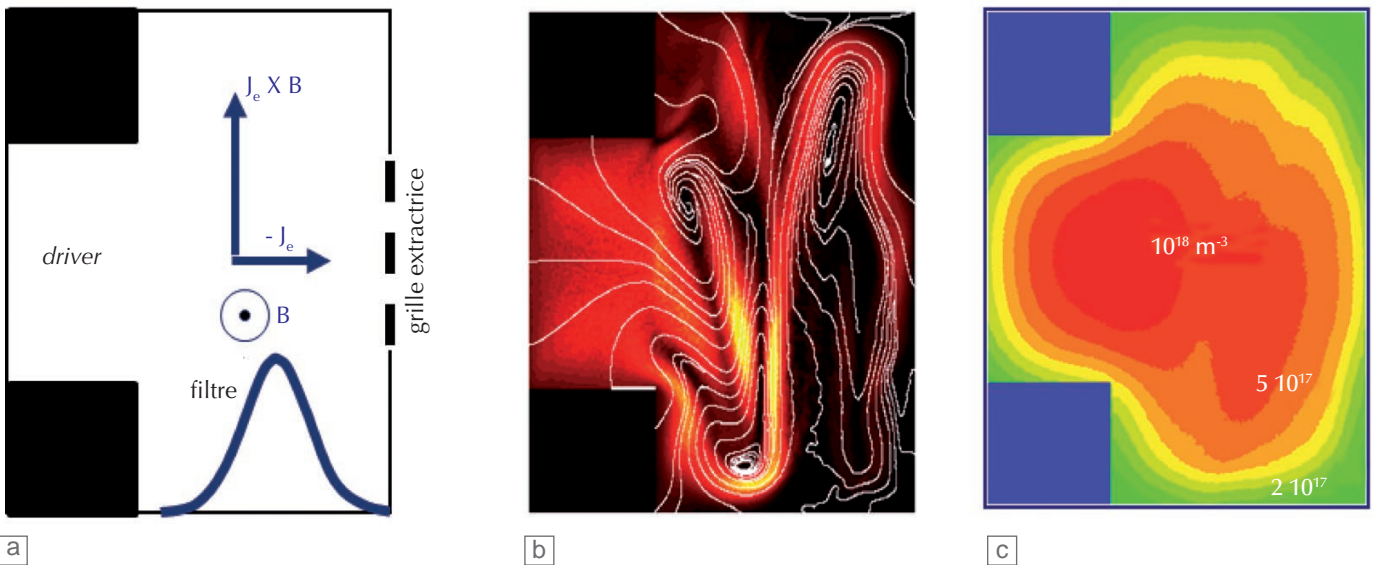
### La source d'ions négatifs d'ITER

La source d'ions négatifs (fig. 2) est elle-même un plasma, mais dont les propriétés s'apparentent davantage à celles des plasmas « froids » utilisés par exemple en microélectronique pour le dépôt de couches minces ou la gravure de semi-conducteurs, qu'au plasma chaud d'ITER. Dans ce type de plasma, les ions négatifs sont produits par bombardement d'une surface métallique par des atomes et ions produits dans la



+++

source. La conversion  $D^0$  ou  $D^+$  en  $D^-$  À l'arrière, se trouve la région où le temps de séjour des électrons dans le ltre plasma est produit par huit générateurs pour conséquence une augmentation du liéés dans le métal, dont le travail de sortie radiofréquence (RF) (1 MHz, 100 kW par nombre de collisions électron-neutre, donc a été abaissé par le dépôt d'un métal générateur) à couplage inductif, dites pertes d'énergie électronique, et une alcalin. C'est le césium qui, à ce jour, "drivers". Chaque driver est l'équivalent d'une réduction significative de la température permet d'atteindre le plus haut rendement transformateur : le primaire est constitué électronique (de 15 eV dans les drivers à de formation de  $D^-$  ; idéalement, une de l'antenne extérieure parcourue par le eV dans la région d'extraction). monocouche de césium permet l'abaissant RF, et le secondaire est le courant Les travaux de modélisation de la source ment du travail de sortie du métal (cuivre d'électrons dans le plasma, accélérés par ITER [5], où un prototype de source ou tungstène) de typiquement 5 eV à champ électrique RF induit par l'antenne d'ions à un driver a été simulé (g. 3a), moins de 2,2 eV. qui ionisent le gaz (deutérium). La température mettent en évidence une dérive des électrons Dans la source d'ITER, c'est la grille dans le driver est dans la direction  $J_e \times B$  à l'intérieur du ltre métallique, interface entre le plasma source d'ordre de 15 eV pour une densité du plasma où  $J_e$  est la densité de courant électronique et l'accélérateur, qui sera couverte de quelques  $10^{18} m^{-3}$ . La température dans la direction driver-grille d'extraction), césium et soumise au bombardement ionique est beaucoup plus faible (<2 eV), qui augmente de façon significative le plasma ; cette production locale permet le degré d'ionisation (pourcentage de transport des électrons (g. 3b) et entraîne d'extraire rapidement les ions négatifs gaz ionisé) est également faible, de l'ordre une non-uniformité du plasma dans la région d'extraction (g. 3c) ; cet effet a été tion par collisions avec les particules du En avant de la source, c'est la région également observé expérimentalement [5], plasma (électrons et ions). formation des ions négatifs sous l'effet dominant en partie la validité des modèles Il en ressort deux conditions à satisfaire bombardement de la surface métallique d'amériques. Des travaux de R&D concipour la source d'ions négatifs d'ITER l'accélérateur (recouverte du dépôt de césium) par le plasma. La température cours dans différents laboratoires, en vue pression de deutérium, dense, homogène électronique dans cette région doit être optimiser la topologie du ltre magnéà fort taux de dissociation (D et  $D^+$  faible ( $T_e < 1$  eV), pour éviter un taux de tique transverse ou d'explorer d'autres majoritaires), et, d'autre part, contrôler la destruction important des ions D d'énergie concepts [6]. Le développement d'un dépôt de césium sur la grande surface de liaison  $\sim 0,6$  eV). Dans la source ITER, modèle 3D massivement parallèle (com- métallique de l'accélérateur,  $S = 1,2$  m<sup>2</sup>) c'est un champ magnétique B transversapable avec des supercalculateurs) est soumise au bombardement du plasma. (parallèle à la grille d'extraction), de l'ordre actuellement en projet, a n de simuler La source d'ions négatifs d'ITER comde 5 mT, qui agit comme un ltre en et étudier le comportement du plasma porte deux régions plasma (g. 2), dont les ralentissant le transport électronique dans la source ITER avec ses 8 drivers propriétés sont très différentes. la région d'extraction. L'augmentation du (100 kW/driver).



...^ .  
Ⓢ^ > . . . Ⓢ^ > . . .  
Ⓢ^ > . . . Ⓢ^ > . . .  
Ⓢ^ > . . . Ⓢ^ > . . .

## Organisation de la R&D autour de la source d'ions négatifs d'ITER

À ce jour, il n'existe aucune source ayant atteint l'ensemble des spécifications nécessaires pour ITER. Des sources prototypes à échelle réduite sont en cours d'étude dans divers laboratoires, en Europe et dans le monde (Japon, Inde). C'est en Italie (Consortium RFX, Padoue) que deux bancs de test IDN à l'échelle un [7] pour ITER sont en cours de construction, sous la gouvernance du programme cadre européen « Fusion for Energy » (Euratom) le banc SPIDER, pour le développement et l'optimisation de la source d'ions négatifs (avec huit drivers RF), devrait être opérationnel en 2015-2016 ; pour le banc MITICA, qui permettra d'étudier et optimiser le système dans son ensemble (source, accélérateur, neutraliseur, etc.) avec une ligne IDN à 1 MeV identique à celle d'ITER, les premiers faisceaux sont attendus en 2017.

C'est en Allemagne, à l'IPP Garching que l'expérimentation sur la source pour ITER est la plus avancée, avec une source à l'échelle 1/2 d'ITER (source ELISE avec quatre drivers RF). L'expérimentation sur la source est en cours ; à ce jour, n'a pas encore atteint les spécifications d'ITER (densité de courant, homogénéité, fonctionnement à basse pression, etc.). En France, le CEA et le CNRS sont impliqués sur la Fusion par Confinement Magnétique » (FR-FCM), dans la R&D autour du système IDN d'ITER dans son ensemble (source plasma, formation d'ions négatifs, accélérateur, neutraliseur, tenu très haute tension sous vide). C'est la recherche d'accompagnement, en étroite collaboration avec les partenaires européens (IPP Garching, RFX Padoue), qui vise à développer des modèles physiques (plasma froid magnétisé de la source, de l'accélérateur

et du neutraliseur), des prototypes de sources en alternative à la source ITER, ou encore, à étudier et explorer de nouveaux concepts sur la formation des ions négatifs sans l'utilisation de césium dans le plasma.

## Un système IDN à très haute efficacité pour le réacteur de fusion DEMO

La recherche actuelle autour des systèmes d'injection de neutres ne se limite pas à ITER. Un réacteur de fusion (DEMO) nécessitera des puissances de faisceaux de neutres  $D$  de l'ordre de 100 MW avec des énergies d'injection de 1 à 1,5 MeV et un fonctionnement en quasi continu. Le système dans son ensemble (source, accélérateur, neutraliseur, etc.) avec une ligne IDN à 1 MeV identique à celle d'ITER, les premiers faisceaux sont attendus en 2017.

C'est en Allemagne, à l'IPP Garching [8], que l'expérimentation sur la source pour ITER est la plus avancée, avec une source à l'échelle 1/2 d'ITER (source ELISE avec quatre drivers RF). L'expérimentation sur la source est en cours ; à ce jour, n'a pas encore atteint les spécifications d'ITER (densité de courant, homogénéité, fonctionnement à basse pression, etc.). En France, le CEA et le CNRS sont impliqués sur la Fusion par Confinement Magnétique » (FR-FCM), dans la R&D autour du système IDN d'ITER dans son ensemble (source plasma, formation d'ions négatifs, accélérateur, neutraliseur, tenu très haute tension sous vide). C'est la recherche d'accompagnement, en étroite collaboration avec les partenaires européens (IPP Garching, RFX Padoue), qui vise à développer des modèles physiques (plasma froid magnétisé de la source, de l'accélérateur

## Rappels sur la réaction de fusion deutérium-tritium dans un réacteur

Avant d'entrer dans le rayon d'action des forces nucléaires à très courte portée ( $\sim 10^{-15}$  m) et de fusionner, deux noyaux doivent avoir une énergie cinétique suffisante pour franchir la barrière de potentiel induite par leur propre répulsion coulombienne. La hauteur de la barrière augmente avec la charge du noyau, excluant pour un réacteur de fusion sur terre tous les combustibles autres que l'hydrogène et ses deux isotopes (D : deutérium et T : tritium). C'est la réaction D-T qui, *a priori*, présente un réel potentiel comme source d'énergie future, avec un amorçage à une température du plasma de 110 millions de kelvin (correspondant à une énergie cinétique des noyaux d'environ 10 keV). Cette réaction est à la portée des machines de fusion magnétique actuelles (Tokamak), et comporte un taux de réaction dix fois supérieur à celui des autres réactions potentielles (D-D, D-He...).

L'énergie de la réaction D-T est libérée sous forme cinétique par un neutron de 14 MeV (correspondant à 80% de l'énergie thermique, qui est utilisé pour le chauffage du fluide caloporteur circulant dans la paroi du réacteur), et une particule  $\alpha$  (noyau d'hélium comportant deux protons et deux neutrons) de 3,5 MeV, source d'autochauffage du plasma de fusion.

La production d'énergie par les réactions de fusion dans un plasma de deutérium-tritium implique d'atteindre certaines conditions physiques au sein du réacteur : c'est le critère de Lawson, qui résulte du bilan de puissance entre sources (réactions de fusion) et pertes [1, 2] du réacteur. Il s'exprime au travers de trois paramètres : la densité du plasma  $n$  (en pratique, on considère que le plasma est composé de deutérium et de tritium en proportions égales), la température ionique du plasma  $T_i$  et le temps de confinement de l'énergie  $\rho$ [1]. Numériquement, le critère de Lawson traduit la condition d'auto-entretien des réactions de fusion (les pertes sont compensées par l'énergie produite lors de la fusion D-T). Il est défini par les deux conditions suivantes :  $n \rho \geq 1,5 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s}$  et  $T_i \geq 10 \text{ keV}$ , équivalent à une température du plasma de deutérium-tritium de plus de 100 millions de degrés.



1/4 Š Š „^ •Reflets de la physique ... • ©% - • % 1/4 4 • • • et al., Nucl. Fusion , • ©% % -  
 % 1/4 4 • • et al., La Fusion Nucléaire : de la recherche fondamentale à la production d'énergie ?  
 „ • • ^ „ † ^ • Å% \$' •  
 „ • „ ~ „ „ ©% -  
 1/4 4 • • et al., Physical Review Special Topics – Accelerators and beams €€ ©% - % %  
 1/4 ' f • € † et al., Rev. Sci. Inst. ”- ©% - % •  
 1/4 Š ( et al., Phys. Plasmas €- ©% % -

1/4 4 • • • et al., Nucl. Fusion , • ©% % -  
 1/4 • • et al. Á > • • † ... , ' • •  
 • « „ Á Proceedings of the 24th IAEA Fusion Energy Conference ©% % - , • • ' • „ ~ • † ' „ † „  
 “ ( „ • • ,  
 1/4 TM • • ©, Nucl. Fusion - ©% • - %  
 • 1/4 Š • et al., Fusion Eng. and Design † ©% • -  
 • %