La fusion nucléaire par confinement magnétique: avancées, défis et perspectives

Gérard Bonhomme (gerard.bonhomme@univ-lorraine.fr)

Professeur émérite, Institut Jean Lamour, Campus Artem, Université de Lorraine 2 allée André Guinier, BP 50840, 54011 Nancy Cedex

> La maitrise de l'énergie de fusion offrirait une ressource énergétique bas carbone d'un intérêt majeur. Avec ITER, réacteur expérimental en construction à Cadarache, les recherches vont pouvoir entrer dans une phase décisive. Dans cet article, sont décrits les principes de la fusion nucléaire par confinement magnétique, les étapes franchies jusqu'au projet ITER, et ses objectifs. L'avenir de la fusion dépend d'autres recherches en cours, qui concernent en particulier le choix de la configuration magnétique optimale. La mise en œuvre de technologies de rupture, en particulier dans le domaine des matériaux, pourrait aussi se révéler décisive pour l'avenir de la fusion.

a maitrise de l'énergie de fusion, seule source d'énergie nucléaire à ressources pratiquement illimitées et à faible impact environnemental, offrirait une possibilité d'approvisionnement énergétique à bas carbone d'un intérêt majeur. Alors que la construction du réacteur expérimental ITER avance rapidement sur le site de Cadarache, les recherches vont pouvoir entrer dans une phase décisive, avec la possibilité d'étudier les conditions où le plasma est dominé par la puissance des réactions de fusion.

Après un rapide rappel des principes de la fusion par confinement magnétique et des étapes franchies jusqu'au projet ITER, nous résumerons les défis et enjeux de cette dernière phase indispensable avant le premier réacteur électrogène. Les résultats du programme expérimental prévu seront en effet décisifs, mais l'avenir de la fusion dépendra aussi d'autres recherches en cours. Ces dernières concernent en particulier le choix de la configuration magnétique optimale dans la perspective du réacteur commercial. À côté des configurations de type tokamak, dont relève ITER [1],

les configurations de type stellarator n'ont pas dit leur dernier mot. Nous ferons le point sur les avancées et les projets dans ce domaine, illustrés notamment par la machine Wendelstein 7-X (W7-X) en opération à Greifswald (Allemagne) depuis 2015. Quelle que soit la configuration magnétique finale, les défis à relever sont nombreux, en particulier dans le domaine des matériaux. Mais des

ruptures technologiques décisives pourraient survenir au travers de projets innovants lancés récemment de par le monde par plusieurs start-ups.



Le réacteur expérimental ITER. Vue aérienne du site, le 17 mars 2023.

La fusion thermonucléaire par confinement magnétique

La fusion nucléaire

Alors que les réactions de fusion de noyaux légers, en particulier d'hydrogène, sont le mécanisme à la base des processus de nucléosynthèse et à la source de l'énergie rayonnée par le Soleil, la maitrise de ces réactions à des fins d'approvisionnement énergétique représente un défi considérable. Le critère de Lawson^(a) [1], qui définit les seuils d'entretien de ces réactions, permet de mesurer la hauteur de ce défi. Le seuil à franchir, appelé « ignition », correspond à un facteur d'amplification Q, où $Q = P_{fus}/P_{ext}$ qui exprime le rapport entre la puissance produite par les réactions de fusion et la puissance de chauffage apportée de l'extérieur, doit être égal ou supérieur à l'unité. Il peut en gros s'exprimer comme un minimum à obtenir pour le produit de la pression du mélange deutérium-tritium(b) (mélange d'isotopes de l'hydrogène pour lequel les conditions sont les plus favorables pour les réacteurs de fusion) par le

temps de confinement de l'énergie dans ce milieu^(c). Ce seuil, qui correspond en ordre de grandeur à un bar x seconde, s'applique aux deux cas extrêmes suivants : (i) celui de la voie dite par confinement inertiel [3] pour lequel, soumis à une pression de plusieurs centaines de gigabars, le milieu atteint une densité de l'ordre de dix mille fois celle du liquide pour un temps de confinement extrêmement bref, de l'ordre de 10-12 s ; (ii) celui du confinement magnétique, pour lequel les conditions du seuil correspondent à une pression de l'ordre de deux bars (avec une température d'environ 150 millions de K, et donc une très faible masse volumique, de l'ordre d'une dizaine de mg/m³) et un temps de confinement de l'énergie à l'échelle de la seconde.

En dépit des progrès récents obtenus sur l'installation de Livermore pour la première voie, nous ne discuterons ici que du confinement magnétique, de loin le plus pertinent pour la construction de réacteurs électrogènes. Même si, comme nous allons le voir, la route vers le réacteur commercial est encore longue, l'enjeu est énorme car un réacteur à fusion, pour une puissance de 1 GW électrique, ne

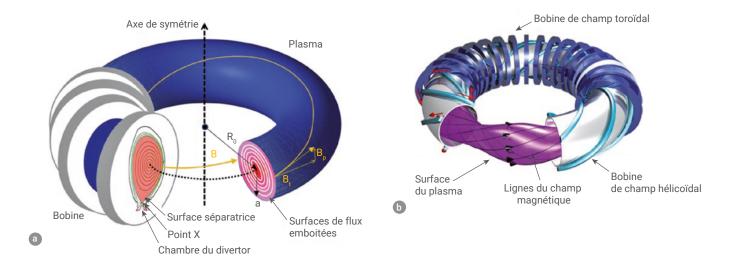
consommerait annuellement que 100 kg de deutérium et 150 kg de tritium^(d), au lieu de 700 000 tonnes de pétrole, ou encore 30 tonnes d'uranium enrichi à 3 % en uranium 235

Avant de venir aux jalons qui ont marqué les progrès très significatifs réalisés depuis le début des recherches et de lister les étapes encore à franchir avant la mise en service des premiers réacteurs, donnons quelques éléments indispensables sur le principe du confinement magnétique et ses spécificités.

Le confinement magnétique

Le milieu qu'il s'agit de confiner dans les conditions extrêmes de température indiquées plus haut est à l'état de plasma totalement ionisé. Il peut donc être confiné dans une bouteille magnétique de forme adaptée, de fait une configuration refermée sur elle-même de type toroïdal. Le confinement des particules chargées dans une telle configuration impose un enroulement particulier des lignes de champ magnétique, par combinaison de composantes toroïdale et poloïdale(e) sur les surfaces isobares, construisant

>>



1. Configurations magnétiques du tokamak et du stellarator. (a) Schéma d'un plasma de tokamak, de grand rayon R₀ et de petit rayon a, avec les composantes toroïdale B₁ et poloïdale B₂ du champ; quatre des bobines fournissant la composante toroïdale du champ sont indiquées à gauche en gris; la coupe de droite montre les surfaces de flux emboitées pour une section circulaire; celle de gauche montre (en vert) la surface séparatrice (dernière surface magnétique fermée) pour une section transversale allongée avec le point X et la chambre du *divertor* (a) pour l'évacuation des impuretés. (b) Schéma montrant un plasma de stellarator de structure tridimensionnelle, les bobines produisant le champ hélicoïdal (en bleu clair), celles produisant le champ toroïdal (en bleu foncé) et des lignes du champ magnétique résultant torsadées en hélice (en violet). (Figure reproduite avec l'aimable autorisation de Christian Brandt, Institute of Plasma Physics, Garchino) [4].

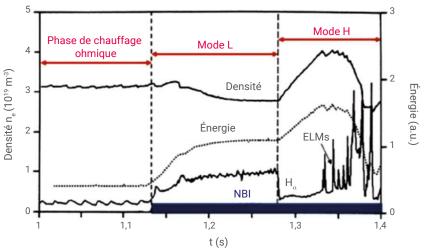
>>:

ainsi des surfaces magnétiques emboitées formant une structure en pelures d'oignon (fig. 1).

Tokamaks et stellarators sont les deux concepts de confinement à géométrie toroïdale les plus prometteurs pour réaliser la fusion par confinement magnétique. Le concept de tokamak, sur lequel est basé ITER, est le plus étudié et le plus avancé à l'heure actuelle. La composante poloïdale du champ magnétique étant générée par un très fort courant toroïdal parcourant le plasma confiné lui-même, cela simplifie énormément la conception des bobines externes qui ne doivent produire que la composante toroïdale du champ magnétique.

Cependant, le concept de stellarator présente de nombreux avantages dans la perspective de la réalisation d'un réacteur commercial conçu pour fonctionner en continu. En effet, dans une telle configuration la totalité du champ magnétique de confinement (composantes toroïdale et poloïdale) est générée par des bobinages extérieurs, ce qui permet de s'affranchir du très fort courant plasma inhérent au fonctionnement d'un tokamak et potentiellement source d'instabilités qui doivent être

contrôlées pour éviter une perte brutale du confinement. En dépit de difficultés de construction plus grandes et de propriétés de confinement insuffisantes dans les premières réalisations, les grands progrès accomplis dans les méthodes complexes d'optimisation des configurations magnétiques ont permis de définir différentes géométries optimisées de stellarators se distinguant par leur type et degré de symétrie et ayant d'excellentes propriétés de confinement.

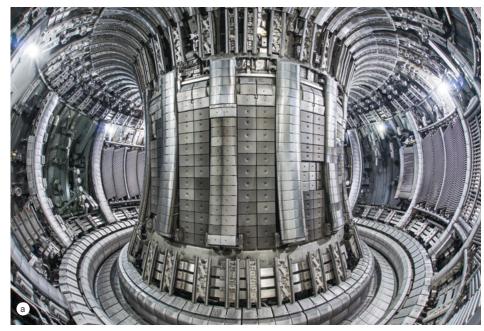


2. Diagramme historique du tokamak ASDEX, montrant une des premières transitions en mode H. Deux phases de la décharge sont représentées : la phase de chauffage ohmique, suivie de celle avec chauffage par faisceau de neutres (NBI, en bleu). Le plasma entre d'abord dans le mode L avec une croissance modérée du contenu énergétique mais un confinement dégradé (la densité diminue), suivi d'une transition soudaine et spontanée vers le mode H avec un confinement amélioré (énergie et densité augmentent significativement). Plus tard dans la phase en mode H, des ELMs ("Edge Localized Modes") se développent, détruisant de façon répétitive la barrière de transport de bord du mode H (densité et énergie diminuent) [4].

Le chauffage du plasma

Le plasma, magnétiquement confiné, doit être porté à une énergie d'une quinzaine de keV (ce qui correspond à une température de 1,75 108 K). Dans une configuration tokamak, le chauffage par l'effet Joule produit par le courant ne permet cependant pas de dépasser 107 K, car la résistivité du plasma diminue lorsque sa température s'élève (il devient non collisionnel). C'est la raison pour laquelle deux puissantes méthodes de chauffage auxiliaires alternatives ont été développées dans les années 1970. L'une consiste à injecter des particules de haute énergie dans le plasma, grâce à de puissants injecteurs de « neutres » (atomes neutres de deutérium), alors que l'autre consiste, à l'aide d'antennes adaptées, à injecter de la puissance radiofréquence qui peut être transférée au plasma par résonance avec certains modes propres et certaines classes de particules (électrons, ions). Cette seconde méthode permet en outre de générer du courant dans le plasma et d'agir finement sur ses paramètres (par ex. courant, densité, température) et leur distribution spatiale.

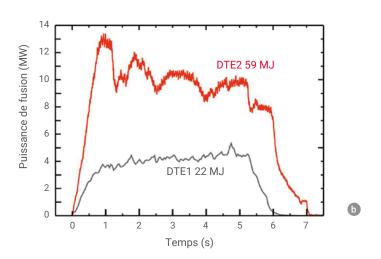
Un jalon clef dans les progrès vers l'ignition a été la découverte d'un phénomène fondamental d'autoorganisation du plasma au-delà du régime ohmique. Il s'agit de ce qui est désigné comme « transition L-H », c'est-à-dire d'un mode (L) de bas confinement à un mode (H) de confinement élevé ou amélioré, se traduisant par un fort raidissement des profils radiaux des paramètres du plasma. Cette transition a été pour la première fois mise en évidence et étudiée dans le tokamak ASDEX (à Garching près de Munich) par F. Wagner [4] à l'occasion d'expériences de chauffage par injection de neutres (fig. 2). Cette découverte constitue une étape fondamentale dans la longue route vers l'ignition dans un plasma confiné magnétiquement, car l'existence du mode H permet d'atteindre un meilleur confinement du plasma très chaud pour lequel les déperditions d'énergie résultent de la turbulence qui se manifeste sur le bord du plasma. Il est alors envisageable de se rapprocher



ITER Organizatio

3. Le tokamak européen JET.

- (a) Vue de l'intérieur de JET.
- (b) Puissance de fusion en fonction du temps. En décembre 2021, le JET a produit un total de 59 MJ d'énergie de fusion sur une durée de cinq secondes, avec une puissance de fusion moyenne d'environ 11 MW (DTE2). Il détenait déjà depuis 1997 le record mondial de 16 MW de puissance de fusion, et avait fourni pour des tirs stationnaires plus soutenus de 5 secondes, en mode H, une énergie de fusion de 22 MJ, correspondant à une puissance moyenne de 4,5 MW (DTE1).



des conditions d'ignition sans avoir à encore augmenter de façon déraisonnable la taille des machines^(f).

L'étude de ces modes de confinement amélioré a conduit à une meilleure compréhension du transport turbulent d'énergie et de particules dans ces plasmas, et en particulier comment turbulence de bord et écoulements du plasma se développent de manière autocohérente et comment se forment et se maintiennent des barrières de transport associées au raidissement des profils, et qu'apparaissent des phénomènes de relaxation comme les ELMs (pour "Edge Localized Modes"), que l'on a appris à contrôler.

Les meilleurs résultats mondiaux obtenus à ce jour l'ont été dans le tokamak européen JET (fig. 3) à Culham près d'Oxford, dans une configuration de fonctionnement en

>>>

ASDEX DIII-D JET JFT-2M PBX-M o PDX ASDEX Upgrade ALCATOR C-Mod COMPASS-D JT-60u TCV ITER 0,01 RMSE = 15,8 % 0,01 $\tau_{_{E,IPB98(y)}}$ (s)

4. Les performances de nombreuses machines dans le monde, mesurées par le temps de confinement de l'énergie thermique du plasma en mode H ($\tau_{\text{E,th}}$), confrontées aux prédictions des lois d'échelles ($\tau_{\text{E,IPB9By}}$). On constate la robustesse de ces lois de puissance et la confirmation de la croissance de τ_{E} avec le volume et l'intensité du champ magnétique. La valeur attendue pour ITER est indiquée tout en haut à droite. [4]

mode H. En 1997, à l'occasion d'une campagne historique, le record mondial de 16,1 MW de puissance de fusion, correspondant à un facteur d'amplification $Q = P_{fus}/P_{ext} \sim 0.75$, avait d'abord été obtenu sur une courte impulsion plasma d'une seconde. C'est bien grâce à ce mode

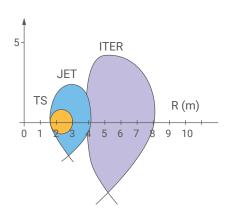
de confinement élevé que des tirs stationnaires de 5 secondes avaient alors fourni une production totale d'énergie de fusion de 22 MJ, correspondant à une puissance moyenne de 4,5 MW (cf. courbe DTE1 de la figure 3). La très bonne nouvelle, dans la perspective des expériences sur ITER, est que ces résultats ont non seulement pu être reproduits mais encore améliorés lors d'une très récente campagne sur le réacteur JET modifié (cf. courbe DTE2 de la figure 3). En effet, tous les composants en contact avec le plasma (g) initialement en carbone, et qui avaient la fâcheuse propriété de piéger l'hydrogène, ont été remplacés par du béryllium et du tungstène, les mêmes matériaux que ceux choisis pour ITER.

Progrès vers ITER

Le diagramme de la figure 4 donne immédiatement la mesure des progrès accomplis en termes de temps caractéristique de confinement (le paramètre $\tau_{_{\rm F}}$) depuis les premiers tokamaks. Chaque nouvelle génération, caractérisée en particulier par une augmentation de la taille, marque une nette progression des performances. On constate ainsi pour τ_r un progrès d'un facteur 10 000, et le progrès est du même ordre pour le triple produit $nT\tau_n$. Ce diagramme illustre aussi la pertinence des analyses en lois d'échelles pour exprimer la dépendance de τ_r en fonction de nombreux paramètres : courant plasma, champ magnétique toroïdal, puissance de chauffage, densité, paramètres géométriques, etc. L'abondante base de données internationale a permis d'établir par

	JET	ITER
Grand rayon R ₀	3 m	6,20 m
Petit rayon a	1,25 m	2 m
Volume de plasma	100 m³	830 m³
Champ magnétique	3,4 T	5,3 T
Courant plasma	5 MA	17 MA
Bobinages	Cuivre	Supra / cryostat He
Chauffage auxiliaire total	38 MW	50 MW
Puissance fusion	16 MW	500 MW

Tableau 1. **Éléments de comparaison entre les tokamaks JET et ITER.** À droite : sections poloïdales des tokamaks Tore Supra (TS) [1], JET et ITER.



régression multidimensionnelle ce diagramme, qui montre par extrapolation la valeur attendue pour ITER: 6 secondes. La robustesse des lois d'échelle établies rend très confiant quant à l'atteinte de cet objectif par

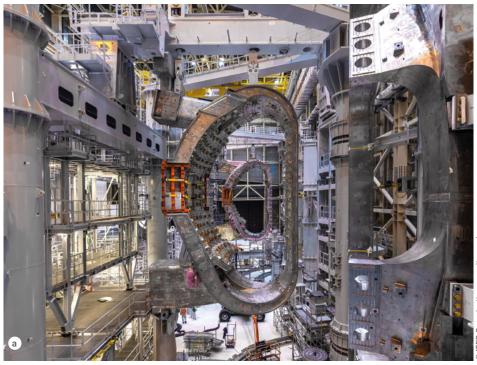
Le tableau 1 donne les principaux paramètres caractéristiques des tokamaks JET et ITER, et illustre cette relation entre les performances, mesurées par le temps $\tau_{\scriptscriptstyle E'}$ et la taille des machines.

Le projet ITER : objectifs et défis

L'assemblage final de la machine est en cours sur le site international de Cadarache, et nous renvoyons le lecteur pour plus de détails et d'illustrations au site officiel (www.iter.org/fr/actualiteshistory) et aux références [1] et [4]. Nous ne pouvons ici que résumer très brièvement les objectifs du programme, avec un premier plasma probablement vers 2027 et les premières expériences en deutérium-tritium à pleine puissance dix années plus tard.

ITER (fig. 5) devrait être la première machine au monde à dépasser le seuil fatidique Q = 1 et atteindre Q = 10 sur des décharges longues de 400 secondes, avec des plasmas produisant 500 MW de puissance de fusion pour 50 MW de puissance de chauffage externe. Les objectifs principaux de ce réacteur de recherche sont : (i) l'exploration de régimes stationnaires du plasma, où le chauffage est dominé par les particules α (noyaux d'hélium) produites par les réactions de fusion : stabilité du plasma, flux neutronique; (ii) le contrôle de la « combustion » et l'évacuation des « cendres » que constitue l'hélium produit.

Les défis technologiques sont nombreux, et ITER sera le banc d'essai indispensable pour les principaux composants du futur réacteur électrogène. Citons : (i) les techniques de télémanipulation et de contrôle à distance ; (ii) le fonctionnement du divertor (g) et le point très crucial de l'évacuation de la chaleur sur ses composants face au plasma, soumis à des flux de l'ordre de 10 MW/m² mais pouvant transitoirement dépasser 20 MW/m²; (iii) le test des modules de

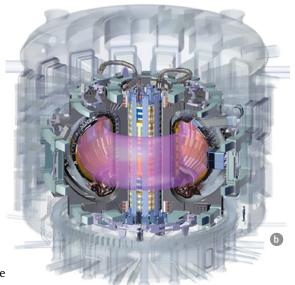


5. Le réacteur expérimental ITER

- (a) Assemblage (25 janvier 2023).
- (b) Vue schématique d'ITER, avec son solénoïde central. Cet énorme électro-aimant joue un rôle central dans l'initiation du courant et le contrôle de la forme du plasma durant l'opération.

couverture tritigène ; (iv) la fiabilité de tous les systèmes complexes de chauffage externe (injecteurs de « neutres » en particulier).

ITER doit pouvoir établir la faisabilité d'un réacteur à fusion commercial, et pour cela valider la plupart des solutions technologiques à mettre en œuvre. Le seul domaine, cependant essentiel, pour lequel une installation complémentaire sera nécessaire est celui de la mise au point de matériaux de structure capables de résister à des flux très élevés de neutrons de fusion de 14 MeV. Des pistes solides existent, mais nécessitent pour être testées et développées une installation spéciale, prévue dès le début du programme international ITER. Après la phase initiale d'étude qui vient de s'achever, la construction de cette installation spécifique, appelée IFMIF-DONES ("International Fusion Materials Irradiation Facility Demo Oriented Neutron Source") devrait bientôt débuter à Grenade en Espagne.

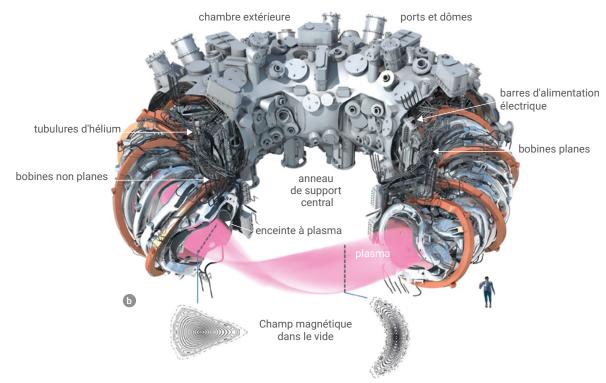


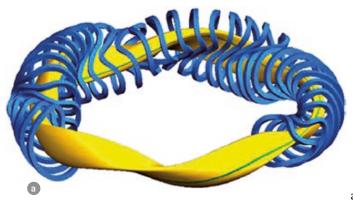
Les approches alternatives au tokamak et les projets innovants

La voie stellarator et la machine Wendelstein 7-X

Nous avons indiqué dès le début de cet article pourquoi une configuration de type stellarator pouvait à terme se révéler avantageuse dans la perspective d'un réacteur commercial, en dépit d'une complexité de

>>





6. Le stellarator supraconducteur Wendelstein 7-X [4, 5].

- (a) À gauche : dessin issu d'une modélisation numérique des bobines (en bleu) et du plasma (en jaune) [5].
- (b) À droite : diagramme schématique du stellarator. Les bobines supraconductrices en NbTi (dont 50 sont non planaires et 20 sont planaires) sont refroidies à l'hélium liquide. Le grand rayon $\rm R_{\rm 0}$ est de 5,5 m et le rapport d'aspect A = $\rm R_{\rm 0}$ /a de 10. Le volume du plasma est de 30 m³. La dernière surface de flux magnétique fermée est indiquée en magenta.

conception et de réalisation plus grande que pour les tokamaks. La machine la plus grande et la plus avancée de ce type au niveau mondial est le stellarator Wendelstein 7-X (fig. 6, www.ipp.mpg.de/w7x) en opération à Greifswald (Allemagne) depuis 2015. Il s'agit d'une configuration magnétique dite quasisymétrique optimisée, avec, tout comme pour ITER, des bobines supraconductrices permettant un fonctionnement quasi-stationnaire.

Les résultats de la première campagne d'expériences sont très encourageants et ont déjà permis de confirmer qu'à égalité de taille et de champ magnétique les propriétés de confinement des stellarators sont aussi bonnes que celles des tokamaks. formation importante apportée à la machine, et achevée en décembre 2021, pour l'équiper de divertors à refroidissement actif (cf. note f), de nouvelles campagnes avec des décharges longues de 30 mn et à pleine puissance de chauffage vont pouvoir débuter. L'objectif final est de démontrer qu'une configuration stellarator est une alternative viable au tokamak, et de valider le dimensionnement et la configuration d'une machine de classe réacteur électrogène baptisée HELIAS.

Après une trans-

Projets innovants et technologies de rupture

On assiste depuis peu à la création d'entreprises privées ou semi-privées ambitionnant de faire aboutir très rapidement des projets de réacteurs électrogènes, grâce à la mise en œuvre de technologies de rupture. La principale de ces technologies concerne

sans surprise la mise en œuvre des supraconducteurs dits à haute température (HTS), qui pourraient être refroidis à l'azote liquide et permettraient de doubler l'intensité du champ magnétique. Ce dernier point est essentiel, car la puissance de fusion varie en gros comme la quatrième puissance de cette intensité. Il serait alors possible de réduire considérablement la taille des machines, dont on a vu précédemment l'importance sur le temps de confinement de l'énergie. Pour illustrer ce grand tournant dans le monde de la fusion, nous donnons une brève description de deux projets, l'un pour une configuration de type tokamak et l'autre de type stellarator.

Le projet SPARC (https://cutt.ly/cfs-fusion-energy), porté par le MIT et la *start-up* Commonwealth Fusion System (CFS). Il résulte de la mise en commun des compétences bien établies des équipes du MIT dans le monde des tokamaks et des avancées

réalisées sur la mise en œuvre de supraconducteurs à haute température par CFS. SPARC est un tokamak compact de grand rayon 1,85 m, de petit rayon 0,57 m, avec un très fort champ magnétique de 12,2 T, et un courant plasma de 8,2 MA, avec lequel ils ambitionnent d'atteindre un facteur d'amplification Q = 2... en 2025.

L'ambitieux projet de Stellarator « Chartreuse », porté par la start-up grenobloise Renaissance Fusion (https://renfusion.eu/technology). Là aussi, le premier objectif est la fabrication de bobinages supraconducteurs de type HTS, grâce à une technologie très innovante par dépôt et gravure, simplifiant grandement la construction d'une configuration de type stellarator. L'obtention de champs deux fois plus élevés permettrait en outre d'atteindre les conditions du réacteur en restant dans les dimensions de la machine W7-X. Ainsi, alors que pour HELIAS, avec un champ de 5 T, le grand rayon devrait atteindre 22 m, il ne serait que de 6 m pour Chartreuse avec un champ de 10 T. Mais Renaissance Fusion ambitionne également de relever un autre défi majeur pour le réacteur à fusion, en mettant en œuvre un écoulement de métal liquide sur la paroi interne du stellarator, pour assurer à la fois la génération du tritium et l'absorption des neutrons de fusion.

Conclusion

Des progrès considérables ont été réalisés depuis le début des recherches sur la maitrise de l'énergie de fusion par confinement magnétique. Ces recherches entrent maintenant dans une étape décisive avec l'achèvement prochain de la construction d'ITER, qui permettra d'étudier les conditions où le plasma est dominé par la puissance des réactions de fusion. C'est le réacteur expérimental indispensable pour mettre au point les technologies clef en vue de développer de futurs réacteurs commerciaux.

Les investissements privés dans les projets innovants des *start-ups* laissent espérer des avancées sur les technologies de rupture, en particulier celle des aimants supraconducteurs à haute température sous très fort champ magnétique. En cas de succès de ces projets dans les dix années à venir, la mise en œuvre du premier réacteur couplé au réseau pourrait survenir plus rapidement que prévu.

À l'heure où l'hydrogène, s'il est produit massivement par électrolyse, est considéré devoir contribuer efficacement à la défossilisation de l'énergie, soulignons qu'un réacteur à fusion, de 1 GW électrique produirait 8 TWh d'électricité par an en fusionnant 100 kg de deutérium et 150 kg de tritium, et... permettrait de produire par électrolyse... 160 000 tonnes d'hydrogène!

- (a) Pour plus de détails sur ce critère fondamental, et plus généralement sur la fusion par confinement magnétique et le projet ITER, voir l'article de Jean Jacquinot [1].
- (b) Cela correspond à la réaction de fusion : ${}^2{\rm H}$ + ${}^3{\rm H}$ > ${}^4{\rm He}$ (3,56 MeV) + ${}^1{\rm n}$ (14,03 MeV), dans laquelle 20 % de l'énergie libérée est emportée par un noyau d'hélium (particule α) et 80 % par un neutron.
- (c) Ce temps de confinement de l'énergie ne doit pas être confondu avec une durée de fonctionnement. Il correspond à un temps caractéristique de refroidissement du plasma après arrêt de l'apport en énergie, et mesure ainsi la qualité du confinement, de façon comparable au temps de refroidissement d'un logement à partir de la coupure du chauffage.
- (d) Ou plutôt 100 kg de deutérium et 300 kg de lithium, car le tritium sera produit *in situ* par interaction entre les neutrons de fusion et du lithium.
- $\mbox{(e) Toro\"idale/polo\"idale: respectivement suivant le grand cercle et le petit cercle du tore.}$
- (f) L'augmentation de la taille caractéristique des machines abaisse le rapport surface sur volume, ce qui est favorable au bilan de puissance pour des réactions qui se produisent en volume, alors que les dépenditions sont surfaciques.
- (g) Ces composants face au plasma ont un rôle déterminant à jouer. Ils doivent absorber et évacuer les flux de chaleur et de particules issus du plasma. C'est un enjeu majeur pour un réacteur fonctionnant en régime continu, où ces composants soumis à des flux stationnaires de l'ordre du MW/m² doivent être activement refroidis. Cet enjeu revêt une importance particulière dans le cas du *divertor*, destiné à collecter la plus grande partie du flux de chaleur et de particules chargées sortant du plasma, soumis à des conditions de flux encore plus extrêmes.

66 ITER devrait être la première machine au monde à dépasser le [facteur d'amplification] fatidique Q = 1 et atteindre Q = 10 sur des décharges longues de 400 secondes. avec des plasmas produisant 500 MW de puissance de fusion pour 50 MW de puissance de chauffage externe."



- 1• J. Jacquinot, « ITER et les recherches sur la fusion par confinement magnétique », *Reflets de la physique* **32** (2013) 19-25.
- 2• M. Decroisette, « La fusion thermonucléaire par laser », Reflets de la physique **21** (2010) 35-38.
- 3• J.-L. Bobin, « Il y a cinquante ans : les premières réactions de fusion nucléaire induites par laser », Reflets de la physique 67 (2020) 21-25.
- 4• F. Wagner, "Fusion energy", MRS Energy & Sustainability, **5**, 7 (2018) https://doi.org/10.1557/mre.2018.8.
- 5• T. Klinger et al., "Performance and properties of the first plasmas of Wendelstein 7-X", *Plasma Phys. Control. Fusion*, **59** (2016) 014018. https://doi.org/10.1088/0741-3335/59/1/014018
- 6• J.-L. Boutard, « Réacteurs de fusion : le défi majeur des matériaux », Reflets de la physique **38** (2014) 22-27.