



# Rapport **d'Activités** 2020-23

Institut de **R**echerche sur la **F**usion  
par confinement **M**agnétique





# Rapport d'Activités

2020-23



## AVANT PROPOS 6

## EXPLOITATION DE WEST PENDANT LA PERIODE 2020-2023 8

## PHYSIQUE DES PLASMAS DE FUSION

- > **1. Introduction** **11**
- > **2. Physique des plasmas et simulation**
  - 2.1. Démonstration d'un lien entre chaos magnétique et dynamique du courant lors des disruptions **12**
  - 2.2. Prédiction de la rotation du plasma dans ITER **13**
  - 2.3. Une avancée dans la prédiction de l'interaction plasma-paroi dans ITER **14**
  - 2.4. Stabilisation de la turbulence dans les plasmas de tokamaks grâce aux particules alpha **15**
  - 2.5. Tungstène et fusion : cohabiter sans contaminer **16**
  - 2.6. Projet FAIR4Fusion : WEST pionnier dans l'ouverture de ses données **17**
  - 2.7. IMAS s'enrichit avec l'intégration d'un modèle surfacique de WEST **18**
  - 2.8. Tests de participation à des journées expérimentales WEST depuis La Bergerie **19**
  - 2.9. Une nouvelle base de données multi-machines pour l'étude des plasmas de longue durée **20**
- > **3. Scénarios plasma**
  - 3.1. Un « airbag » de deutérium pour contrer les effets néfastes d'instabilités plasma **22**
  - 3.2. Un record d'énergie de fusion atteint dans une expérience historique du JET **23**
  - 3.3. Scénario dissipatif par injection contrôlée d'impuretés dans WEST : vers les régimes opérationnels envisagés pour les centrales à fusion **24**
- > **4. Interaction Plasma-Paroi**
  - 4.1. Première campagne forte fluence pour tester dans WEST les composants du divertor ITER-grade **25**
  - 4.2. Première expérience de fusion du tungstène sur des composants face au plasma de technologie ITER dans WEST **27**
  - 4.3. Les prédictions de points chauds confirmés expérimentalement dans le tokamak WEST **29**
  - 4.4. L'IA pour protéger du plasma les parois des installations de fusion magnétique ? **30**
  - 4.5. Des nanoparticules de tungstène produites par les plasmas de tokamak **31**
  - 4.6. Première mondiale : irradiation et caractérisation en temps réel de la taille et de la forme des nanobulles d'hélium dans du tungstène **33**

# W

## TECHNOLOGIE DE LA FUSION

- > **1. Introduction** **34**
- > **2. Aimants supraconducteurs**
  - 2.1. MFI : un support multi-expertises aux aimants d'ITER **35**
  - 2.2. Les jonctions supraconductrices pour ITER : du concept à la réalisation sur site **36**
  - 2.3. Le challenge des aimants de DEMO : dimensionnement multi-physique et conducteur prototype **37**
- > **3. Chauffage Radiofréquence**
  - 3.1. Un concept novateur d'antenne radiofréquence pour le chauffage des plasmas de fusion **38**
  - 3.2. En route vers le futur système ECRH continu de WEST **39**
  - 3.3. R&D pour le développement du système ICRH d'ITER **40**
- > **4. Composants face au plasma**
  - 4.1. Premiers faisceaux sur HADES **42**
  - 4.2. WEST s'habille en monobloc **44**
  - 4.3. Le CEA, coordinateur d'activités de R&D sur le futur divertor de JT-60SA **45**
- > **5. Diagnostics**
  - 5.1. Des tests LIBS fibrée dans le tokamak WEST : une première mondiale pour la fusion **46**
  - 5.2. Le rayonnement X dans WEST sous toutes les coutures grâce aux diagnostics du Princeton Plasma Physics Laboratory **47**
  - 5.3. Intégration de fibres à réseaux de Bragg dans un divertor de tokamak **48**
  - 5.4. Le CEA poursuit son implication dans la conception d'un diagnostic visible et infrarouge pour ITER **49**
- > **6. Tritium**
  - 6.1. Modélisation du transport du tritium dans les parois du divertor d'ITER **50**
  - 6.2. Première mesure de tritium dans un matériau par ablation laser **51**
  - 6.3. La réalité virtuelle au service des modules de couverture tritigène d'ITER **52**
- > **7. Ingénierie**
  - 7.1. Premières pièces réalisées en fabrication additive pour des composants internes de WEST **53**
  - 7.2. Activités d'ingénieries dans les projets pour WEST, ITER et DEMO **55**

# V

## ENSEIGNEMENT, COMMUNICATION

**57**

# V

## COLLABORATIONS

**61**

# V

## RÉCOMPENSES

**65**

# V

## ACRONYMES

**68**



## AVANT PROPOS

Ce rapport présente la synthèse des activités de l'Institut de Recherche sur la Fusion par confinement Magnétique (IRFM) du CEA sur la période 2020-2023. L'effectif de l'institut comprend environ 300 personnes dont 220 permanents auxquels s'ajoutent une trentaine de thésards et post-doctorants, plus de vingt salariés en contrat à durée déterminée sur des projets ciblés et une vingtaine d'apprentis qui sont impliqués dans deux grands domaines de recherche :

- ▶ La physique des plasmas de fusion qui est abordée via la théorie, l'expérimentation sur les installations de fusion par confinement magnétique, en premier lieu le tokamak [WEST](#) mais aussi [JET](#), [JT-60SA](#) et la plupart des autres grandes installations en Europe et dans le monde ainsi que la simulation numérique des plasmas de fusion, à diverses échelles de fidélité, avec un support pour le calcul scientifique.
- ▶ La technologie des dispositifs de fusion qui est abordée via l'exploitation de l'infrastructure de recherche WEST, avec ses nombreux systèmes (système cryomagnétique, système de chauffage du plasma par ondes, système de vide et de refroidissement, contrôle commande...) et de plusieurs plateformes techniques spécifiques ainsi que l'ingénierie des systèmes pour la fusion donnant à l'institut une capacité à, par exemple, concevoir, fabriquer et qualifier des composants face au plasma activement refroidis ou à développer des diagnostics pour ITER.



Juillet 2023 : une partie des salariés de l'IRFM devant le tokamak WEST

La période concernée comprend les 2 années fortement perturbées par le COVID19, qui ont nécessité une adaptation et une flexibilité de tout le personnel pour maintenir les objectifs ambitieux de l'institut et obtenir les résultats qui sont illustrés dans ce rapport. Nous pouvons en particulier retenir la fabrication en 2020-2021 des éléments du divertor de technologie ITER, sa qualification et son installation fin 2021, les premiers plasmas dans WEST avec ce nouveau composant en 2022 puis l'inauguration officielle de cette nouvelle phase de WEST le 6 juin 2023.

Ce rapport ne se veut pas exhaustif mais propose d'illustrer les activités de l'IRFM par une sélection de faits marquants qui ont jalonné la période 2020-2023.

Après cet avant-propos, la seconde partie s'attache à rappeler les principales évolutions du tokamak WEST, certaines étant ensuite développées au sein du troisième chapitre regroupant les faits marquants sur la « physique des plasmas de fusion » ou du quatrième chapitre sur les « technologies de la fusion ». Le chapitre cinq synthétise les actions de formation et de communication réalisées par l'IRFM. Les principales collaborations de l'institut font l'objet de la sixième partie. Enfin le dernier chapitre liste les différents prix obtenus durant la période considérée.

Les résultats présentés démontrent toute la richesse des activités scientifiques qui sont déployées pour la domestication de l'énergie de fusion. Le lecteur passionné et intéressé pourra retrouver dans la littérature scientifique le détail des résultats publiés par l'institut et ses partenaires durant cette période considérée. Ce rapport n'aborde pas les perspectives. Nous citerons cependant celles permises par la nouvelle configuration de WEST qui mène vers des plasmas de très longue durée (millier de secondes), les projets d'améliorations et d'innovations permettant à WEST d'être toujours plus pertinent dans la préparation de la future exploitation d'ITER, les études qui s'amorcent sur des aimants supraconducteurs à haute température critique et très haut champ, l'accroissement des activités menant à la maîtrise du tritium (le combustible des futures centrales à fusion) ou les activités de R&D en lien avec le secteur industriel pour lever certains verrous scientifiques et technologiques permettant d'accélérer le développement de l'énergie de fusion. D'ores et déjà un sommaire passionnant pour le prochain rapport d'activités de l'IRFM !

Enfin, je profite de cet avant-propos pour remercier très chaleureusement l'ensemble du personnel de l'IRFM et de ses collaborateurs pour leur engagement à la réussite des activités de l'institut.

Bonne lecture !

**Jérôme BUCALOSSI**

Chef de l'IRFM

# Exploitation de **WEST** **PENDANT LA PERIODE** **2020-2023**

*La période 2020-2023 est marquée par l'installation et la mise en service du divertor intégrant la technologie monoblock tungstène sur toute sa surface, technologie qui sera déployée dans ITER. Cette nouvelle configuration correspond à la configuration nominale de WEST, avec l'ensemble de ses composants internes activement refroidis, configuration qui offre la capacité d'étendre la durée des plasmas vers un régime quasi continu (plusieurs minutes). Les premiers plasmas ont été obtenus en décembre 2022 et la première campagne d'expériences est réalisée début 2023, sous l'égide d'EUROfusion. Cette première campagne a permis l'exposition du divertor à des plasmas allant jusqu'à 100 s pour cumuler en fin de campagne une fluence plasma similaire à celle attendue dans un plasma d'ITER. Des observations originales comme la croissance de films de tungstène ont résulté de cette première exploration, fournissant des premières informations pertinentes pour l'exploitation future du divertor d'ITER. Ces premiers résultats, ainsi que les autres études menées en 2023, ouvrent des perspectives prometteuses pour les prochaines campagnes.*

La mise en œuvre du nouveau divertor de technologie ITER, dit ITER-grade (figure 1), a été perturbée par plusieurs événements. Initialement prévue pour septembre 2020, le nouveau divertor est finalement exposé à son premier plasma en décembre 2022.

La fabrication et la qualification des 456 éléments destinés à équiper le divertor ont été interrompues à plusieurs reprises en 2020 par l'épidémie de COVID, d'abord en Chine sur leur lieu de fabrication, puis à Cadarache lors des phases de réception et de qualification des éléments. L'installation des éléments sur les 12 plaques support qui composent le divertor, débutée en parallèle de la réception des éléments, a été interrompue pour mener une campagne expérimentale, C5, en 2020. Les deux premiers secteurs terminés ont été installés et connectés à la boucle de refroidissement pour cette campagne, le reste du divertor étant équipé des secteurs inertiels utilisés depuis le démarrage de WEST, fin 2016. L'enjeu de cette

campagne était la réalisation des dernières expériences prévues dans le programme d'EUROfusion pour la période 2014-2020. Cette campagne a également été mise à profit pour remplacer les tuiles avec revêtement de tungstène de la région équatoriale des limiteurs par des tuiles en nitrure de bore (BN) afin de mieux évaluer l'impact des limiteurs équipés de matériaux à fort numéro atomique (dit fort Z) par rapport à celui des limiteurs avec des matériaux bas Z dans l'établissement du plasma (figure 1). La campagne C5 conclut donc la première phase d'exploitation de WEST, avec son divertor bas de démarrage équipé de composants inertiels en tungstène. Cette première phase a permis de poser les bases pour l'obtention de plasma avec un divertor et une paroi en tungstène et d'effectuer des premiers tests sur les prototypes d'éléments de technologie ITER. Certains des résultats sont présentés dans ce rapport.

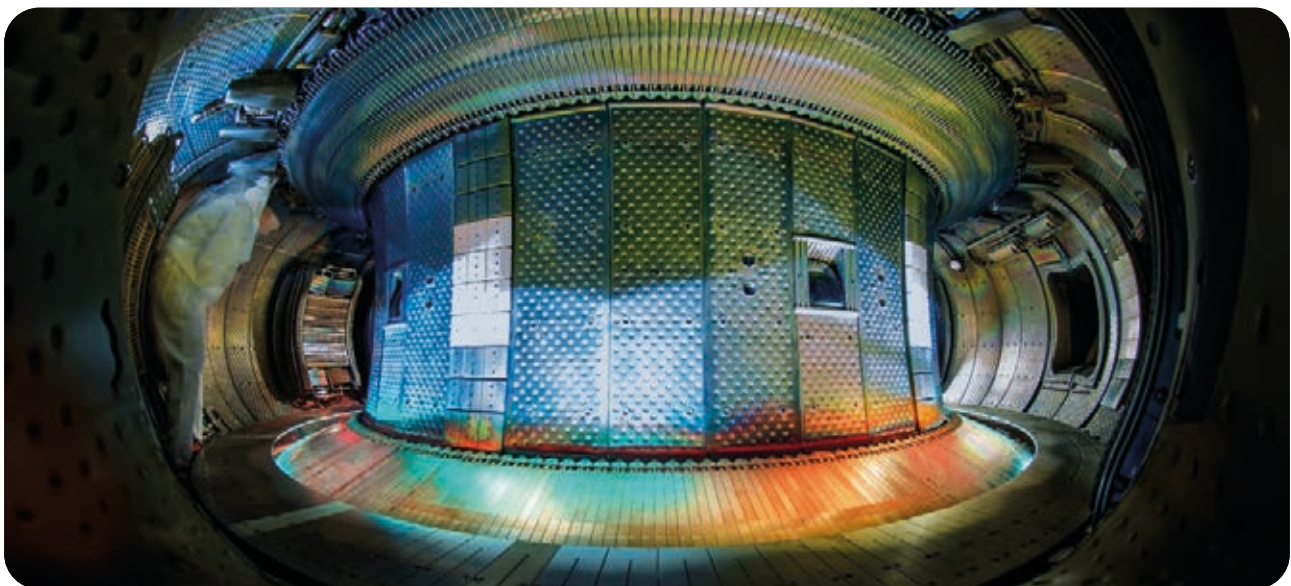


Figure 1 : intérieur machine avec le nouveau divertor bas ITER-grade et les tuiles en nitrure de bore dans les parties équatoriales des limiteurs



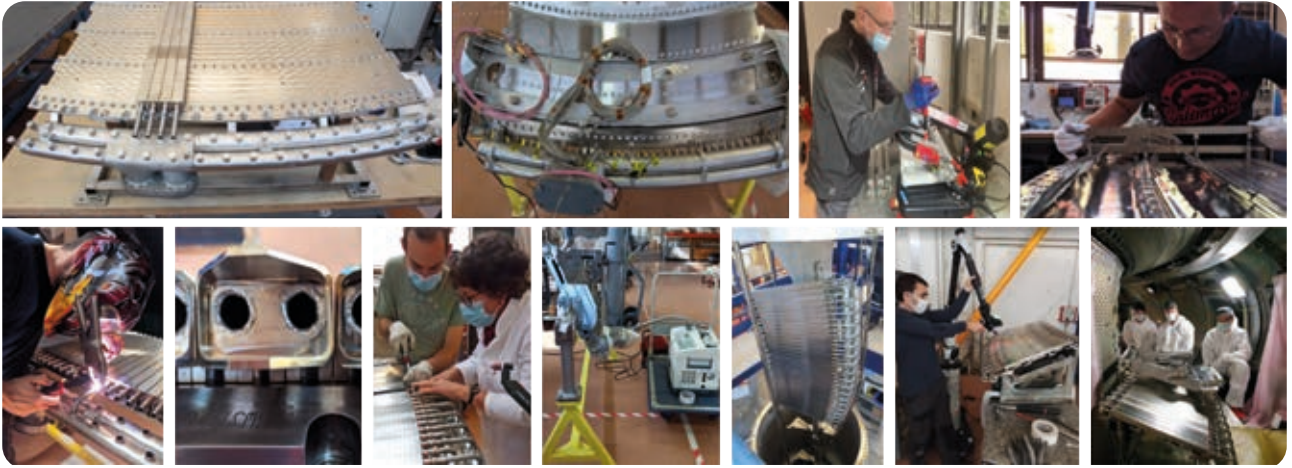


Figure 2 : assemblage, soudage, qualification et installation des secteurs du nouveau divertor ITER-grade et des diagnostics in-situ



Figure 3 : éléments du divertor activement refroidi de WEST. Chaque élément dit « plasma facing unit / PFU » est équipé de 35 monoblocks de tungstène. Le divertor de West comprend 456 PFU. Les différences de luminosité reproduisent les formes, biseaux et inclinaisons variables des monoblocks.



Figure 4 : chargement du réservoir d'hélium liquide de 20 000 litres pour sa réparation en usine

Les derniers éléments du nouveau divertor sont livrés à l'IRFM en octobre 2020. Le chantier d'installation du nouveau divertor reprend en février 2021 et est achevé en juillet 2021. Les procédures et les outillages mis en œuvre pendant toute la séquence (figure 2) ont permis d'atteindre les objectifs en terme de pré-caractérisation des éléments avant leur exposition, et en terme d'alignement de ces éléments sur les secteurs de divertor dans la machine (figure 3). Les tolérances d'alignement prévues dans ITER, critiques du fait de l'incidence rasante des lignes de champ (quelques degrés seulement), de 0.3mm entre deux éléments adjacents, ont été tenues.

Fin avril 2021, pendant la phase de redémarrage de l'installation cryogénique, menée en parallèle du chantier machine, une fuite s'est déclarée dans le circuit d'azote interne du réservoir cryogénique d'hélium de 20 000 l, interdisant la mise en froid des aimants. La réparation a nécessité la déconnexion du réservoir (figure 4), son expédition en usine pour diagnostic et réparation et enfin sa réexpédition à Cadarache, sa reconnexion aux lignes cryogéniques et le reconditionnement de l'installation. Cette réparation aura demandé 9 mois et la mise en froid de l'aimant est relancée fin janvier 2022.

La séquence de redémarrage des plasmas est interrompue en 2022 par une série de fuites d'eau qui se sont déclarées pendant les phases d'étuvages de l'enceinte à vide. A noter que jusqu'ici aucune fuite d'eau n'avait interrompu l'exploitation. Ces micro-fuites ont concerné soit des panneaux de protection internes en inox (février 2022, août 2022), déjà en usage sur Tore Supra, soit le baffle du divertor bas (mai 2022), qui n'avait pas été mis en eau pendant la première phase d'exploitation. Les deux fuites sur les panneaux de protection internes sont apparues au niveau de soudures que les cycles thermiques et le temps ont rendu poreuses. Ces soudures ont été reprises. Concernant le baffle, les fuites sont intervenues à la jonction CuCrZr-inox entre le composant et le circuit de refroidissement. Ce type de fuite ayant déjà été constaté plusieurs fois durant les phases de qualification en caisson, les composants fuyards ayant été à chaque fois remplacés par des composants de rechange, il a été décidé, après analyse métallurgique des composants défailants, de ne pas mettre le baffle en eau pour la première campagne avec le nouveau divertor et de développer, en parallèle, une solution plus fiable et plus durable pour les 288 jonctions de ce type dans le baffle.

En octobre 2022, un incident sur une soupape d'un satellite cryogénique nécessite la remontée en température de l'aimant pour réparation et reporte le démarrage des plasmas de deux mois. C'est donc en décembre 2022, que les premiers plasmas sont réalisés avec le nouveau divertor (figure 3). La séquence de conditionnement, conclue par une boronisation, s'avère très efficace puisque des plasmas stables de plusieurs secondes en appui divertor sont établis dès les premières

tentatives (figure 5). La campagne, C6, qui s'achève fin 2022, se limite à la mise en service des systèmes. La campagne C7 débute début janvier. Elle est consacrée essentiellement aux expériences prévues dans le cadre d'EUROfusion, qui n'ont pu être réalisées en 2021 et en 2022, ainsi que celle prévues en 2023.

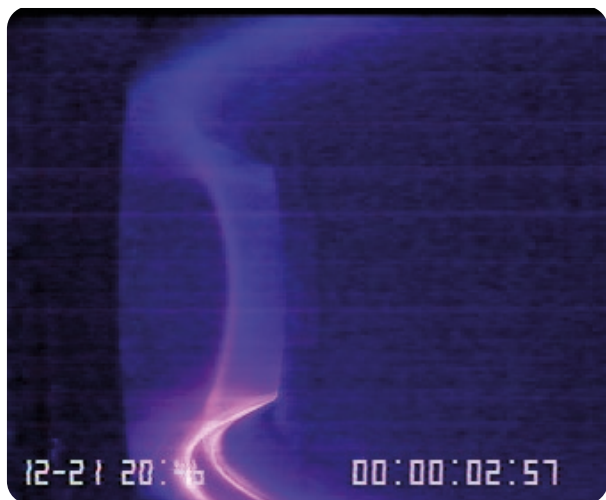


Figure 5 : un des premiers plasmas obtenus avec le nouveau divertor ITER-grade en décembre 2022

Après les aléas techniques de 2021/mi-2022 sur des composants clés d'une installation de fusion équipée d'un système magnétique supraconducteur et de composants activement refroidies, la campagne C7 est un grand succès technique et scientifique. L'ensemble des expériences prévues sont exécutées. Des plasmas de 100 s sont notamment obtenus. Les trois dernières semaines sont dédiées à une expérience dite « forte fluence » plasma consistant à cumuler une série de décharges identiques d'une minute pour atteindre la fluence attendue dans un plasma d'ITER. Les trois semaines nécessaires pour reproduire la fluence d'un seul plasma d'ITER montre le fossé entre les tokamaks actuels et ITER et à fortiori avec les futures centrales à fusion. Cette campagne est le premier opus de la sollicitation du divertor ITER-grade et de l'étude de sa réponse à des fluences plasma élevées.

L'arrêt 2023 est consacré à la réparation des jonctions CuCrZr/inox du baffle, au remplacement de plusieurs éléments du divertor bas par des éléments fabriqués par F4E et fournis par ITER Organization, à l'installation de l'antenne ECRH en vue de la mise en service des gyrotrons en 2024, à l'installation d'un panneau de protection interne spécifique pour le nouveau diagnostic de diffusion Thomson et à des travaux de sectorisation de la boucle de refroidissement pour faciliter la recherche des fuites d'eau. Le chantier de réparation du baffle, lancé après plusieurs mois de R&D et de qualification du procédé de réparation, est mené promptement et fin 2023, l'ensemble des composants activement refroidis est en eau et en configuration nominale pour le démarrage de C8. Une nouvelle fuite se déclare pendant l'étuvage dans le limiteur extérieur dans une tubulure inox, tubulures inox qui sont toutes remplacées. Après cette intervention, la campagne C8 est réduite au redémarrage des systèmes et à la préparation de C9 qui débute début 2024.

Les anciens composants face au plasma qui protègent l'enceinte interne, utilisés dans Tore Supra, montrent clairement leurs limites. Par ailleurs, leurs capacités d'extractions ont été revisitées au vue de la puissance rayonnée par le tungstène et il est apparu que tous n'étaient pas compatibles avec une puissance injectée de 10MW sur 1000s (10 GJ). Les évolutions nécessaires ont été identifiées et plusieurs solutions sont à l'étude.

Malgré ces nombreux aléas, les débuts de l'exploitation du nouveau divertor sont très prometteurs comme le montre le tableau 1 avec déjà 5.8 heures de plasmas cumulées et une énergie injectée d'environ 44 GJ. Le système d'injection de puissance à la fréquence hybride basse (3.7GHz) a fonctionné avec une très grande fiabilité à un niveau de 5 MW. Le système à la fréquence cyclotronique ionique, plus difficile à mettre en œuvre en environnement tungstène, est encore en phase de montée en puissance. En ce début 2024, le record de durée a déjà été pulvérisé avec plus de 6 minutes et 1.15GJ d'énergie injectée dans un seul plasma. Le premier gyrotron 105 GHz est en phase de test à Karlsruhe et l'année 2024 s'annonce riche en résultats.

Campagne	Nb Plasma	Ip max (kA)	Durée max (s)	Cumul (s)	..... (pulse)	LH max (MW)	W LH total (MJ)	IC (pulse)	IC max (MW)	W IC total (MJ)	Boronisation
C1-C4	3234	1004	55	21551	1445	5.4	17165.5	546	5.7	1247	16
C5 Nov20-Jan21	655	806	23	4630	280	5.4	2625	145	3.7	182	2
<b>Phase 1</b>	<b>3889</b>	<b>1004</b>	<b>55</b>	<b>26181</b>	<b>3170</b>	<b>5.4</b>	<b>19790.5</b>	<b>691</b>	<b>5.7</b>	<b>1429</b>	<b>18</b>
C6 Dec 22	47	807	14.8	295	0	0	0	0	0	0	1
C7 Jan23-Avr23	1113	741	101.25	19665	722	5	42981	104	4	507	1
C8 Dec 23	151	514	16.42	1083	75	3.8	496	4	0.1	0.03	1
<b>Phase 2</b>	<b>1311</b>	<b>807</b>	<b>101.25</b>	<b>21043</b>	<b>797</b>	<b>5</b>	<b>43477</b>	<b>108</b>	<b>4</b>	<b>507.03</b>	<b>4</b>

# PHYSIQUE DES PLASMAS DE FUSION

## 1. Introduction

L'IRFM développe et applique des codes de simulation afin de comprendre les phénomènes mis en jeu dans les expériences, et à partir de cette compréhension, de proposer des scénarios plasma optimisés. Les thématiques abordées sont larges et se recoupent souvent : turbulence, transport et confinement, interaction plasma-paroi et magnétohydrodynamique. Les résultats de ces simulations sont publiés dans des revues internationales prestigieuses.

L'IRFM participe également à une démarche de FAIRisation des données<sup>[1]</sup> de la communauté fusion par confinement magnétique (projet FAIR4Fusion<sup>[2]</sup>), utilise pour ses données le standard IMAS<sup>[3]</sup> promu par ITER Organization et contribue à des bases de données fusion internationales. L'IRFM a également mis en service un centre de participation à distance aux expériences fusion, dans le cadre de l'Approche Elargie (Broader Approach - BA) et de la future exploitation du tokamak JT-60SA par les laboratoires Européens. Les premiers tests de ce centre en situation réelle ont été effectués avec le tokamak WEST.



Retransmission de l'inauguration de JT-60SA, en direct de la salle d'expérimentation à distance «La Bergerie»

### Références

[1] [https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair\\_data](https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair_data)

[2] <https://www.fair4fusion.eu/>

FAIR est un acronyme pour Findable Accessible Interoperable Reusable, voir par exemple [https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair\\_data](https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair_data) et <https://www.go-fair.org/fair-principles/>

[3] Integrated Modelling and Analysis Suite

## 2. Physique des plasmas et simulation

### 2.1. Démonstration d'un lien entre chaos magnétique et dynamique du courant lors des disruptions

Le CEA-IRFM, en collaboration étroite avec ITER Organization et plusieurs laboratoires internationaux, a franchi en mai 2023 une nouvelle étape dans la modélisation et la compréhension des disruptions dans les plasmas de tokamaks. Pour la première fois, des simulations reproduisent le pic de courant plasma – un trait caractéristique bien connu des disruptions – et révèlent le lien entre ce dernier et le chaos magnétique qui règne dans le plasma pendant la disruption.

Dans un tokamak, une disruption désigne une terminaison brutale du plasma causée par une instabilité magnétohydrodynamique (Magneto-HydroDynamic instability- MHD). Les disruptions sont un sujet de recherche majeur car elles peuvent causer des dommages importants dans les grands tokamaks. Une 'Task Force' internationale a été mise en place en 2018 pour étudier ce problème et préparer un système de mitigation des disruptions pour ITER (<https://www.iter.org/newsline/-/3183>). Ce travail fait largement appel à la simulation, notamment à l'aide de codes de MHD 3D non-linéaire tels que JOREK, historiquement développé au CEA-IRFM et désormais utilisé dans de nombreux laboratoires. Le travail avec JOREK concerne en particulier les disruptions déclenchées par injection massive de matière.

En parallèle des études pour ITER, un travail de validation des simulations sur les tokamaks actuels est aussi mené. JOREK a ainsi été utilisé pour simuler une disruption déclenchée par injection massive d'atomes d'argon dans le plasma de JET [1]. Les simulations ont été comparées aux mesures expérimentales, par exemple de champ magnétique ou de rayonnement (bolométrie), à l'aide de diagnostics synthétiques (mesures reconstituées par la simulation). Les simulations reproduisent bien la dynamique d'ensemble de la disruption avec la déstabilisation de modes MHD dit 'de déchirement' qui altère profondément la topologie magnétique. Les surfaces magnétiques, initialement emboîtées les unes dans les autres comme des poupées russes, sont progressivement détruites par l'apparition de structures appelées 'îlots magnétiques' qui grandissent et finissent par se chevaucher, ce qui conduit à l'apparition de chaos magnétique qui provoque un changement violent de la topologie magnétique. Ceci est visible sur la figure 1.

La première conséquence de ce chaos magnétique global est que la chaleur contenue dans le cœur du plasma est transportée vers le bord en moins d'1 ms, ce qui se voit sur les coupes de la température électronique,  $T_e$ , en bas de la figure 1. Mais ce chaos magnétique a aussi des effets sur la distribution de densité de courant électrique,  $j_{\phi}$ , dont des coupes sont représentées en haut de la figure 1. Ces effets sont liés principalement à la propagation d'ondes d'Alfvén le long des lignes de champ. Ces ondes tendent à répartir la densité de courant de façon homogène dans toute la zone chaotique. Grâce à un théorème de MHD portant sur la conservation de l'hélicité magnétique (intégrale volumique de  $A \cdot B$ , où  $A$  est le vecteur potentiel et  $B$  le champ magnétique), on montre que cet étalement conduit à un accroissement du courant total porté par le plasma. C'est en effet ce qui se produit dans la simulation, et cet accroissement correspond à celui observé expérimentalement, comme on peut le voir sur la Figure 2.

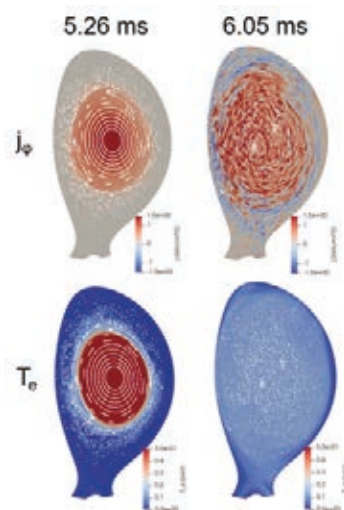


Figure 1 : Coupes de la densité de courant (haut) et de la température électronique (bas) ainsi que de la topologie magnétique (points blancs représentant des sections de Poincaré) à deux instants successifs (gauche et droite) dans une simulation JOREK de disruption déclenchée par injection massive d'argon dans JET. A  $t=5.26$  ms, une zone chaotique existe au bord du plasma, caractérisée par une distribution 'aléatoire' de points blancs, tandis que plus à l'intérieur se distinguent deux îlots magnétiques puis une série de surfaces magnétiques intactes. A  $t=6.05$  ms, 800  $\mu$ s plus tard, la zone chaotique s'est étendue à l'ensemble du plasma.

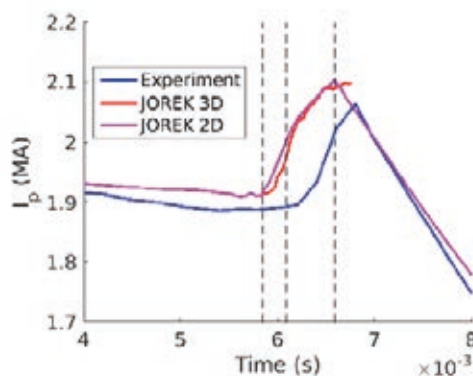


Figure 2 : Evolution du courant plasma dans l'expérience (bleu) et dans la simulation JOREK (rouge et cyan)

Par le passé, les simulations MHD n'arrivaient pas à reproduire ce trait caractéristique des disruptions à cause de limitations en résolution et en stabilité numérique. La simulation JOREK présentée dans [1] est donc une première et constitue un progrès important dans la validation des simulations et dans notre compréhension de la physique des disruptions.

#### Références

[1] E. Nardon, K. Särkimäki, F.J. Artola, S. Sadouni, the JOREK team and JET Contributors, On the origin of the plasma current spike during a tokamak disruption and its relation with magnetic stochasticity, Nuclear Fusion 63 (2023) 056011

## 2.2. Prédiction de la rotation du plasma dans ITER

Le contrôle de la rotation est un défi majeur afin d'obtenir un plasma stable et bien confiné dans une future centrale à fusion de type tokamak. Si des injecteurs de particules neutres énergétiques permettent un contrôle partiel du plasma dans les tokamaks de taille moyenne, le grand volume de plasma dans ITER rendra la capacité de contrôle plus limitée. La rotation joue pourtant un rôle primordial dans la stabilité du plasma et la qualité du confinement. Notamment, un mauvais contrôle de cette rotation peut, dans certains cas, provoquer une perte de confinement du plasma et un endommagement de la machine. Il est donc important de déterminer si des phénomènes intrinsèques au plasma permettent de générer la rotation du plasma. Une récente publication dans *Physical Review Letters* [1] montre que des simulations « premier principe » permettent de comprendre comment s'établit cette rotation.

Une observation fascinante est qu'un plasma de tokamak tourne, même en l'absence de source externe de rotation. Ce phénomène est appelé « rotation intrinsèque ». Il existe deux mécanismes conduisant à une rotation intrinsèque : les forces exercées par la turbulence et les effets de « freinage magnétique ». Ce dernier est dû, dans les tokamaks, au fait qu'il existe un nombre fini de bobines générant le champ magnétique, et que celui-ci est donc modulé dans la direction toroïdale comme montré dans la figure ci-dessous. Cette modulation est appelée « ripple magnétique ».

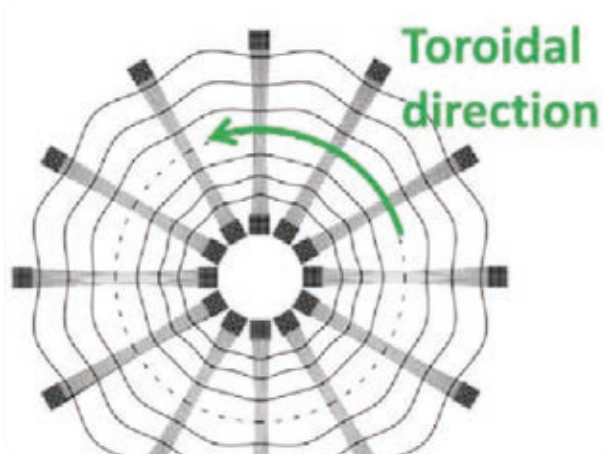


Figure 1 : Vue schématique du dessus d'un tokamak. Les traits épais représentent les bobines et les lignes ondulées représentent la forme des lignes de champ.

L'effet du ripple n'est pas le même dans tout le plasma et dépend notamment du nombre de bobines et leur proximité.

La compétition entre ces deux mécanismes entraînant la rotation du plasma a été étudiée. L'idée est de comprendre si l'effet ripple peut dominer celui de la turbulence, et, si oui, à quel endroit. A partir de précédents travaux, un modèle théorique qui prend en compte ces deux effets a été développé pour déterminer à partir de quelle amplitude critique de ripple la turbulence devient sous-dominante dans le contrôle de la rotation intrinsèque. Sa validité a été corroborée en 2022 à l'aide de simulations « gyrocinétiques » avec le code GYSELA, qui prennent en compte les deux mécanismes de manière auto-cohérente. La figure 2 montre alors la vitesse du plasma dans la direction toroïdale à chaque position pour un cas où le ripple magnétique a été désactivé dans la simulation (gauche) et un autre où le ripple est présent (droite). La rotation dans le cas sans ripple est contrôlée seulement par la turbulence, et sa

direction change progressivement de sens en se rapprochant du bord. En revanche, la rotation avec ripple magnétique est orientée dans une direction privilégiée.

En utilisant l'expression du ripple critique, des premières estimations pour ITER semblent montrer que l'effet du ripple ne sera pas négligeable proche du bord, et doit être pris en compte dans les simulations futures.

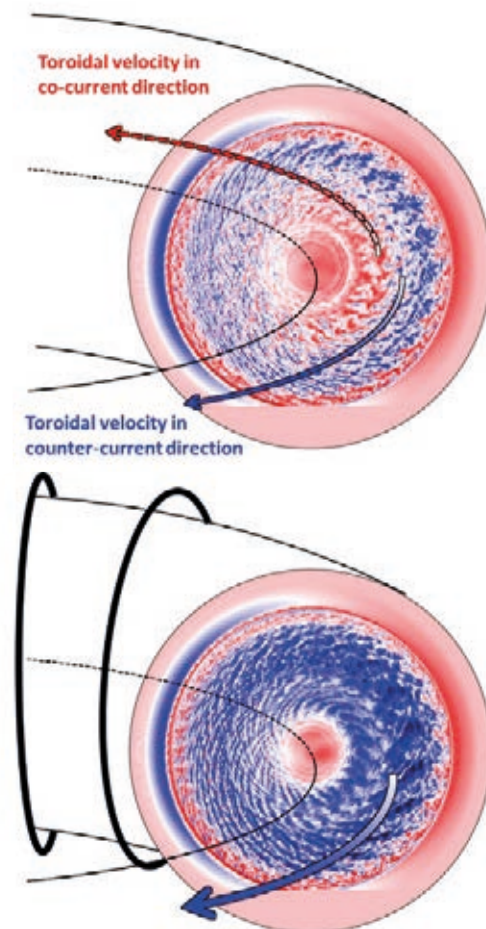


Figure 2 : Rotation toroïdale avec (bas) et sans (haut) ripple magnétique due au nombre fini de bobines générant le champ magnétique. Ces résultats de simulations obtenus avec GYSELA montrent que le ripple change fortement la rotation du plasma.

### Référence :

[1] R. Varennes et al, *Phys. Rev. Lett.* 128, 255002

## 2.3. Une avancée dans la prédiction de l'interaction plasma-paroi dans ITER

La maîtrise de l'interaction plasma-paroi dans un tokamak demande une bonne prédiction des propriétés du plasma. Celle-ci nécessite la simulation de tous les phénomènes à l'œuvre et en particulier de la turbulence qui détermine le transport de la chaleur et des particules. Grâce à une collaboration interdisciplinaire associant le CEA-IRFM et le laboratoire de recherche M2P2 (Aix-Marseille Université / CNRS / Ecole Centrale de Marseille), un modèle original auto-cohérent des flux turbulents a été introduit en février 2023 dans les codes de simulation du transport offrant de nouvelles capacités prédictives pour un temps de calcul pratiquement inchangé.

L'exploitation scientifique d'ITER doit s'appuyer sur des outils de modélisation décrivant au mieux les phénomènes physiques en jeu, avec des temps de calcul raisonnables. La prédiction des propriétés du plasma dans la couche limite en interaction avec la paroi, ou plasma de bord, est un point critique dans le développement d'une centrale à fusion. On peut en déduire les flux de chaleur et de particules qui impactent les éléments de paroi et ainsi optimiser leur conception et leur mise en œuvre expérimentale, et leur influence sur le plasma de cœur et les performances du plasma.

La modélisation des phénomènes à l'œuvre dans la couche limite repose aujourd'hui sur un ensemble d'outils numériques qui vont d'un temps d'exécution court avec une description du plasma basée sur des modèles réduits, jusqu'à des outils prenant en compte des phénomènes physiques caractérisés par des échelles spatiales et temporelles beaucoup plus petites comme la turbulence mais avec des temps d'exécution beaucoup plus longs. Dans ce contexte, en s'inspirant de ce qui a été fait en mécanique des fluides, une approche capable d'améliorer les capacités de prédiction des codes dits de transport pour le plasma de bord sans diminuer leur efficacité en termes de temps de calcul a été développée.

Ces codes de transport sont couramment utilisés pour l'interprétation des expériences dans les machines de fusion magnétique. Ils permettent de traiter les phénomènes d'interaction plasma-paroi ainsi que la dynamique du plasma dans la direction perpendiculaire au champ magnétique. Toutefois, afin de rendre le temps d'exécution raisonnable par rapport aux codes dits de turbulence (quelques jours plutôt que quelques mois), la dynamique du plasma dans la direction perpendiculaire au champ magnétique est traitée comme de la diffusion, avec des coefficients ad hoc choisis pour reproduire les profils expérimentaux et donc sans possibilité de prédire la valeur de ces coefficients pour de futures expériences. Dans cette approche essentiellement interprétative, la valeur en chaque point de l'espace du coefficient de transport est un paramètre libre.

Pour réduire le nombre de paramètres libres, une détermination auto-cohérente des coefficients de transport dans la direction perpendiculaire au champ magnétique, via des équations simplifiées par rapport à une résolution détaillée de la turbulence, a été élaborée. L'idée est de déterminer l'énergie turbulente et son temps caractéristique de dissipation en utilisant un modèle à deux champs avec deux équations de transport, une pour l'énergie cinétique turbulente «  $k$  », et, suivant l'approche largement utilisée en mécanique des fluides, une autre pour «  $\epsilon$  », qui joue le rôle de la

dissipation de l'énergie turbulente. La dynamique locale de ces deux champs rappelle les modèles proie-prédateur ainsi que les équations d'amplitude. Ces champs permettent d'évaluer un coefficient de diffusion proportionnel à «  $k^2/\epsilon$  » en tout point de l'espace. En réduisant considérablement le nombre de paramètres libres dans le modèle, il confère une nouvelle capacité prédictive aux codes de transport pour un temps de calcul pratiquement inchangé.

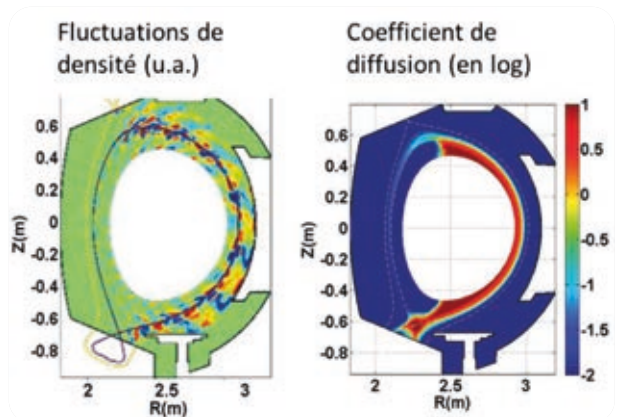


Figure 1 : Comparaison entre une simulation WEST 3D « haute-fidélité » avec le code SOLEDGE dans sa version à 3D turbulente (panneau de gauche), et une simulation 2D utilisant SOLEDGE dans sa version « transport » couplée avec un modèle  $k$ -epsilon. On peut remarquer la capacité du modèle « réduit »  $k$ -epsilon (panneau de droite) à reproduire la distribution spatiale du transport de matière, ce dernier étant plus grand là où le code de turbulence prévoit des fluctuations de densité plus importantes (panneau de gauche).

Le modèle  $k$ -epsilon a été implémenté dans le code SOLEDGE qui simule le plasma de bord du tokamak. L'objectif est de comparer les résultats issus de ce code avec ceux des simulations turbulentes et avec les données expérimentales existantes, dans les tokamaks TCV et WEST notamment. Ces premières simulations reproduisent certaines caractéristiques globales du transport turbulent, comme sa distribution spatiale (figure 1), mais aussi des caractéristiques locales comme la largeur de la couche limite, paramètre clé dans l'extraction de puissance. Elle est prédite avec un écart de 20% seulement soit de manière plus précise qu'en utilisant une loi d'échelle.

Ces résultats donnent du crédit à l'approche  $k$ -epsilon qui ouvre des perspectives pour l'élaboration de nouvelles configurations divertor ainsi que pour une meilleure compréhension des phénomènes essentiels se jouant à la périphérie du plasma.

### Référence :

S. Baschetti, H. Bufferand, G. Ciraolo, Ph. Ghendrih, E. Serre, P. Tamain and the WEST team «Self-consistent cross-field transport model for core and edge plasma transport », Nucl. Fusion, 61, 106020 (2021)

## 2.4. Stabilisation de la turbulence dans les plasmas de tokamaks grâce aux particules alpha

Les réactions de fusion D-T produisent des ions très énergétiques (particules alphas). Ces derniers sont considérés comme potentiellement nocifs dans les plasmas confinés de tokamaks car ils peuvent interagir avec les ondes d'Alfvén et provoquer de fortes perturbations. Une étude récente, réalisée par le CEA et publiée dans *Nature Physics* [1], montre que les ions avec une énergie de l'ordre du MeV peuvent stabiliser efficacement la turbulence et ainsi réduire le transport de la chaleur. Ces résultats indiquent que les plasmas avec une fraction élevée de particules alpha de fusion d'une énergie de 3.5 MeV, comme attendu dans ITER, pourraient bénéficier de performances meilleures que prévues.

L'utilisation d'ions très énergétiques pour le chauffage du plasma par collisions coulombiennes avec les ions thermiques est un concept bien établi dans les plasmas confinés de Tokamaks. Les ions énergétiques sont soit introduits dans les plasmas par des accélérateurs (Neutral Beam Injection, NBI), soit produits par résonance avec des ondes spécifiques injectées de l'extérieur (Ion Cyclotron Resonance Heating, ICRH). L'étude de ces ions est un sujet fondamental dans les tokamaks car dans les futures centrales à fusion, les réactions Deuterium-Tritium produiront des particules alpha de 3.5 MeV qui seront le principal mécanisme de chauffage du plasma.

Expérimentalement, il a été démontré que la présence d'ions énergétiques (de 100 keV à quelques MeV) augmente la température du plasma (typiquement de l'ordre de 10 keV, soit 100 millions de degrés), ce qui est nécessaire pour atteindre les températures nécessaires pour générer suffisamment de puissance de fusion. Cependant, dans le même temps, les ions énergétiques peuvent entrer en résonance avec des ondes spécifiques, appelées ondes d'Alfvén, qui peuvent capter une quantité importante de leur énergie et provoquer une dégradation du confinement du plasma.

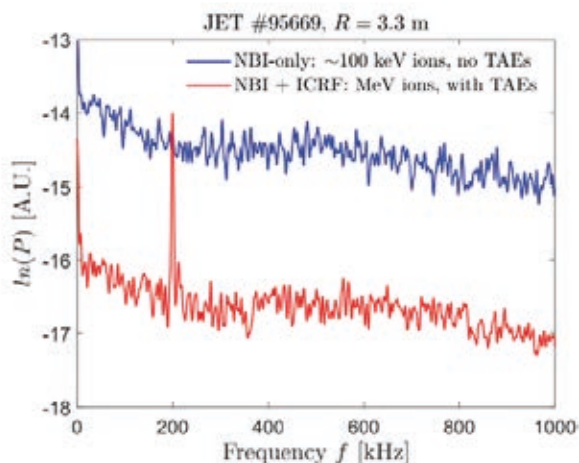


Figure 1: Spectre des fluctuations de la densité du plasma dans le cas avec des ions de ~100 keV d'énergie injectés par NBI (en bleu), ou avec des ions d'une énergie de ~MeV générés avec ICRH (en rouge). L'intensité des fluctuations est fortement réduite d'un facteur proche de 10 à toutes les fréquences sauf pour la fréquence des ondes d'Alfvén (pic vers 200 kHz). Cela signifie que les pertes d'énergie dans le plasma, à cause des fluctuations de la densité sont réduites en présence des ions avec une énergie de ~MeV.

En 2022, les chercheurs du CEA-IRFM ont analysé des plasmas produits dans le tokamak européen JET avec une forte population d'ions énergétiques de l'ordre du MeV, accélérés par les

ondes du chauffage ICRH, et en présence de fortes perturbations d'Alfvén. Le confinement de l'énergie a été comparé à celui des plasmas équivalents chauffés uniquement par injection de neutres (NBI), qui génère des ions d'énergie plus faible de l'ordre de 100 keV. De manière surprenante, le confinement de l'énergie en présence d'ions de l'ordre du MeV est 40% plus élevé. Un diagnostic de réflectométrie a permis de mettre en évidence l'amélioration du confinement en présence de ces ions MeV, clairement liée à la turbulence. Il fait ressortir une forte réduction des fluctuations de la densité du plasma, principales responsables des pertes d'énergie dans un tokamak (figure 1).

Des analyses multi-échelles de la turbulence et du transport ont été réalisées avec des simulations multi-échelles, qui sont nécessaires pour prendre en compte à la fois les petites échelles de la turbulence et les fluctuations à grande échelle des perturbations des ondes d'Alfvén. Le comportement expérimental est bien reproduit par les simulations et le mécanisme physique à l'origine du confinement amélioré est identifié. Les flux zonaux, semblables aux fameuses ceintures de Jupiter (figure 2), jouent un rôle clé. Il existe une interaction claire entre les échelles d'Alfvén et les flux zonaux, ce qui supprime presque totalement le transport de l'énergie par les ions lorsque la pression des ions énergétiques est suffisamment élevée pour déstabiliser les ondes d'Alfvén.

Ces résultats prometteurs indiquent que des conditions favorables inattendues jusque-là pourraient être obtenues dans ITER et les futurs tokamaks en présence de particules alpha très énergétiques.

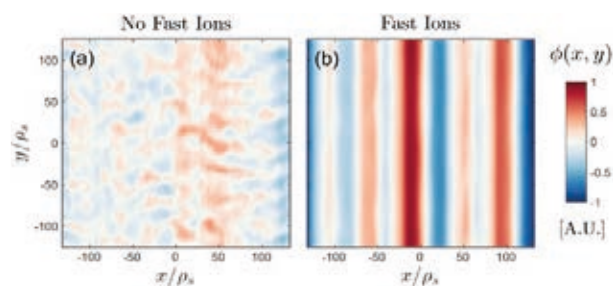


Figure 2: Simulations des fluctuations du potentiel électrostatique pour les cas sans ions énergétiques (a) et avec des ions énergétiques (b). La direction x est la direction radiale, y la direction poléoïdale et  $\rho_s$  le rayon du mouvement cyclotronique des ions autour des lignes de champ (rayon de Larmor) de l'ordre du mm. Sur le cas (b), la propagation des fluctuations dans la direction radiale a pratiquement disparu et les fluctuations ne génèrent ainsi plus de transport d'énergie dans la direction radiale. Le motif observé rappelle les écoulements zonaux de l'atmosphère de Jupiter (figure 2).

### Références

- [1] S. Mazzi et al. « Enhanced performance in fusion plasmas through turbulence suppression by megaelectronvolt ions », *Nature Physics* (2022) ; doi.org/10.1038/s41567-022-01626-8 Tungstène et fusion: cohabiter sans contaminer

## 2.5. Tungstène et fusion : cohabiter sans contaminer

En 2020, les physiciens de l'IRFM se sont penchés sur la question du transport des atomes de tungstène, matériau qui recouvre les parois de la chambre à vide du tokamak et ne doit pas contaminer le plasma. Son accumulation au cœur du plasma cause des pertes radiatives importantes souvent observées sur le tokamak européen JET et sur Asdex-Upgrade en Allemagne. Sur le tokamak WEST, la rareté de ce type d'événement a trouvé une explication.

L'opération d'un réacteur de fusion par confinement magnétique impose de fortes contraintes sur le choix des matériaux qui feront face au plasma chauffé à plusieurs millions de degrés. Ils doivent non seulement soutenir des flux de chaleurs importants mais aussi ne pas absorber le tritium radioactif qui fait partie du mélange réactif. Le tungstène, un métal à très haute température de fusion, est adapté à cet environnement mais il a parfois tendance à s'accumuler au centre du plasma. Il peut y causer des pertes radiatives élevées incompatibles avec la température requise pour entretenir les réactions nucléaires, voire éteindre totalement le plasma si elles dépassent la puissance de chauffage. Sur le tokamak WEST, au contraire de beaucoup d'autres machines, ce phénomène d'accumulation est extrêmement rare.

En effet, le tungstène, comme les autres particules du plasma, est transporté par deux canaux : un canal collisionnel et un canal turbulent. Le second domine généralement de beaucoup, mais pour les ions lourds (cas du tungstène), qui atteignent des degrés d'ionisation élevés aux températures typiques d'un plasma de fusion (~10 keV), deux mécanismes peuvent rendre le transport collisionnel très élevé : la rotation du plasma qui exerce une force centrifuge proportionnelle à la masse, et les asymétries du potentiel électrostatique qui exerce une force proportionnelle à la charge des ions. Sur de nombreux tokamaks, le plasma est chauffé par l'injection de faisceaux de neutres. Ce système de chauffage a pour conséquence de générer une importante rotation qui favorise l'accumulation d'impuretés du côté externe, à cause de la force centrifuge. Or dans les conditions usuelles, le flux d'impuretés est entrant du côté externe et sortant du côté interne du plasma. Avoir plus d'impureté du côté externe conduit donc à un flux globalement entrant, et à une accumulation de l'impureté au centre du plasma. Le problème de leur accumulation est ainsi très prégnant et a été observé sur les tokamaks JET et Asdex Upgrade par exemple. Sur WEST, au contraire, le plasma est chauffé par des ondes Radio-Fréquence, et sa rotation est faible. Dans ITER, la situation sera similaire à celle de WEST car l'impulsion créée par les faisceaux de neutres à haute énergie (1MeV) sera limitée. Dans ces conditions, le transport turbulent peut rester dominant et le tungstène ne s'accumule pas. C'est ce qu'ont confirmé les chercheurs de l'IRFM par des calculs réalisés avec des codes de turbulence et de transport collisionnel appliqués aux conditions expérimentales de WEST [1], ce qui constitue un résultat important pour l'opération d'ITER et le design des futurs réacteurs de fusion.

Dans le cadre de ces travaux, une approche originale de l'évaluation des coefficients de transport collisionnel a été

développée et permet de gagner 6 ordres de grandeurs sur le temps de calcul, moyennant quelques simplifications validées par un code plus complet [2]. Cela rend pertinente son implémentation dans un simulateur rapide d'évolution du plasma, qui a été réalisée en 2021 dans le cadre d'un projet européen. Cela facilite également les investigations sur les quelques cas d'accumulation qui restent à expliquer, et pour lesquels le potentiel électrostatique constitue l'une des pistes envisagées.

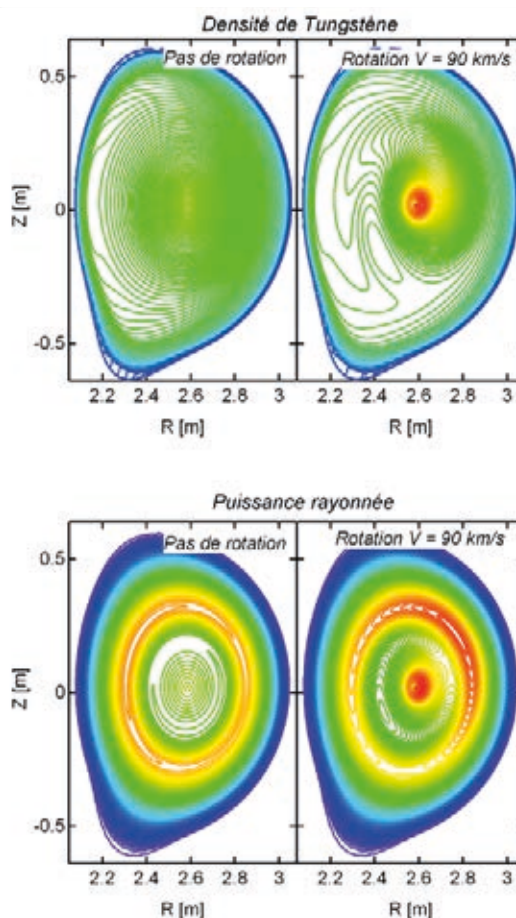


Figure 1 : Simulation pour un cas WEST  
Coupe de la densité de tungstène (en haut) et de la puissance rayonnée (en bas)  
- pour un plasma statique (à gauche, proche de la situation expérimentale)  
- et en dans le cas hypothétique d'une forte rotation dans la direction perpendiculaire à la coupe (à droite).  
La couleur rouge indique une densité et un rayonnement plus importants dans un plasma en rotation (code FACIT)

### Références :

- [1] X. Yang et al, Core tungsten transport in WEST long pulse L-mode plasmas, Nuclear Fusion 60 086012 (2020)
- [2] P. Maget et al, An analytic model for the collisional transport and poloidal asymmetry distribution of impurities in tokamak plasmas. Plasma Physics and Controlled Fusion, 62 105001 (2020)



## 2.6. Projet FAIR4Fusion : WEST pionnier dans l'ouverture de ses données

La capacité de donner un accès aisé et efficace à des données à une large communauté scientifique est essentielle pour le développement du nombre de recherches scientifiques. La démarche FAIR<sup>[1]</sup> vise ainsi à gérer les données de façon à ce qu'elles soient « faciles à trouver, accessibles, interopérables et réutilisables ». Fin 2022, la Fusion par confinement magnétique a fait un premier pas vers la « FAIRisation » de ses données avec le projet européen FAIR4Fusion<sup>[2]</sup>.

La communauté scientifique européenne dans le domaine de la fusion par confinement magnétique s'est récemment lancée vers la « FAIRisation » des données avec le projet FAIR4Fusion. Ce projet, auquel le CEA-IRFM a participé, développe des recommandations et des prototypes logiciels pour faire évoluer la gestion des données de la communauté fusion européenne vers des pratiques « FAIR ». Historiquement, chaque laboratoire de fusion en Europe gérait les données de ses dispositifs expérimentaux de façon indépendante et non interopérable. Il n'y avait pas de catalogue de données centralisé, et chaque laboratoire avait sa propre terminologie pour les données physiques et ses propres méthodes d'accès. Il était donc très difficile de faire des recherches portant sur plusieurs tokamaks simultanément, ce qui était un obstacle pour exploiter tout le potentiel des expériences fusion européennes.

Les recommandations du projet FAIR4Fusion portaient sur quatre aspects :

- ▶ Déployer un catalogue centralisé rassemblant les métadonnées de toutes les expériences fusion européennes. Ces données étaient rendues interopérables par l'utilisation du standard de données fusion « IMAS<sup>[3]</sup> » développé par ITER Organization ;
- ▶ Rendre possible l'accès aux données complètes des expériences via les sélections réalisées sur ce catalogue ;

- ▶ Rendre les données réutilisables en documentant mieux leur provenance, leur cycle de vie, en leur associant un identifiant unique et persistant, et en donnant la possibilité de les annoter et d'établir des liens avec les publications qui les utilisaient ;
- ▶ A terme, rendre les données accessibles à tous, dans l'esprit de la Science Ouverte.

Le catalogue de données développé par le projet FAIR4Fusion a été déployé sur le tokamak WEST et permet désormais d'effectuer des recherches multicritères sur les métadonnées physiques caractérisant les expériences. Le déploiement du catalogue a été facilité par le fait que WEST utilisait déjà le standard IMAS pour ses données traitées. Le catalogue a été rempli avec les données de campagnes expérimentales passées. Il est maintenant systématiquement alimenté après chaque nouvelle décharge plasma de WEST. Les données sont traitées de façon identique et automatisée pour toutes les décharges, et un effort particulier est fait pour documenter leur origine (données brutes et méthode de traitement utilisées).

WEST a été pionnier dans l'usage de ce catalogue, qui a été déployé par le consortium EUROfusion en 2023 comme un service centralisé rassemblant les métadonnées de l'ensemble des expériences fusion européennes. Cette démarche permet d'exploiter de façon beaucoup plus riche et systématique l'ensemble des résultats expérimentaux européens et facilite notamment la confrontation à l'expérience des modèles et outils de simulation européens.



Vue du catalogue FAIR4Fusion déployé sur WEST, lors d'une recherche des décharges dont le courant plasma est compris dans un intervalle donné. La partie de gauche permet à l'utilisateur de saisir des critères de recherche. La partie de droite montre, pour chaque décharge plasma vérifiant les critères choisis, l'évolution temporelle de quelques grandeurs physiques résumant le déroulé de la décharge.

### Références :

- [1] FAIR est un acronyme pour Findable Accessible Interoperable Reusable, voir par exemple [https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair\\_data](https://fr.wikipedia.org/wiki/Fair_data) et <https://www.go-fair.org/fair-principles/>
- [2] <https://www.fair4fusion.eu/>
- [3] F. Imbeaux, S.D. Pinches, J.B. Lister et al, Design and first applications of the ITER integrated modelling & analysis suite, Nucl. Fusion 55 (2015) 123006, doi:10.1088/0029-5515/55/12/123006, <https://hal.archives-ouvertes.fr/DSM-IRFM/cea-01576460>

## 2.7. IMAS s'enrichit avec l'intégration d'un modèle surfacique de WEST

*Le modèle surfacique 3D du mur de WEST est disponible depuis mars 2023 dans IMAS (ITER Integrated Modelling and Analysis Suite), première étape indispensable pour l'intégration des diagnostics synthétiques d'imagerie dans cette plateforme numérique.*

Le modèle surfacique 3D de la machine WEST est disponible depuis mars 2023 dans la plateforme logicielle IMAS. IMAS est une infrastructure logicielle proposant un cadre standard pour l'échange des données et l'interfaçage des codes pour l'exploitation scientifique d'ITER. WEST est la première machine à utiliser IMAS nativement pour l'accès et le traitement des données. Une nouvelle étape a été franchie avec l'intégration d'un modèle surfacique de WEST dans IMAS.

Ce travail a nécessité préalablement une phase de préparation importante pour transformer les modèles CAO (Conception Assisté par Ordinateur) provenant du bureau d'études de l'IRFM en un modèle utilisable par les codes de calcul. Le transfert des données CAO aux logiciels de calcul est une problématique récurrente sans pour autant avoir de solution simple. En effet, d'un calcul à un autre (neutronique, thermique, radiatif), d'une application à une autre (conception, matériaux, réalité virtuelle, diagnostic synthétique), le modèle de calcul exigé sera différent : géométrie morte (solide) ou géométrie maillée, 3D volumique ou 3D surfacique, simplifiée ou détaillée au niveau du composant, facettisé, exact, paramétré, etc.

Le modèle disponible dans IMAS est un modèle 3D surfacique de la totalité des composants internes de WEST. Ce modèle 3D surfacique est décrit par un ensemble de surfaces à partir desquelles il est possible de définir des propriétés de surface, comme la texture souvent utilisée pour la création d'effets visuels dans les industries du film ou jeux vidéo. Dans le cas des diagnostics synthétiques, ce sont les propriétés exactes thermo-radiative des matériaux (émission et modèle de réflexion) qui y sont.

Ce modèle est généré suivant un processus en deux étapes : une première étape de préparation de la topologie du modèle au calcul (ou « defeaturing ») et une seconde étape de maillage. La première étape consiste à simplifier le modèle CAO pour l'alléger et l'optimiser pour le maillage et les calculs. Cette étape de « defeaturing » revient à supprimer certaines caractéristiques ou détails inutiles à l'analyse et au résultat (par exemple suppression des trous de faible diamètre), à adapter la géométrie pour améliorer la qualité et la faisabilité du maillage (par exemple simplifier une courbure, réparer des surfaces). Le maillage de la géométrie résultante est également une étape critique, pouvant amener à utiliser plusieurs techniques de maillage (Delaunay, Octree, etc.) pour représenter les différents composants internes de la machine aux géométries bien spécifiques.

Ces étapes effectuées, une dernière étape est la conversion du modèle 3D surfacique maillé de WEST au format standard IMAS. Ce format se veut générique et suit une structure bien définie pour que chaque utilisateur puisse reconstituer la géométrie de WEST à partir de la description des nœuds et facettes (triangles). Il intègre également des informations supplémentaires comme les matériaux du mur, les températures et autres paramètres géométriques.

Ce travail a permis de démontrer la faisabilité d'intégrer dans IMAS la géométrie détaillée d'un mur de tokamak complet (plus de 40 composants, 1,5 millions de nœuds, 2,8 millions de triangles) : une première étape indispensable pour l'intégration des diagnostics synthétiques d'imagerie dans IMAS pour ITER.

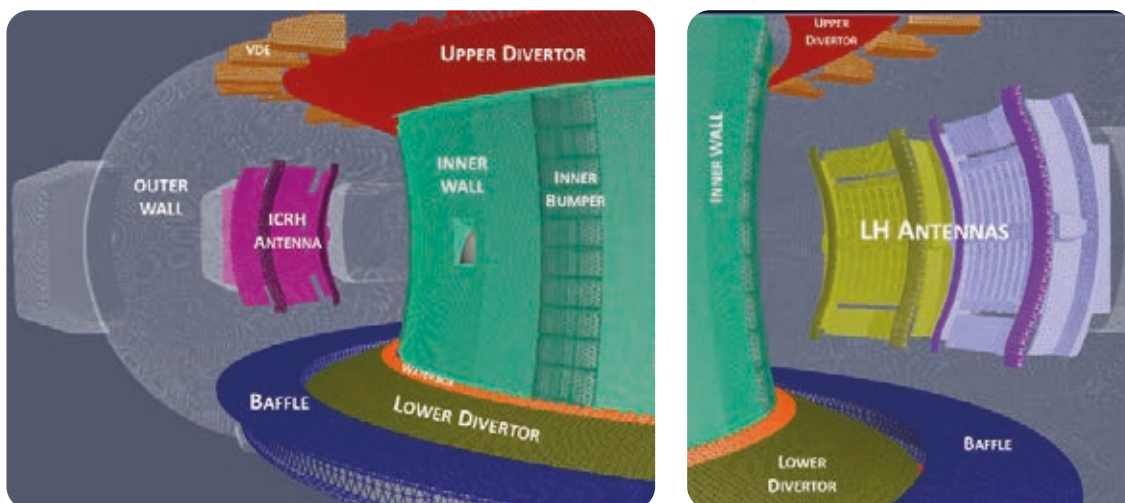


Figure 1 : Représentations 3D surfacique du mur de WEST (40 composants, 1,5 millions de nœuds, 2,8 millions de triangles)

## 2.8. Tests de participation à des journées expérimentales WEST depuis La Bergerie

Le projet REC (Remote Experiment Center) «La Bergerie » s'inscrit dans le projet Broader Approach (<https://www.ba-fusion.org/ba>) et a pour objectif la mise en place d'une salle de participation à distance pour des expériences fusion. Cette salle, située en dehors du centre CEA de Cadarache dans un bâtiment appelé « La Bergerie », a été testée avec succès pour suivre des expériences sur WEST lors de campagne C7 de début 2023.

Après 3 ans de travaux et d'aménagement, la pièce principale a été testée les 29 mars et 11 avril 2023 pour le lancement et le suivi d'expériences sur WEST pendant la phase « High Fluence » de la campagne C7. La journée de participation du 11 avril s'est faite en présence de plusieurs collaborateurs d'Aix-Marseille Université et d'ITER Organisation.

Lors de ces deux tests, l'équipe scientifique était divisée en deux :

- ▶ les Session Leader (SL), Scientific Coordinator (SC), Diagnostic Coordinator (DC), responsable chauffage et quelques diagnosticiens étaient à La Bergerie

- ▶ les Engineer in Charge (EIC), Data Acquisition Processing (DAP) opérateur, Plasma Protection Operator (PPO) et opérateurs en Salle de Contrôle Commande (SCC).

La communication entre « La Bergerie » et la Salle Contrôle Commande de l'IRFM était assurée par un canal skype. Des écrans de visualisation des éléments clés pour l'opération, comme le compte à rebours, la vidéo HD, la courbe de pression etc. sur les murs d'écrans de La Bergerie ont permis à l'équipe scientifique de suivre chaque choc en temps réel.



Figure 1: Suivi des expériences sur WEST dans la salle d'expérimentation à distance de « La Bergerie »

## 2.9. Une nouvelle base de données multi-machines pour l'étude des plasmas de longue durée

L'un des défis dans le développement de l'énergie de fusion est la réalisation simultanée d'une puissance fusion élevée et sa maîtrise sur des temps très longs. Il s'agit d'une des missions d'ITER abordée par WEST (France) et d'une étape essentielle pour le développement d'une centrale à fusion fournissant une puissance électrique stable au réseau. Les progrès significatifs en termes de durée et de performance réalisés ont été analysés en octobre 2023 à l'aide d'une base de données multi-machines (tokamaks et stellarators) mise en place par un groupe international d'experts coordonné par le CEA sous les auspices de l'Agence internationale de l'énergie (AIE) et de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).

La réalisation de plasmas de longue durée dans un dispositif de fusion magnétique nécessite le contrôle du plasma pendant une durée bien supérieure au temps de confinement de l'énergie et des particules qui est de l'ordre de 100 millisecondes dans le tokamak WEST et de 2 secondes dans ITER. Il faut ainsi se rapprocher des échelles de temps d'équilibre des interactions entre le plasma et la paroi où les processus physiques évoluent sur des temps longs, comme par exemple les processus de saturation en hydrogène des parois ou d'érosion des surfaces. L'amélioration simultanée de la durée et de la performance fusion nécessite une vision intégrée des aspects physiques et technologiques qui est mise en œuvre par un effort international comprenant :

- ▶ (1) un programme expérimental et de simulation sur les tokamaks et les stellarators ;
- ▶ (2) un programme de R&D technologique sur des installations dédiées (par exemple, composants activement refroidis, aimants supraconducteurs) ;
- ▶ (3) des méthodes de contrôle pour maintenir un plasma de fusion auto-entretenu dans un domaine de fonctionnement sûr et stable, « transférable » à ITER et au-delà.

A cette fin, l'Agence internationale de l'énergie (AIE) et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) ont créé en 2020 un réseau d'experts baptisé CICLOP, qui signifie « Coordination on International Challenges on Long duration OPERATION ». Le clin d'œil à la mythologie grecque pourrait ne pas être uniquement un hasard, car les Cyclopes étaient réputés être des artisans talentueux repoussant les limites du savoir-faire ! [cf. ITER news <https://www.iter.org/newsline/-/3823>]. Le groupe est présidé par un expert du CEA (France) avec deux vice-présidents du Max-Planck-Institut für Plasmaphysik (Allemagne) et du National Institute for Fusion Science (Japon).

Les objectifs du groupe CICLOP sont de promouvoir et de coordonner des expériences, de collecter et de partager les meilleures pratiques sur la mise en œuvre des plasmas de longue durée. En 2022, cette activité a été rapportée, dans le cadre de la conférence de l'AIEA consacrée à l'opération des décharges longues des dispositifs de fusion [14-16 novembre 2022, siège de l'AIEA, Vienne, Autriche, <https://conferences.iaea.org/event/258/>].

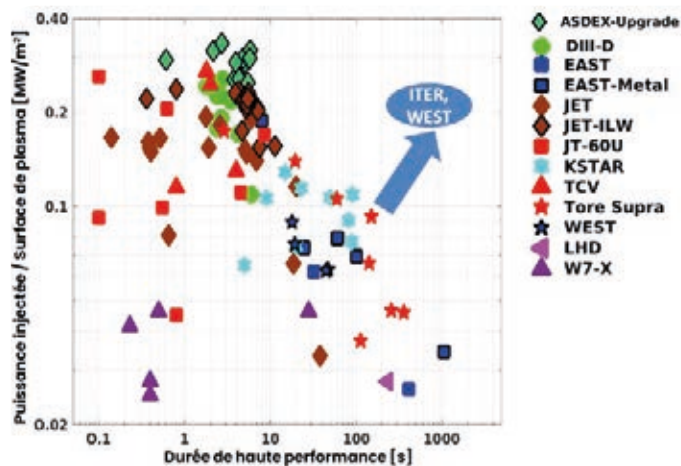


Figure 1: Puissance de chauffage normalisée à la surface du plasma ( $P/S$  en  $\text{MW/m}^2$ ) en fonction de la durée de haute performance fusion. Les expériences effectuées avec mur métallique (ASDEX-Upgrade, EAST, JET ITER Like-Wall et WEST) sont représentées par des symboles avec une ligne de contour noire. La zone d'opération d'ITER est indiquée, qui correspond à l'objectif d'opération de WEST à pleine puissance (phase 2).

Un effort significatif a été déployé pour collecter et analyser une base de données multi-machines avec des données provenant d'expériences de dix tokamaks<sup>[1]</sup> et de deux stellarators<sup>[2]</sup>. La base de données est accessible via une page web ouverte de l'AIEA.

En pratique, réaliser une opération continue à haute performance est difficile car cela nécessite l'injection d'une puissance élevée pour chauffer le plasma pour être ensuite extraite de manière continue sans dépasser les limites technologiques des composants faisant face au plasma. Pour caractériser et comparer la capacité d'évacuation de la chaleur des différentes installations dans le monde, un indicateur simple a été défini comme le rapport de la puissance de chauffage du plasma,  $P$ , normalisée à la surface du plasma,  $S$ ,  $P/S$ . Ce rapport a été tracé en fonction de la durée de la phase de haute performance fusion (figure 1). L'analyse met en évidence le défi en termes de capacité d'évacuation de chaleur pour les plasmas de longue durée qui est abordé en France sur le Tokamak WEST en préparation de l'opération d'ITER.

[1] ASDEX Upgrade (Allemagne), DIII-D (USA), EAST (Chine), JET (Royaume-Uni), JT-60U (Japon), KSTAR (Corée), TCV (Suisse), TFTR (USA), Tore Supra et WEST (France).  
[2] LHD (Japon), W7-X (Allemagne)

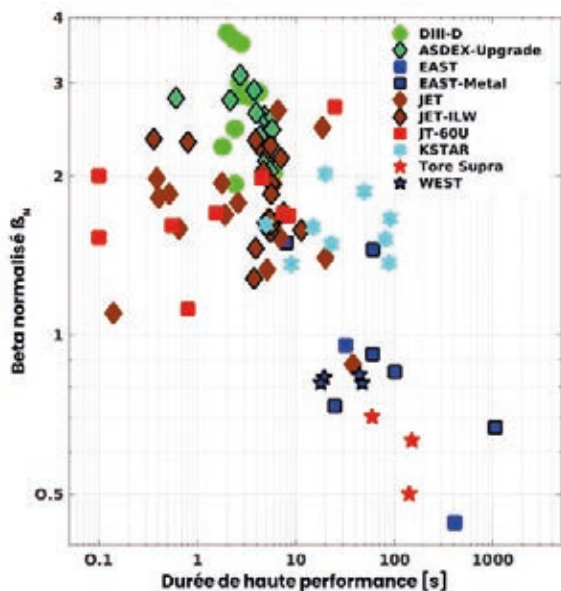


Figure 2 : Pression du plasma normalisée,  $\beta_N$ , en fonction de la durée de la phase de haute performance [s] pour la base de données CICLOP.

Par ailleurs, le gain en puissance fusion représenté dans la figure 2 par la pression normalisée du plasma, appelée  $\beta_N$  (pression thermique du plasma divisée par la pression du champ magnétique multiplié par un facteur de normalisation),

a été calculé et tracé en fonction de la durée de la phase haute performance fusion. Pour une opération continue et un gain élevé en puissance fusion, il est nécessaire de fonctionner à des valeurs élevées de  $\beta_N$  tout en restant stable. La figure indique une réduction significative de la performance fusion en augmentant la durée. Le scénario de référence d'ITER vise un  $\beta_N$  de 1.8 tandis que les projets de centrale fusion visent souvent des  $\beta_N > 2.5$ . Il faut noter que JT-60SA, mis en service le 1<sup>er</sup> décembre 2023, a pour mission l'exploration des scénarios à fort  $\beta_N$  sur les temps longs en vue de l'optimisation du rendement des centrales fusion.

Les analyses montrent que les objectifs d'ITER en termes de durée et de performance ont été atteints et même dépassés indépendamment tout en soulignant le chemin à parcourir pour les réaliser simultanément, défi que doit relever ITER.

Ainsi, le groupe CICLOP a aussi identifié les écarts en physique et en ingénierie entre les résultats actuels et l'objectif pour l'opération d'ITER et des futures centrales, comme la nécessité de mettre en œuvre des plasmas très rayonnants ou d'étudier les effets du vieillissement des matériaux face au plasma sur les performances de ce dernier. Ces sujets seront au cœur des futures discussions qui seront certainement riches et passionnantes lors la prochaine conférence thématique de l'AIEA prévue en 2024 et consacrée à l'opération de longue durée dans les dispositifs de fusion par confinement magnétique.

Références :

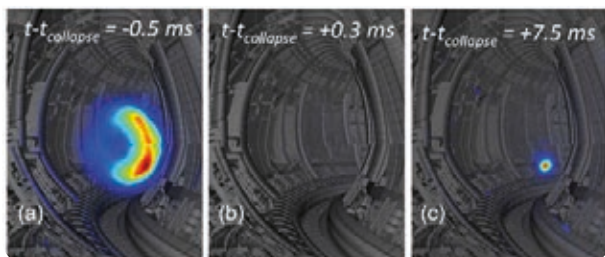
X. Litaudon, H.-S. Bosch, T. Morisaki, M. Barbarino, A. Bock, E. Belonohy, S. Brezinsek, J. Bucalossi, S. Coda, R. Daniel, A. Ekedahl, K. Hanada, C. Holcomb, J. Huang, S. Ide, M. Jakubowski, B. V. Kuteev, E. Lerche, T. Luce, P. Maget, Y. Song, J. Stober, D. Van Houtte, Y. Xi, L. Xue, S. Yoon, B. Zhang and JET contributors «Long plasma duration operation analyses with an international multi-machine (tokamaks and stellarators) database » Nucl. Fusion, 64, 01500 (2024)

### 3. Scénarios plasma

## 3.1. Un « airbag » de deutérium pour contrer les effets néfastes d’instabilités plasma

En avril 2021, une collaboration associant le CEA-IRFM, le consortium européen EUROfusion, ITER Organisation et des partenaires américains a démontré qu’il est possible, en injectant du deutérium sous forme d’éclats de glaçons, de protéger efficacement les structures internes d’un réacteur de fusion. Celles-ci peuvent en effet être soumises à des dommages causés par des électrons très énergétiques, échappés du plasma à la suite d’une instabilité majeure.

Pour obtenir des réactions nucléaires de fusion, il faut non seulement porter à quelques 150 millions de degrés des isotopes de l’hydrogène (deutérium et tritium) mais aussi maintenir le plasma résultant à distance des parois du réacteur et donc, le « confiner » très rigoureusement grâce à des champs magnétiques dans un tokamak.



Images infrarouge montrant le rayonnement synchrotron dû aux électrons découplés. (a) avant l’instabilité menant à leur dissipation. (b) 0.3 ms après l’instabilité dissipant les électrons découplés. (c). Ré-accélération d’un petit faisceau d’électrons découplés à cause d’une quantité de deutérium insuffisante. (1)

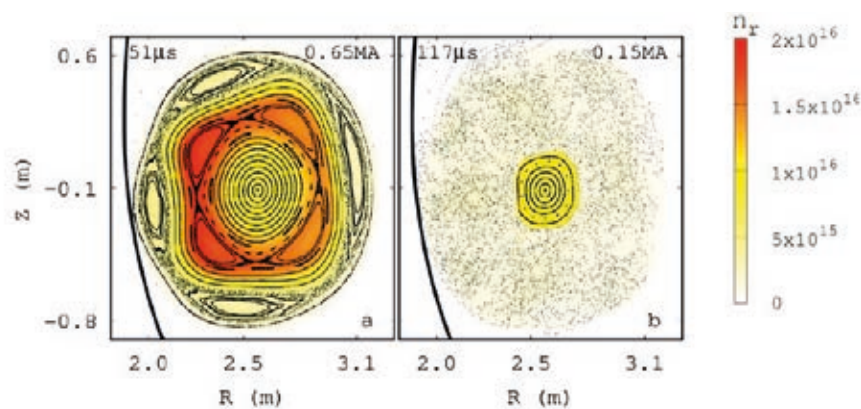
Il existe cependant des instabilités dans le plasma composé d’ions et d’électrons à très haute température, qui peuvent conduire à un dépôt d’énergie sur les parois. Le plasma disparaît alors quasi instantanément lors d’un phénomène appelé disruption. Dans certains cas, des électrons échappés du plasma (dits « découplés ») sont accélérés à une vitesse proche de celle de la lumière dans les instants suivant la disruption et entraînent d’autres électrons dans leur sillage, dans un processus d’« avalanche ».

Or la vitesse à laquelle se développe cette avalanche d’électrons découplés croît exponentiellement avec la taille du tokamak. Dans la future expérience internationale de fusion ITER, ces électrons pourraient déposer, sur une surface extrêmement petite, presque autant d’énergie que ce que contient le plasma de fusion lui-même (de l’ordre de la centaine de mégajoules) !

Pour se prémunir des dégâts potentiels des disruptions, la méthode privilégiée consiste à injecter des atomes lourds (argon ou néon) mais elle favorise l’apparition d’électrons énergétiques. Les solutions mises en œuvre jusqu’à présent pourraient donc être contre-productives pour des tokamaks de plus grande taille tels qu’ITER.

Au cours d’une expérience unique, menée sur le tokamak DIII-D exploité par General Atomics aux États-Unis, des physiciens ont observé qu’une injection importante de deutérium pouvait dissiper de façon très rapide l’énergie des électrons découplés. Cette idée publiée en 2018 a été reprise, approfondie et confirmée au cours de plusieurs expériences au tokamak JET, en Grande-Bretagne en 2019 et 2020. Les scientifiques démontrent qu’une dissipation « propre » de l’énergie des électrons découplés est possible, sans aucun dépôt de chaleur mesurable sur les composants internes du réacteur, à condition d’injecter massivement du deutérium, sous forme d’éclats de glaçons, juste après la disruption.

En s’appuyant sur la simulation numérique, les chercheurs peuvent détailler les contributions de deux processus physiques à cet effet protecteur. Les atomes de deutérium augmentent l’instabilité du faisceau d’électrons découplés favorisant l’étalement du dépôt d’énergie et chassent hors du plasma les impuretés qui participent à la ré-accélération des électrons.



Simulation MagnétoHydroDynamique de l’instabilité dissipant les électrons découplés. Les surfaces magnétiques sur lesquelles les électrons se déplacent sont détruites en quelques dizaines de microsecondes, menant à un étalement de la zone de dépôt des électrons sur les parois.(1)

**Référence :**

(1) Cédric Reux, Carlos Paz-Soldan, Pavel Aleynikov, Vinodh Bandaru, Ondrej Ficker, Scott Silburn, Matthias Hoelzl, Stefan Jachmich, Nicholas Eidietis, Michael Lehnen, Sundaresan Sridhar, and JET contributors, «Demonstration of safe termination of mega-ampere relativistic electron beams in tokamaks », *Physical Review Letters*, 126, 175001 (2021)

## 3.2. Un record d'énergie de fusion atteint dans une expérience historique du JET

Les scientifiques du consortium EUROfusion, auquel participe le CEA, ont enregistré en février 2022 la production de 59 mégajoules d'énergie de fusion pendant plusieurs secondes dans le Joint European Torus (JET), le seul tokamak opérationnel au monde utilisant du deutérium et du tritium installé au Royaume-Uni. Ils sont parvenus à piloter le plasma de fusion dans un environnement proche de celui d'ITER. Cette démonstration conforte à la fois le projet ITER et le potentiel de l'énergie de fusion.

Avec 59 mégajoules d'énergie de fusion produite pendant 5 secondes, le tokamak JET a surpassé en 2021 son précédent record établi en 1997 (21,7 mégajoules). Cette campagne expérimentale a été menée par les scientifiques d'EUROfusion, parmi lesquels une trentaine de chercheurs, d'ingénieurs et de techniciens du CEA.

L'objectif de la campagne était de caractériser, avec la nouvelle paroi de JET semblable à celle d'ITER et à l'aide de nouveaux diagnostics, le comportement du plasma de fusion dans des expériences deutérium-tritium et avec des conditions attendues dans ITER pour préparer le pilotage de ce futur démonstrateur de fusion. La mission a été remplie avec un bon accord entre les prédictions de la puissance de fusion et les observations pour les durées maximales accessibles au JET.

Pour atteindre ce nouveau record, le tokamak européen a subi une transformation profonde, à laquelle le CEA-IRFM a activement participé. En 2011, le carbone composant les parois intérieures du tokamak a été remplacé par du béryllium et du

tungstène, qui absorbent beaucoup moins le tritium que le carbone. JET présente ainsi une configuration plus proche de celle d'ITER permettant ainsi d'obtenir des résultats importants pour préparer les futures expériences d'ITER.



JET Tokamak



Pendant la campagne expérimentale...

### 3.3. Scénario dissipatif par injection contrôlée d'impuretés dans WEST : vers les régimes opérationnels envisagés pour les centrales à fusion

Dans le cadre de la campagne expérimentale de WEST du premier semestre 2023, des plasmas fortement rayonnants représentatifs des conditions d'opération d'ITER et des futures centrales ont été réalisés et maintenus pendant plusieurs secondes.

Les centrales à fusion, reposant sur le concept de confinement magnétique, devront faire face à un défi critique : l'extraction, par la paroi de l'enceinte, des flux de chaleur extrême déposés localement par le plasma. Le projet WEST a pour ambition de tester les matériaux de surface (le tungstène) sous conditions d'opération réelles. Le programme expérimental, développé jusque-là sur le tokamak, avait pour objectif de démontrer un contrôle du plasma sur des temps longs, tout en maximisant le flux de chaleur déposé sur les matériaux du divertor, composant dédié à l'extraction de chaleur. Un exemple de tels scénarios est montré sur les figures 1a et 1b ci-dessous (image de gauche, et traces temporelles bleues sur les graphiques en 1b) : des flux de chaleur de plusieurs mégawatts par mètre carré sont déposés sur le divertor, durant plusieurs dizaines de secondes.

Cela étant, ces scénarios ne sont pas représentatifs des conditions d'opération des futures centrales, ni même d'ITER : les flux de chaleurs envisagés seront d'un à deux ordres de grandeur supérieurs, au-delà des capacités d'extraction des matériaux. Les scénarios envisagés sur les futures centrales reposent sur l'injection de gaz rayonnants qui vont dissiper l'énergie des électrons du plasma périphérique, par émission de photons. Ces photons distribuent le flux de chaleur sur la totalité du mur du tokamak, et non plus seulement sur une petite surface du divertor.

La mise au point d'un tel scénario sur WEST a débuté durant la campagne d'hiver 2023. A partir d'un scénario de référence, une injection d'azote contrôlée a permis d'obtenir un scénario dissipatif stable près de 15 secondes, une première mondiale !

Le flux de chaleur sur le divertor est réduit d'un ordre de grandeur, grâce à l'apparition d'un motif de rayonnement très localisé autour du point-X magnétique de la configuration plasma. Ce motif, déjà obtenu sur d'autres tokamaks sur des temps plus courts, est nommé « X-point radiator ». L'obtention de ce régime sur WEST passe par une bifurcation des conditions plasma autour du point-X : le plasma condense en quelques centaines de microsecondes d'un état chaud (~20eV) et peu dense à un état très dense et froid (~3eV). Une fois la bifurcation établie, ce régime dissipatif peut soit être renforcé par une augmentation de la quantité d'azote, conduisant possiblement à une déstabilisation globale du

confinement (disruption), soit être au contraire affaibli par une diminution de cette quantité d'azote. Dans ce cas, une bifurcation dans l'état chaud et peu dense, sans X-point radiator, prend place. Plus la puissance injectée dans le plasma est importante, et plus la marge de manœuvre est grande : le système est plus résilient à la dissipation lorsque la puissance à dissiper est importante. A partir d'un diagnostic d'interférométrie temps réel, donnant accès à la densité d'électron à proximité du point X, il a été possible de construire un algorithme de contrôle permettant l'entrée dans ce régime dissipatif, puis sa stabilisation sur des temps long. Dans ce scénario, l'injection d'azote et le refroidissement du divertor permettent en parallèle une amélioration significative des performances de confinement. Les ions azote dilués dans le plasma confiné ont pour effet de stabiliser une partie de la turbulence responsable des pertes de chaleur (modes ioniques), conduisant à une augmentation de la température des électrons et des ions deutérium du plasma. En parallèle, le refroidissement du divertor conduit à une réduction significative des sources de tungstène, réduisant de moitié la contamination en ions tungstène du plasma central. S'en suit une réduction des pertes par rayonnement au centre du plasma, et donc une meilleure efficacité de chauffage des particules. Le taux de neutron produits par les réactions de fusion D-D augmente d'un facteur 4 sur ces scénarios.

L'amélioration et l'extension de ces scénarios dissipatifs, à travers une compréhension physique détaillée, sont maintenant un objectif à part entière du programme d'exploitation de WEST.

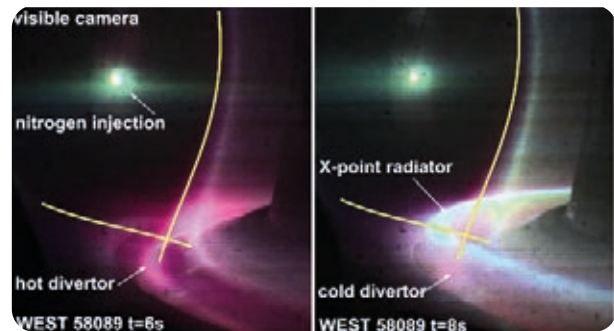


Figure 1a : Vues camera

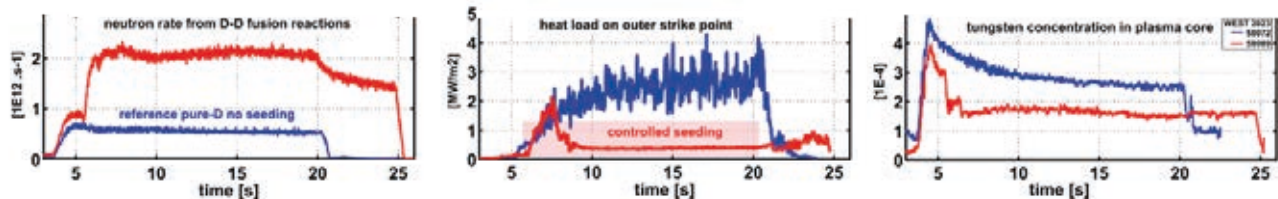


Figure 1b : Comparaison obtenue sur WEST entre le scénario rayonnant (divertor froid, vue caméra de droite et courbes rouges) et le scénario classique (divertor chaud, vue caméra de gauche et courbes bleues)



## 4. Interaction Plasma-Paroi

### 4.1. Première campagne forte fluence pour tester dans WEST les composants du divertor ITER-grade

Dans les dispositifs de fusion, les composants face au plasma (Plasma Facing Components) sont soumis à des chargements thermiques et de particules sans précédent. C'est notamment le cas du divertor, qui est le PFC le plus sollicité dans un tokamak. WEST, qui vient d'être équipé d'un divertor avec des composants de technologie ITER, a mené avec succès une première campagne dédiée à l'évaluation du comportement de ce composant clé soumis à une forte charge de particules.

Le premier divertor d'ITER devrait fonctionner jusqu'à la fin des premières campagnes de DT, ce qui correspond à plus de 2000 heures de plasma sur plus d'une décennie d'exploitation. WEST a récemment été équipé pour sa deuxième phase d'exploitation (WEST phase 2) d'un divertor en tungstène (W) entièrement activement refroidi (figure 1). Ce divertor est doté de la même technologie que celle prévue pour ITER : des éléments face au plasma composés de monoblocs de tungstène (appelés PFU pour « Plasma Facing Unit ») assemblés sur un dissipateur thermique en cuivre, activement refroidi dans les mêmes conditions que celles prévues pour ITER.

Afin d'étudier l'impact d'une fluence de particules élevée (flux de particules intégré sur la durée des plasmas) sur ce composant clé avant l'exploitation d'ITER, une campagne spécifique a été menée dans WEST, en tirant parti de sa capacité à réaliser des plasmas de longue durée.

L'objectif était double :

- ▶ Étudier l'évolution des performances du divertor, en particulier sa capacité d'évacuation de la chaleur,
- ▶ Étudier l'impact d'un divertor soumis à une forte fluence de particules sur les performances du plasma.

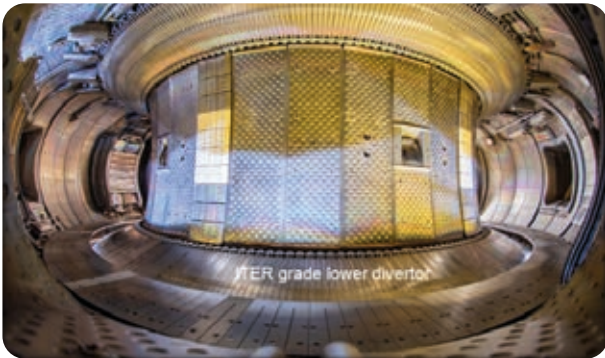


Figure 1 : Le tokamak WEST équipé d'un divertor activement refroidi de technologie ITER

La campagne « forte fluence » a été réalisée au printemps 2023. L'objectif était de cumuler une fluence de plasma pertinente pour ITER sur le divertor en réalisant des plasmas répétitifs d'une durée de l'ordre de la minute (régime de plasma en mode L, courant de plasma  $I_p = 400$  kA, puissance de chauffage additionnelle à la fréquence hybride inférieure  $P_{LH} = 3.8$  MW, densité de plasma  $\langle n_e \rangle = 3.2 \cdot 10^{19} \text{ m}^{-3}$ , durée du plasma ~ 60-70 s, voir la figure 2).

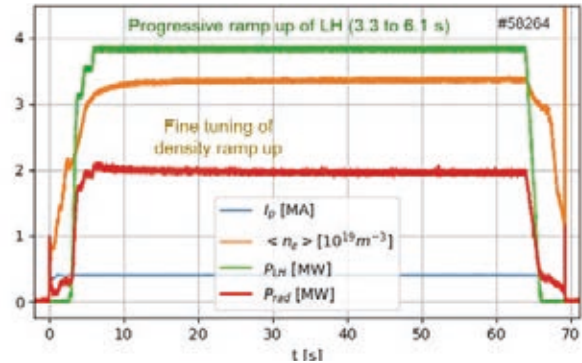


Figure 2 : Paramètres du plasma sélectionnés pour réaliser la campagne « forte fluence » (courant plasma  $I_p$ , densité plasma  $\langle n_e \rangle$ , puissance de chauffage à la fréquence hybride basse  $P_{LH}$ , puissance rayonnée  $P_{rad}$ )

Près de 450 plasmas répétitifs ont été réalisés au cours d'une campagne d'environ un mois, cumulant au total 3 heures de plasma et 30 GJ d'énergie couplée au plasma. À titre de comparaison, une durée cumulée équivalente de plasma prendrait jusqu'à un an dans d'autres tokamaks ne pouvant réaliser que des plasmas de courte durée. Une fluence totale de  $5 \times 10^{26} \text{ D/m}^2$  a été atteinte sur les éléments du divertor en interaction avec plasma (strike-point externe), ce qui correspond à une fluence d'environ 2 plasmas de référence de la phase d'exploitation dite « Pre-Fusion Plasma Operation (PFPO) » d'ITER [1]. La fluence cumulée sur le divertor pendant la campagne « forte fluence » est illustrée à la figure 3.

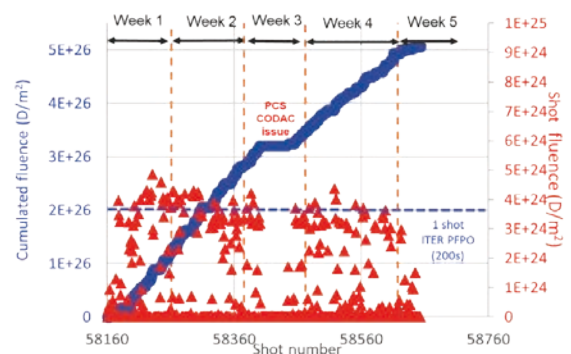


Figure 3 : Fluence cumulée (bleu, échelle de gauche) et fluence des plasmas individuels (rouge, échelle de droite) mesurées sur les composants du divertor de WEST en interaction avec le plasma (strike-point externe) pendant la campagne « forte fluence ». Un problème technique avec le système de contrôle du plasma (PCS) a interrompu la semaine 3, tandis que la progression plus lente de la fluence cumulée à la fin de la campagne est due à la présence d'OVNIs (impuretés métalliques provenant du divertor) qui ont entravé le fonctionnement du plasma. Le niveau de fluence du divertor d'une décharge typique de 200s prévue pour la phase PFPO d'ITER est également indiqué à titre de référence (ligne bleue en pointillés).

#### Références

- [1] R. Pitts et al., « Physics basis for the first ITER tungsten divertor », Nuclear Materials and Energy 20 100696 (2019)

La principale limitation de la campagne a été la pénétration intermittente dans le plasma d'impuretés métalliques provenant du divertor, appelés « OVNI », qui ont considérablement entravé le fonctionnement après environ 2 semaines de plasmas répétitifs. Ils ont été mis en évidence par des pics intermittents de la puissance rayonnée (voir par exemple les traces temporelles de la décharge #58360 après ~2 semaines de campagne à haute fluence dans la figure 4, à comparer avec une décharge propre #58264 dans la figure 2). Une fraction significative des OVNI observés semble provenir du côté à fort champ (HFS) du divertor, où des couches de dépôts épais ont été observées en croissance continue.

La première inspection visuelle du divertor après la campagne « forte fluence » a confirmé la formation de dépôts épais sur le partie HFS (plusieurs dizaines de microns), comme le montre la figure 5. En outre, des dépôts ont également été observés dans les zones ombragées du plasma par le biseau toroïdal du divertor, conçu pour protéger les bords d'attaque des surcharges thermiques de plasma. C'est la première fois que ce type de dépôts est observé sur des composants biseautés de technologie d'ITER, après exposition dans un environnement de tokamak. Contrairement aux dépôts épais et adhérents du côté HFS, ces dépôts ont une structure diffé-

rente, semblable à celle d'une structure en feuille mince, et ont tendance à se délaminer facilement. Bien que le divertor n'ait montré aucun signe de dégradation en termes de capacité d'évacuation de la chaleur pendant la campagne « forte fluence » (comme prévu dans ces conditions de plasma), de fines fissures ont été observées sur la surface supérieure du monobloc dans la zone d'interaction extérieure (« outer strike point »). Cela contraste avec les résultats de la phase 1, où les fissures apparaissaient principalement sur les bords d'attaque exposés des monoblocs. La poussière collectée après la campagne « forte fluence » présente également des caractéristiques distinctes par rapport aux campagnes précédentes, avec un plus grand nombre de flocons de grande taille (~100 microns de longueur).

Cette première campagne à forte fluence a permis d'obtenir un retour d'informations sur la réalisation de plasmas répétitifs, montrant l'importance de minimiser l'érosion et les dépôts sur le divertor. Elle a jeté les bases d'études futures dans différents régimes de plasma, en particulier les plasmas semi-détachés avec injection d'impuretés, comme prévu pour ITER.

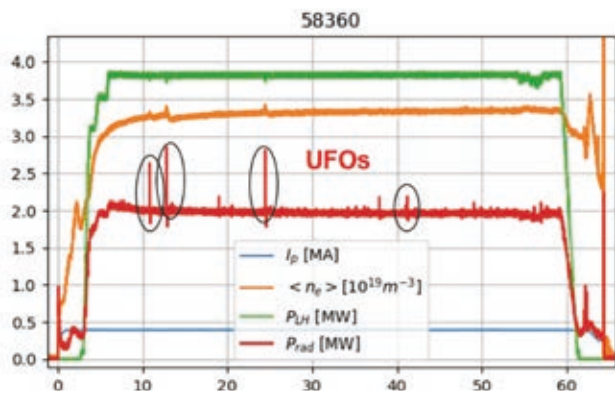


Figure 4 : Illustration OVNI (UFO) détectés lors de la campagne forte fluence, mis en évidence par des pics sur la puissance rayonnée (à gauche) ou observés dans le champ de vision de la caméra visible, à partir du divertor High Field Side (HFS), qui est une zone avec d'épais couches de dépôts (à droite).

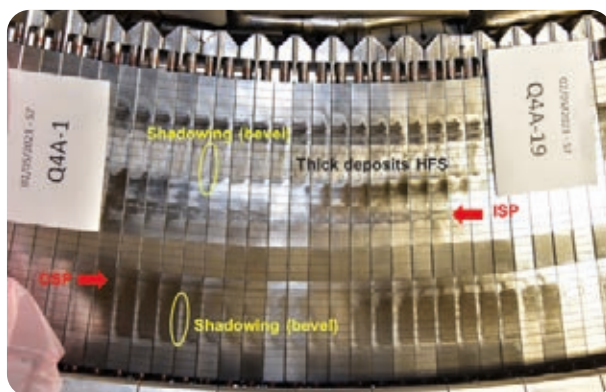


Figure 5 : Inspection visuelle du divertor de technologie ITER après la campagne « forte fluence ». À gauche : photo du secteur Q4A du divertor (PFU 1 à 19), montrant les principales caractéristiques observées après la campagne « forte fluence ». La position du point d'interaction extérieur/intérieur pendant cette campagne est indiquée (OSP/ISP respectivement), ainsi que la position des zones ombragées par les biseaux. Les dépôts épais sur le côté à haut champ (HFS) sont également indiqués. À droite : zoom sur les dépôts de type « feuille mince » trouvés dans les zones ombragées par le biseau toroïdal des éléments de technologie ITER.

## 4.2. Première expérience de fusion du tungstène sur des composants face au plasma de technologie ITER dans WEST

Dans ITER ou les dispositifs de fusion à venir, la fusion de la paroi métallique pourrait se produire en cas de chargement thermique excessif dépassant les limites technologiques ou de défaillance du composant entraînant une limitation de sa capacité d'évacuation de la chaleur. Les conséquences de la fusion du tungstène (W) dans le divertor sur le fonctionnement du plasma sont donc une question hautement prioritaire pour ITER. Une expérience contrôlée et stable de fusion du tungstène a été réalisée pour la première fois dans WEST en décembre 2020. Un bord d'attaque a été délibérément exposé à un flux de chaleur parallèle d'environ  $100 \text{ MW.m}^{-2}$  pendant 5 s, ce qui a permis d'obtenir une phase de fusion d'environ 2 s sans impact notable de la fusion sur le fonctionnement du plasma. La température de surface du composant fondu a été contrôlée par une caméra infrarouge (IR) à haute résolution spatiale ( $0,1 \text{ mm/pixel}$ ) observant la zone de fusion depuis le haut de la machine. L'expérience a été répétée trois fois, ce qui a donné une durée de fusion cumulée d'environ 6 s, entraînant un déplacement de matériau à partir de trois bassins similaires. En cumulant les périodes de fusion, on obtient une profondeur d'excavation d'environ  $230 \mu\text{m}$  suivie d'une bosse de tungstène re-solidifié de  $200 \mu\text{m}$  dans la direction JxB.

Plusieurs expériences ont été menées avec succès dans différents tokamaks (TEXTOR, AUG, JET) pour étudier la fusion répétitive continue ou transitoire du tungstène par des ELMs (« Edge Localized Mode ») sur des géométries spéciales, des surfaces surexposées du bord d'attaque (LE pour « Leading Edge ») ou des surfaces inclinées. Ces expériences ont été réalisées avec du tungstène massif et sans refroidissement actif à la différence des composants de technologie ITER (appelé « Plasma Facing Unit », PFU), et dépendent donc fortement de la température de la surface et de l'historique des plasmas. Aucun impact sur le plasma n'a été observé dans JET malgré une forte augmentation de la source locale de W pertinente avec de l'évaporation, alors que des effets plus néfastes ont été observés sur AUG (éjection de W suivie d'une perturbation du plasma). Les objectifs de l'expérience dans WEST étaient de générer un régime de fusion nouveau et inexploré sur des composants de technologie ITER et de mesurer la température de surface à l'aide de la caméra IR à très haute résolution spatiale [1] pour suivre l'accumulation de matière fondue pendant l'expérience, une caractéristique unique dans les tokamaks actuels.

Pour réaliser la fusion du PFU, une rainure spécifique (figure 1) a été usinée sur un monobloc (PFU7-MB28) situé côté bas champ magnétique du divertor, dans une zone éloignée de la position habituelle du point d'interaction externe. Une configuration magnétique spécifique a été réalisée pour localiser le point d'interaction dans la rainure du MB28. Le réglage fin de la position du point d'impact a été assuré par des contrôleurs magnétiques améliorés et surveillé à l'aide de la caméra infrarouge à très haute résolution (VHR IR) de WEST.

Un nouveau défi à relever a été de détecter le début de la fusion pendant l'expérience avec le système de thermographie IR en raison de l'émissivité de surface ( $\epsilon$ ) du tungstène, qui est faible et varie avec la température. Une modélisation thermique a été réalisée avant l'expérience sur la base des flux de chaleur expérimentaux mesurés dans WEST pour suivre l'évolution jusqu'au point de fusion. Une série de plasma reposant sur un scénario robuste basé sur l'utilisation du chauffage à la fréquence hybride basse (LH pour « Low Hybrid ») a été réalisée, avec un balayage de la puissance LH (figure 2, à gauche). Une fois que l'on s'est approché du seuil de fusion attendu (au-dessus de 4 MW de puissance

LH), la puissance LH a été augmentée étape par étape. L'observation qualitative du déplacement du matériau avec la caméra IR VHR, arrondissant le bord d'attaque initialement droit, a été la première preuve de la fusion. La fusion a été observée à partir des données IR de la VHR pour les plasmas effectués à 5.5 MW (figure 2, à droite). Afin de ne pas modifier le mouvement de fusion W dans les décharges successives et de faciliter l'effort de modélisation ultérieur, la puissance LH a été diminuée dès que la fusion a été confirmée. Après l'expérience, une inspection de l'enceinte a été réalisée à l'aide du bras d'inspection articulé (Articulated Inspection Arm) de WEST, confirmant la fusion du MB28. L'inspection visuelle in situ réalisée à la suite de l'inspection AIA confirme la fusion et son extension sur deux millimètres dans la direction poloidale.

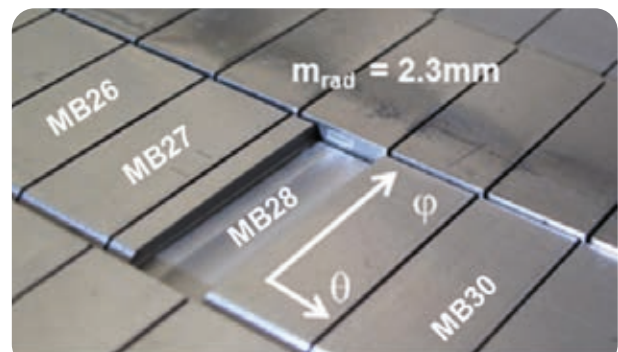


Figure 1 : Image de la gravure usinée sur un composant de technologie ITER pour l'expérience de fusion (PFU7, MB28)

Pendant la fusion, la puissance rayonnée et la teneur en impuretés de tungstène sont restées stables à puissance d'entrée constante, sans impact notable des phases de fusion, et aucune éjection de matière fondue n'a été observée [2]. L'observation qualitative du déplacement du matériau avec la caméra IR VHR, arrondissant le bord d'attaque initialement droit, a été la première preuve de la fusion. La charge thermique issue de l'analyse des données IR VHR a ensuite été utilisée comme donnée d'entrée dans le code MEMENTO (Metallic Melt Evolution in Next-step Tokamaks) pour modéliser la dynamique de la fusion en collaboration avec l'Institut royal de technologie KTH, laboratoire de physique de l'espace et des plasmas (Suède). Les simulations MEMENTO montrent que la

### Références

- [1] M.Houry et al., «The very high spatial resolution infrared thermography on ITER-like tungsten monoblocks in WEST tokamak, » *Fusion Engineering and Design*, vol. 146, pp. 1104-1107, 2019.
- [2] Y.Corre et al., «Sustained W-melting experiments on actively cooled ITER-like plasma facing unit in WEST, » *Physica Scripta*, vol. 96, p. 124057, 2021.
- [3] S.Ratynskaia et al., «Experiments and modelling on ASDEX Upgrade and WEST in support of tool development for tokamak reactor armour melting assessments, » *Nuclear Materials and Energy*, vol. 33, p. 101303, 2022.

température de surface franchit le point de fusion du W peu après 1 s et que le déplacement de la matière fondue pendant le temps d'exposition restant conduit à une déformation finale de l'ordre de 200-300  $\mu\text{m}$ , ce qui est cohérent avec les mesures post-mortem effectuées par microscopie confocale.

La bosse observée de matière fondue re-solidifiée située à côté du cratère de matière fondue excavée est également cohérente avec un écoulement dans la direction  $J \times B$  (vers l'intérieur ici) comme prédit par MEMENTO, où  $J$  est le courant de remplacement généré par l'émission thermoionique. Les mesures recueillies au cours de cette expérience permettent de valider davantage les modèles physiques sous-jacents du code MEMENTO et améliorer sa capacité de prédiction des dommages potentiels causés à la surface par des événements de fusion accidentels en cas d'excursion de température excessive.

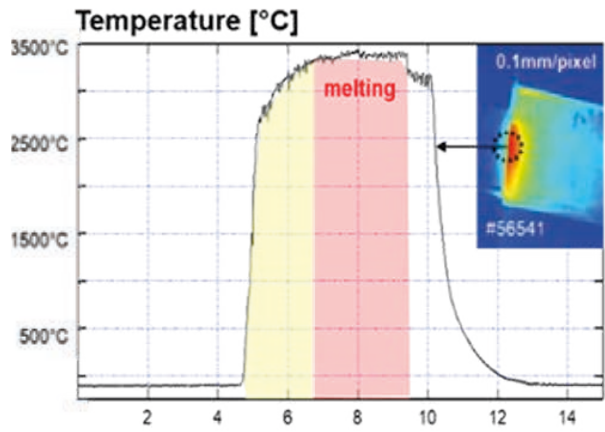
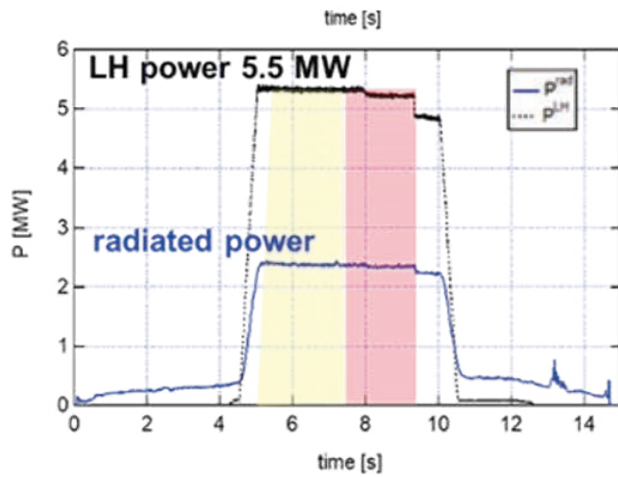
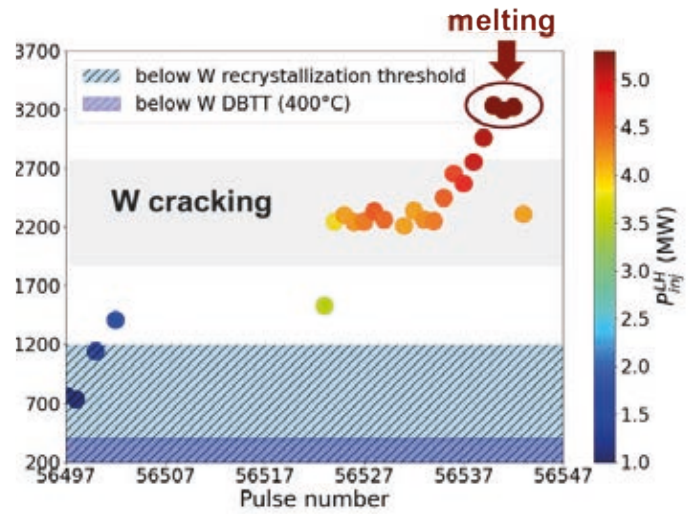


Figure 2: Résumé de la session expérimentale visant à obtenir une fusion du tungstène dans des conditions contrôlées et sûres. A droite, traces temporelles de la puissance et de la température du tungstène pendant l'expérience de fusion (durée de fusion de 2.5 s avec des conditions de plasma stables).

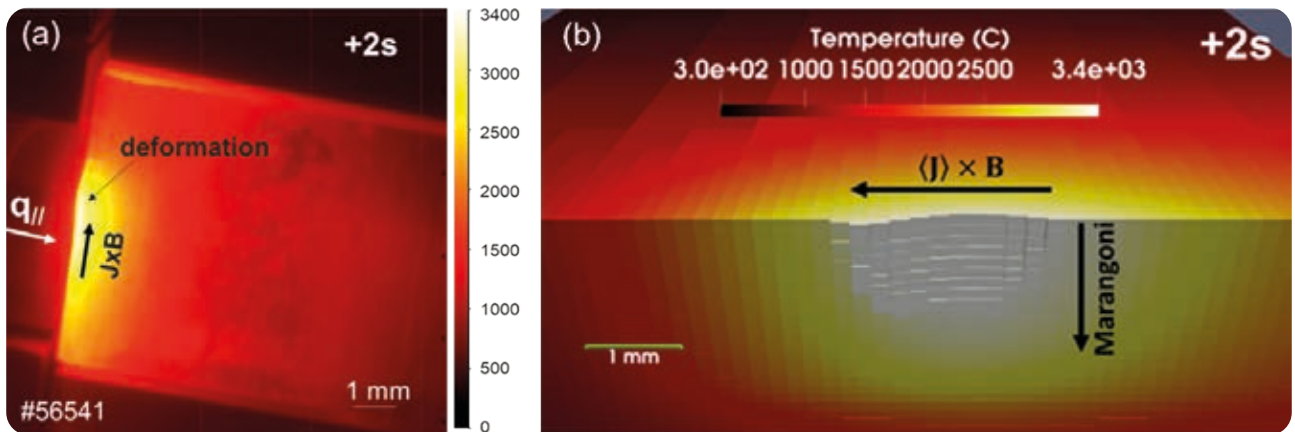


Figure 3: (a) Images IR pendant l'expérience de fusion du tungstène 2s après l'application du chauffage LH. L'arrondi du bord d'attaque est utilisé pour déterminer le moment où la fusion est atteinte. (b) Résultats de la simulation MEMENTO au même moment montrant le déplacement de la matière fondue, le cratère sur la zone d'interaction et la colline à quelques mm de distance dans la direction  $J \times B$ .

## 4.3. Les prédictions de points chauds confirmés expérimentalement dans le tokamak WEST

WEST a démontré pour la première fois en août 2021 la présence de points chauds localisés sur les bords d'attaque des composants en monoblocs de tungstène de son divertor, très exactement là où les situaient les prédictions numériques. Ces observations constituent un résultat important pour ITER qui utilisera le même de type de composants sur son divertor.

Dans les tokamaks, la chaleur est principalement véhiculée le long des lignes de champ magnétique. Les flux de chaleur déposés sur les parois qui interceptent les lignes de champ peuvent être très importants, surtout si l'élément de paroi est perpendiculaire à ces lignes de champ. La conception des composants face au plasma devra prévoir des surfaces le plus rasantes possibles aux lignes de champ. Cependant la réalisation de tels éléments qui doivent être refroidis à l'eau pressurisée impose l'utilisation de « monoblocs », c'est-à-dire de cubes percés. Le trou interne permet l'insertion et le soudage d'un tube de refroidissement. Il s'agit de la solution technique retenue pour le réacteur expérimental ITER. Chaque composant (appelé PFU pour Plasma Facing Unit) comporte ainsi une enfilade de ces monoblocs entre lesquels on doit laisser un espace (appelé « gap toroidal »), qui est presque aligné avec les lignes de champ magnétique (figure 1). Il est donc difficile d'éviter qu'un très fin faisceau de plasma ne vienne impacter la face du monobloc suivant. Il est important de le prévoir par modélisation et bien entendu de valider ladite modélisation. Les études numériques réalisées au CEA ont prédit des risques de fonte locale du tungstène dans les PFUs d'ITER [1].

Afin de tester les composants en tungstène du divertor d'ITER dans un environnement tokamak, des composants du même type (PFU) sont testés sur le tokamak WEST. Composés de monoblocs en tungstène, ces PFU ont progressivement été installés sur un des secteurs du divertor bas pendant la première phase d'exploitation de WEST, en essayant de respecter les spécifications d'alignement vertical et d'aligner au mieux les espacements entre chacun des monoblocs.

Les images des caméras infra-rouge obtenues lors de disruptions pendant l'opération, ont, pour la première fois, montré expérimentalement la présence de points chauds sur la surface des monoblocs, confirmant ainsi les prédictions des études numériques (figure 2). Ces résultats ont été publiés dans le journal Nuclear Fusion [2] et ont été présentés lors de la conférence IAEA en mai 2021.

Les impacts sur les composants ont pu être évalués à la fin des deux dernières campagnes expérimentales (début 2019 et début 2020) lors des opérations de maintenance qui ont conduit à la dépose de certains composants et qui ont ainsi permis l'observation de la surface des monoblocs à l'échelle microscopique.

Ces observations ont permis de mettre en évidence la pénétration de particules chargées dans les espacements entre chacun des monoblocs (gaps toroidaux) des PFUs et leur impact sur les bords d'attaque des monoblocs, conduisant ainsi à la formation de points chauds où se dépose le flux de chaleur. Ces points chauds, appelés aussi 'optical hot spots', ont été observés sur les composants aux bords chanfreinés et non chanfreinés, à la projection magnétique des « gaps toroidaux » des monoblocs situés en amont du flux (figure 3). Ces interactions locales plasma-surface se sont traduites par une modification de surface, avec une fonte locale du tungstène et la formation de fissures sur les monoblocs situés dans la région où le chargement thermique est le plus important (strike points).

Une analyse complète de ces endommagements (volume de matière fondue, étendue des fissures, etc.) lors des analyses post-mortem, est en cours en collaboration avec nos partenaires internationaux, afin de permettre de confronter ces résultats expérimentaux aux modèles.

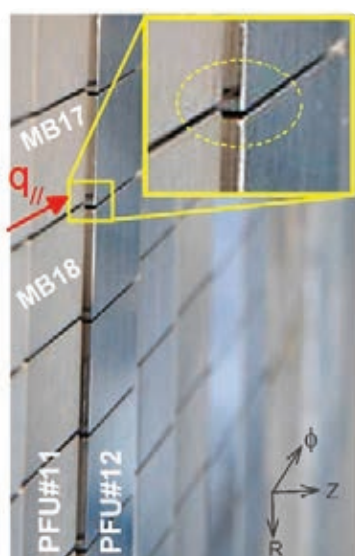


Figure 1 : Vue tangentielle du divertor de WEST montrant les traces d'impact plasma sur les PFU dû au désalignement des espaces entre les monoblocs

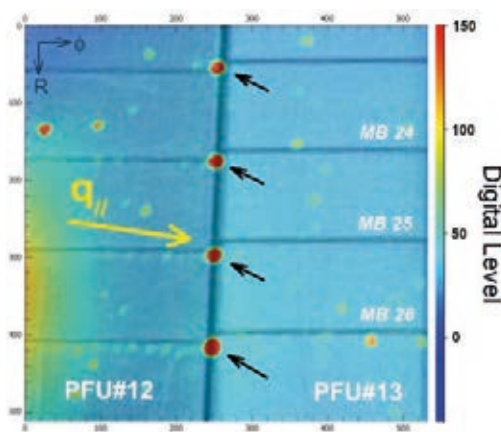


Figure 2 : Image prise par une caméra infra-rouge pendant une disruption montrant clairement la présence de points chauds sur les PFU du divertor de WEST

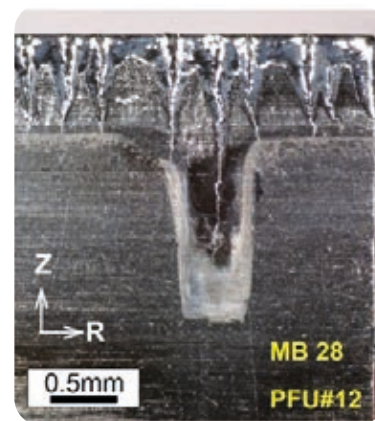


Figure 3 : Fonte locale et fissuration du tungstène à l'endroit des points chauds

### Références

- [1] J.P. Gunn et al. Nucl. Fusion 57, 046025, 2017
- [2] M. Diez et al. Nucl. Fusion 60, 054001, 2020

## 4.4. L'IA pour protéger du plasma les parois des installations de fusion magnétique ?

Les parois face au plasma des installations de fusion par confinement magnétique sont soumises à des flux de chaleur intenses qui peuvent aisément dépasser leurs capacités d'extraction et les endommager gravement. Leur protection en temps réel est par conséquent un enjeu crucial pour le fonctionnement de ces installations. Le CEA développe, sur son tokamak WEST, un système de détection et d'identification automatisées des points chauds par Intelligence Artificielle (IA) pour protéger les parois du plasma.

Dans les installations de fusion magnétique capables de réaliser des impulsions plasma de longue durée, les parois sont recouvertes de composants d'épaisseur centimétrique, constitués d'un assemblage d'un matériau réfractaire (généralement du tungstène) sur un matériau de structure à forte conductivité thermique (généralement un alliage de cuivre) refroidi par de l'eau sous pression. Pour maximiser la production d'énergie des plasmas de fusion, ces composants sont utilisés proches de leurs limites technologiques. L'objectif des systèmes de protection est donc de prévenir ces composants de dommages irréversibles tout en permettant une exploration du domaine opérationnel de l'installation la plus vaste possible. L'IRFM, a mis en place sur son tokamak WEST un système combinant une instrumentation thermique basée sur l'infrarouge, la modélisation du transfert de chaleur et de l'émission photonique, le traitement des signaux et la compréhension de la physique de l'interaction plasma-paroi pour assurer une protection optimisée et contrôlée des composants dans cet environnement métallique.

L'identification et le suivi spatio-temporel permettent d'évaluer le risque et le besoin d'agir. Ainsi une réflexion de lumière infrarouge sur un composant froid correspond généralement à une fausse alarme, et ne devrait pas induire une contre-mesure qui viendrait brider les objectifs de l'expérience.

La protection de la paroi (figure 1) nécessite une réactivité rapide tout en gérant de grandes quantités de données. Il s'agit de réagir en temps réel, en quelques dizaines de milli-secondes, sur l'analyse des caméras infrarouges surveillant la paroi (12 caméras sont actuellement installées sur WEST). En fonction de cette analyse, une stratégie de mitigation peut être déclenchée comme la réduction ou l'arrêt de la puissance de chauffage du plasma, l'éloignement du plasma de la paroi ou encore l'injection d'impuretés dans le plasma pour le refroidir.

L'RFM développe et installe des méthodes avancées combinant l'expertise et les connaissances acquises avec des techniques d'intelligence artificielle, à savoir le modèle Faster R-CNN, un modèle basé sur des réseaux neuronaux convolutifs [1]. A partir de bases de données d'annotations créées par les experts de la surveillance paroi et de techniques d'apprentissage automatique, ces méthodes détectent et identifient des événements dans les scènes thermiques des films infrarouges, permettant leur classification en termes de niveau de risque (figure 2). En parallèle, des approches multimodales sont à l'étude, permettant d'exploiter toute la masse de données produites (films infrarouges, données temporelles issues d'autres capteurs), ainsi que des méthodes injectant de la connaissance physique a priori dans des modèles pour mieux caractériser certains types de dépôt de chaleur par exemple grâce à une décomposition de type Max-Tree pour la classification d'anomalies [2].

En 2023, une première démonstration des capacités de ces techniques a été réalisée, en différé, sur la dernière campagne WEST, montrant une capacité exceptionnelle à la détection et à la reconnaissance des événements, accessible aux experts

quelques minutes après chaque expérience. Cette technique a été testée en temps réel lors de la campagne expérimentale réalisée fin 2023 et ouvre des perspectives prometteuses pour l'exploitation future d'ITER.



Figure 1 : Vue des composants faisant face au plasma dans WEST

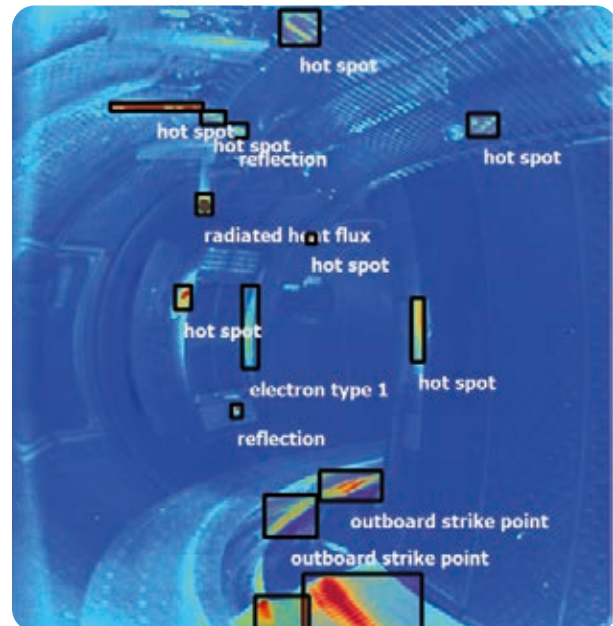


Figure 2 : Image issue de la vidéo de surveillance infrarouge dans l'enceinte du tokamak WEST. Les événements sortant du bruit de fond sont détectés (détourage carré) et identifiés (label juxtaposé) par Faster R-CNN, et suivis dans le temps grâce à l'algorithme SORT (Simple Online and Realtime Tracking).

### Références :

[1] E. GRELIER et al, Fusion Eng. Des. 192 (2023) 113636

[2] V. GORSE et al, Rev. Of Scientific Instruments, Vol. 94, Issue 8 (2023)

## 4.5. Des nanoparticules de tungstène produites par les plasmas de tokamak

Les interactions entre le plasma et les parois des machines de fusion peuvent générer des poussières à partir des matériaux exposés au plasma. Celles-ci peuvent pénaliser l'opération des tokamaks lorsqu'elles pénètrent dans le plasma, en le polluant jusqu'à entrainer éventuellement son extinction. De plus, dans les machines de prochaine génération comme ITER, ces poussières seront tritiées et activées, constituant par conséquent un inventaire radiologique à surveiller. Les étudier dans les machines actuelles est donc essentiel pour comprendre leur formation, leur morphologie, les caractériser et en tirer des enseignements pour les futures installations de fusion. C'est ce qui est fait dans le tokamak WEST, dans le cadre d'une collaboration entre le CEA, le CNRS et l'IRSN.

Dans les machines de fusion, les interactions du plasma avec les parois, mais aussi les phases de maintenance, peuvent produire des micro-débris ou poussières dans la chambre à vide (une poussière est définie comme une matière particulaire d'une taille allant jusqu'à ~1mm).

Dans ITER, les poussières produites seront majoritairement en tungstène, un élément lourd utilisé comme matériau pour ses composants face au plasma. Pendant les expériences, ces poussières peuvent être mobilisées, transportées dans le cœur du plasma pour devenir une source de pollution, avec pour conséquence de dégrader les performances du plasma et potentiellement entrainer son extinction. Elles représentent également un enjeu de sûreté en cas de relâchement accidentel dans l'environnement, car elles seront radiotoxiques. En vue de maîtriser ces risques, l'inventaire de poussières est donc strictement limité dans ITER. Afin de mener à bien cet objectif, il est essentiel d'appréhender au mieux les phénomènes de création de ces poussières dans des conditions aussi proches que possible de celles d'ITER.

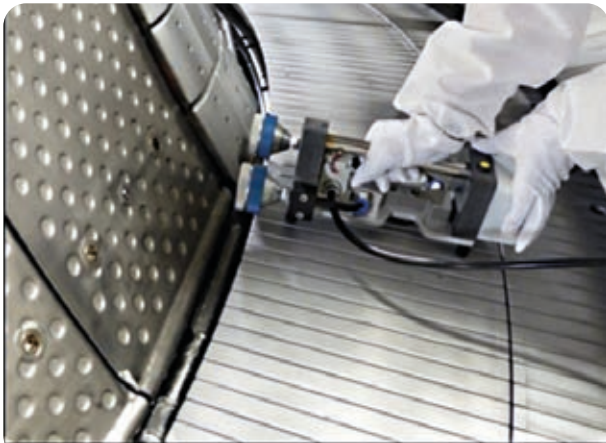


Figure 1 : La "Duster box", mise au point par l'IRSN pour récolter les poussières en environnement tokamak, en action sur les premiers composants en revêtement tungstène du divertor de WEST

C'est dans ce cadre que le CEA-IRFM, le CNRS (laboratoire de Physique des Interactions Ioniques et Moléculaires/PIIM et le Centre Pluridisciplinaire de Microscopie Électronique et de Microanalyse/CP2M à l'université Aix-Marseille), et l'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) travaillent depuis plusieurs années sur des activités de recherche relatives à l'étude du comportement physique et chimique des poussières produites dans les tokamaks, ainsi qu'au développement de systèmes de mesure et de récupération de poussières dans l'enceinte à vide.

Bien qu'une grande partie de ces recherches se déroule en laboratoire et via des codes numériques, le tokamak WEST, opéré par le CEA sur le centre de Cadarache, s'avère un outil

indispensable pour étudier ces poussières dans des conditions proches de celles d'ITER. En effet, les composants face au plasma de WEST sont aussi en tungstène, soit massif soit avec un revêtement de quelques microns. C'est notamment le cas de son divertor, le composant le plus chargé thermiquement dans la machine, qui intègre notamment des composants utilisant la même technologie de monoblocs en tungstène qu'ITER.

Depuis 2017, des prélèvements sont réalisés dans l'enceinte à vide, au niveau du divertor, après chaque campagne expérimentale (et avant toute intervention humaine) dans le but de mieux comprendre les mécanismes de formation des poussières. Deux techniques sont utilisées pour la collecte des poussières : l'une utilisant une « duster box », dispositif conçu et mis à disposition, via une collaboration avec l'IRSN permettant de remettre en suspension et de collecter les poussières présentes <sup>[1]</sup> (figure 1) et la seconde par une technique d'aspiration, via une collaboration avec le PIIM. Les poussières sont ensuite caractérisées par microscopie électronique au CP2M afin de révéler leur morphologie et leur composition chimique et de déterminer ainsi leurs origines possibles. Une analyse est également menée pour estimer la quantité de poussières créée.

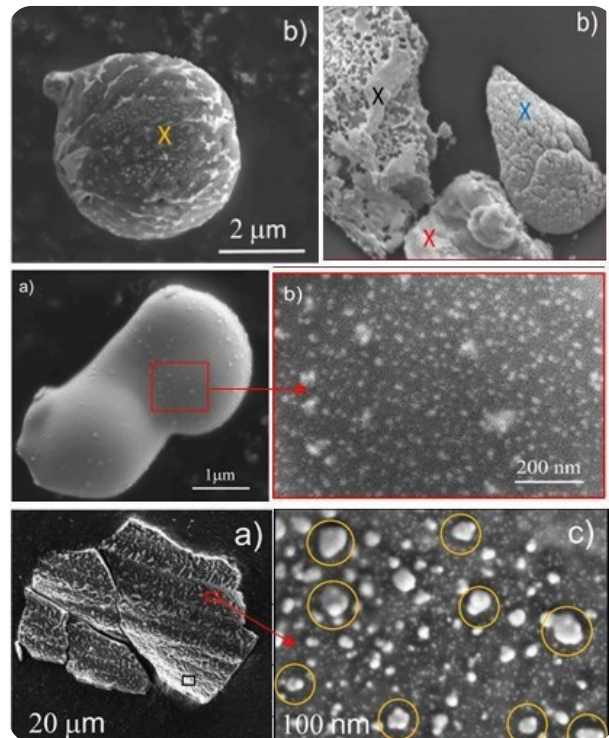


Figure 2 : Exemples de poussières récoltées sur le divertor de WEST. Des nanoparticules, séparées ou agglomérées, sont visibles à la surface de ces poussières

Les résultats de ces études ont été récemment publiés<sup>[2]</sup> et montrent la présence de deux populations distinctes de poussières après la campagne expérimentale de 2020.

La première est dominée par des particules de taille variant de quelques microns à quelques dizaines de microns dont le contenu est généralement à base de tungstène, mais aussi de bore, de carbone et d'oxygène. Ces poussières proviennent de la délamination des revêtements de tungstène, d'émission de gouttelettes de matériaux fondus suite à des charges thermiques intenses ou de la formation de particules de poussière dues à l'érosion des matériaux par le plasma. En outre, des nanocavités ont été trouvées à la surface des poussières de tungstène prélevées après une phase d'opération de WEST avec des plasmas d'hélium. Ceci peut être attribué au piégeage de l'hélium dans le tungstène sous forme de nanobulles, phénomène identifié en laboratoire et retrouvé en conditions tokamak.

La deuxième population de poussières mise en évidence dans cette étude est plus surprenante : il s'agit de nanoparticules

de tungstène (figure 2). Elles ont été trouvées essentiellement à la surface de particules de quelques  $\mu\text{m}$  et peuvent résulter soit de la condensation d'une vapeur sursaturée au-dessus du tungstène fondu, soit d'amas neutres en ions se développant dans des régions de plasma à basse température jusqu'à l'apparition de particules solides.

Ce travail de caractérisation a été réalisé en 2023 suite aux collectes de poussières effectuées durant les premières campagnes expérimentales de WEST (phase I) équipé d'un divertor avec des revêtements en tungstène et se poursuit avec WEST maintenant équipé d'un divertor avec des composants en tungstène massif de technologie d'ITER (figure 3).

L'impact de ces changements sera étudié sur la production et le comportement des poussières.



Figure 3 : Nouveaux composants du divertor de WEST en tungstène massif de technologie ITER

**Références :**

- [1] S. Peillon et al., *Nuclear Materials and Energy* 24 (2020) 100781
- [2] C. Arnas et al., *Nuclear Materials and Energy* 36 (2023) 101471



## 4.6. Première mondiale : irradiation et caractérisation en temps réel de la taille et de la forme des nano-bulles d'hélium dans du tungstène

Dans les dispositifs de fusion magnétique, les composants face au plasma sont soumis à des flux de particules énergétiques constitués d'ions ou d'atomes d'hydrogène (combustible) et d'hélium (produit des réactions de fusion). L'hélium s'implante et s'agrège sous forme de nano-bulles qui vont altérer les propriétés du matériau considéré, comme le tungstène. Afin de mieux comprendre la formation de ces bulles d'hélium dans le tungstène, une expérience d'implantation et de caractérisation en temps réel par diffusion centrale des rayons-X en incidence rasante a été réalisée fin 2023 au synchrotron ESRF (European Synchrotron Radiation Facility) à Grenoble. C'est une première mondiale !

Dans les machines de fusion magnétique comme WEST et ITER, les composants faisant face au plasma doivent résister aux chargements thermiques qui s'exercent sur eux de façon continue ou transitoire. Le divertor, le composant le plus exposé, doit ainsi résister à des chargements thermiques de 10MW/m<sup>2</sup> en continu et 20 MW/m<sup>2</sup> en transitoire. Ces composants sont également soumis à des flux de particules constitués d'ions ou d'atomes d'hydrogène (deutérium-D ou tritium-T, combustibles de la fusion), d'hélium et de neutrons (produit de la fusion D-T) et d'impuretés.

L'hélium bien que peu énergétique (<100 eV) au voisinage du divertor s'implante, s'agrège et forme des nano-bulles sous la surface du composant. La modification de la microstructure par ces bulles, à la fois dans le volume et à la surface du composant, altère les propriétés du matériau face au plasma (propriétés physiques et de rétention de l'hydrogène).

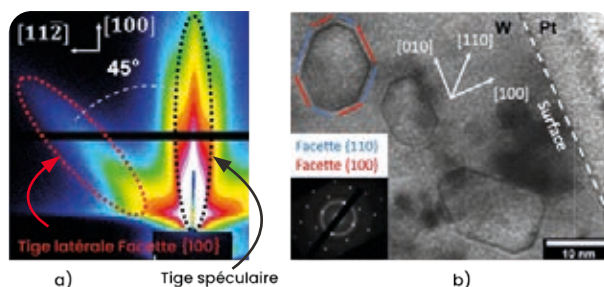
Dans une machine de fusion, les cycles de chargement thermique, les gradients thermiques associés, la chimie de surface des composants (oxygène, bore, hydrogène, etc.) et leur microstructure (polycristallin, défauts cristallins préexistants) rendent la compréhension des mécanismes de croissance et d'évolution des bulles difficile. Ainsi, une approche en laboratoire permettant de maîtriser et d'évaluer séparément tous ces paramètres est nécessaire. Depuis 2021 une collaboration entre le CEA-IRFM, le CINaM (Centre Interdisciplinaire de Nanoscience de Marseille) et le PIIM (laboratoire de Physique des Interaction Ioniques et Moléculaires) a été créée à cette fin.

L'objectif est de mettre en lumière les mécanismes de formation et d'évolution des bulles d'hélium afin de mieux prédire leur présence et effets sur les propriétés macroscopiques. Pour cela, des échantillons de tungstène ont été implantés en hélium et caractérisés en temps réel par diffusion centrale des rayons-X en incidence rasante<sup>[1]</sup> (GISAXS – Grazing Incidence Small Angle X-ray Scattering) au synchrotron ESRF (European Synchrotron Radiation Facility) à Grenoble. En mesurant la diffusion des rayons X et par un traitement adapté des données, cette technique permet de définir la forme et la taille des bulles sur plusieurs millimètres carrés de l'échantillon, à la différence de la Microscopie Electronique en Transmission (MET) donnant une information très locale (~0.1 μm<sup>2</sup>).

Pour dissocier l'effet potentiel de la microstructure sur la compréhension des mécanismes, du tungstène monocristallin est étudié. Les échantillons sont préparés au CINaM afin de contrôler l'état de surface (minimisation de la rugosité et de la contamination de surface).

L'implantation d'hélium est réalisée à l'ESRF sur la ligne BM32 via un canon à ions. L'énergie d'implantation des ions est ainsi

contrôlée et portée à 400 eV ou 2 keV se situant respectivement en dessous et au-dessus du seuil de création de lacune dans le tungstène par l'hélium (~1000 eV). Enfin, la température des échantillons est maintenue constante à différentes valeurs entre la température ambiante et 1000°C (température de surface du divertor d'ITER en condition normale). Cette expérience est une première mondiale. Après implantation, afin de reproduire l'échauffement subi lors des transitoires du plasma, les échantillons sont recuits sous ultra vide jusqu'à 1550°C. L'influence d'un recuit thermique est également suivie par GISAXS in-situ.



Caractérisation d'un échantillon tungstène monocristallin, implanté et recuit. Par GISAXS (a), la tige latérale (pointillés rouge) est provoquée par la diffusion des rayons-X sur la facette {110} à surface de la bulle. Par MET (b), des bulles d'hélium sont visibles en proche surface. Les bulles sont facettées par des facettes {110} (en bleu) et {100} (en rouge).

La figure (a) est un exemple de cliché GISAXS obtenu après le recuit. La tige verticale appelée « tige spéculaire » est liée à la rugosité de l'échantillon. La présence d'une tige latérale indique que la forme des bulles n'est pas sphérique mais facettée. L'inclinaison de la tige avec la verticale permet d'établir l'orientation cristallographique de la facette et ainsi la forme 3D de la bulle<sup>[2]</sup>. On montre ainsi que la forme des bulles facettées est composée de facettes {100} et {110}. Les analyses post-mortem par microscopie électronique à transmission sont en accord avec les résultats obtenus par GISAXS (figure b). Elles montrent également que toutes les bulles présentent les mêmes facettes, indiquant qu'elles se trouvent proche de l'équilibre thermodynamique. Enfin, la largeur des tiges latérales sur les clichés GISAXS est liée à la taille moyenne des facettes qui les ont générées. Par l'analyse des données au cours de l'implantation, la cinétique et les mécanismes de croissance des bulles d'hélium dans le tungstène peuvent alors être déduits par GISAXS.

Ces résultats sont précieux pour définir l'impact de la forme et de la cinétique de croissance des bulles sur la perte des propriétés du tungstène.

### Références :

- [1] G. Renaud, R. Lazzari, and F. Leroy, *Surf. Sci. Rep.* 64, 255 (2009).
- [2] L. Corso et al., *Nucl. Mater. Energy* 37, 101533 (2023).

# IV TECHNOLOGIE DE LA FUSION

## 1. Introduction

Les activités de l'IRFM en terme de technologie sont vastes et se mettent en œuvre sur WEST, ITER et sur le projet de centrale à fusion développée en Europe (projet [DEMO](#)).

La première partie illustre les travaux de R&D réalisés sur les aimants supraconducteurs, principalement en accompagnement de la mise en œuvre de différents composants des aimants d'ITER.

Les activités de développements des systèmes de chauffage par ondes sont illustrées par un point d'avancement sur l'installation du nouveau système de chauffage électronique sur WEST, d'une illustration de la R&D menée au profit du système de chauffage ionique d'ITER et par les tests d'un concept innovant d'antenne pouvant s'appliquer aux futures centrales à fusion.

La conception, la fabrication et la qualification des composants face au plasma activement refroidis sont une des spécialités de l'IRFM. La mise en œuvre de la station de tests à haut flux [HADES](#) est un fait marquant notable de la période concernée, tout comme évidemment la fabrication et l'installation du divertor de WEST équipé de composants de technologie ITER-grade. L'expertise de l'IRFM est aussi appliquée dans le développement de composants face au plasma activement refroidis pour la machine JT-60SA. La conception et les développements de diagnostics sont

illustrés par la mise en œuvre de 3 nouvelles instrumentations sur WEST : des tests de [LIBS](#) dans l'enceinte de WEST via le robot poly-articulé AIA, l'intégration sur WEST de 3 nouveaux diagnostics de mesures de rayonnement X développés en collaboration avec le Princeton Plasma Physics Laboratory et le déploiement de mesures de température par fibre à réseau de Bragg au sein des composants du divertor de WEST. Enfin, ce tour d'horizon des activités « diagnostics » s'achèvera par un point sur un projet phare de l'IRFM, le développement du diagnostic IR/Vis équatorial d'ITER réalisé dans le cadre d'un consortium piloté par l'IRFM associé à un industriel français et 2 laboratoires espagnols.

La maîtrise du cycle du combustible au sein d'une future centrale à fusion est en enjeu important. Les activités de l'IRFM portent sur la modélisation de rétention/diffusion des hydrogènes dans les matériaux associés à des expérimentations en tritium menées en collaboration avec l'Institut Joliot du CEA, le développement de techniques de mesures par LIBS et en accompagnement de l'équipe TBM (Test Blanket Module) d'ITER, des études d'intégration de ces systèmes dans les queusots et zones dédiés d'ITER où l'expertise nucléaire du CEA est mise à profit.

Enfin, les 2 derniers faits marquants illustrent les activités de fond en terme d'ingénieries menées au sein de l'IRFM.



Hall Tore Tokamak WEST

## 2. Aimants supraconducteurs

### 2.1. MIFI : un support multi-expertises aux aimants d'ITER

Avec le projet **MIFI** (Magnet Infrastructure Facilities for ITER), l'IRFM, de par sa proximité avec ITER, ses capacités opérationnelles et son réservoir d'expertises autour des aimants supraconducteurs, accompagne les équipes d'ITER dans la réception, la qualification et les tests de composants des aimants d'ITER.

En 2014, le projet ITER a engagé une grande partie des contrats de fournitures en nature (« in-kind ») auprès des agences domestiques (Domestic Agencies - DA) représentant les pays membres de l'accord ITER. Au cœur de la machine, les aimants supraconducteurs et tous leurs sous-systèmes annexes (instrumentation, jonctions, isolateurs etc...) ont été parmi les premiers à être définis, qualifiés puis lancés en fabrication. Ces aimants mettant en jeu des technologies identifiées comme stratégiques dès le début du projet, leur fabrication a été volontairement répartie sur l'ensemble des partenaires du projet.

À cette époque, donc, ITER Organisation commence à recevoir les premières livraisons de matériels destinés aux aimants, soit à des fins de stockage/archivage, soit pour qualification et validation des propriétés, soit enfin pour initier le travail titanesque d'intégration et de préparation à l'assemblage. Le site ITER n'est à cette époque pas à même d'accueillir les laboratoires et les expertises nécessaires à ces activités. ITER va donc faire appel à l'IRFM, de par sa proximité, ses capacités opérationnelles et son réservoir d'expertise autour des aimants supraconducteurs.



Figure 1 : PF4-CFT d'ITER

En effet, l'IRFM dispose de savoir-faire dans les 4 métiers identifiés comme critiques : Instrumentation et basse-tension / Haute-tension et isolation / Mécanique et assemblage / Matériaux supraconducteurs et Cryogénie. Des laboratoires, des espaces de stockages et surtout des experts sont mis à contribution, en interface directe avec les responsables et les besoins d'ITER, pour une réactivité maximale : le projet MIFI (Magnet Infrastructure Facilities for ITER) était né. Au cours des 8 années suivantes, l'IRFM apportera, à travers MIFI, un support considérable à la réception, à la qualification et au test de composants des aimants d'ITER, avec pour objectif la préparation des gammes d'assemblage. Les faits marquants au cours de cette période sont nombreux, attestant de l'excellente collaboration des équipes CEA et ITER, et nous ne rappellerons ici que des exemples emblématiques :

- ▶ Laboratoire Instrumentation/Basse-tension :  
Qualification de la procédure de brasure sous vide des blocs thermiques pour les capteurs de température des aimants.
- ▶ Laboratoire Haute-tension/Isolation :  
Réalisation de tests Paschen sur les fils d'instrumentation des aimants.
- ▶ Laboratoire Mécanique/Assemblage :  
Développement de la procédure de soudure des jonctions supraconductrices.
- ▶ Laboratoire Matériaux Supraconducteurs et Cryogénie :  
Cyclages thermiques à l'azote liquide (77K) de chaînes d'instrumentation.

De plus, MIFI sera l'acteur majeur de la réception par ITER du PF4-CFT (sous-composant d'une amenée de courant de la bobine PF4 : figure 1), premier grand composant des aimants, fabriqué par le partenaire chinois, et réceptionné par ITER (8x4x2m et -10t) à l'automne 2019.

On notera la très bonne interaction des équipes CEA et ITER, ainsi que des nombreux intervenants extérieurs (sous-traitants ITER, agences domestiques) au sein de cette plateforme technique d'exception.

## 2.2. Les jonctions supraconductrices pour ITER : du concept à la réalisation sur site

*L'IRFM a toujours maintenu une expertise forte dans la conception, le développement et la qualification de jonctions supraconductrices, qui servent à transmettre les courants gigantesques (jusqu'à 70kA) d'un câble supraconducteur à l'autre avec une résistance très basse (de l'ordre de  $1n\Omega$ ). Ce savoir-faire est mis à profit pour développer et tester des jonctions supraconductrices pour ITER et former les futurs opérateurs qui réaliseront l'assemblage de ces connexions sur ITER.*

L'expertise de l'IRFM dans la conception des jonctions supraconductrices a été à l'origine du concept le plus répandu dans les machines de fusion modernes (EAST/JT60-SA/ITER): la connexion Twinbox (figure 1).

En 2019, ITER s'est retrouvé confronté à une difficulté dans le cadre d'une jonction développée par un industriel pour le Solénoïde Central (CS). Le concept initial impliquait une procédure de fabrication très complexe, et les essais électriques montraient une résistance inacceptable, rendant potentiellement impossible l'opération de cet aimant. En collaboration avec ITER, l'IRFM a donc repris la conception du joint, développant un procédé beaucoup plus simple à base d'interface de fils d'indium et de quadrants de câbles Rutherford. Ce concept éliminait à la fois les risques associés à la brasure, et facilitait le transfert de connaissances aux futurs industriels en charge de l'assemblage d'ITER.

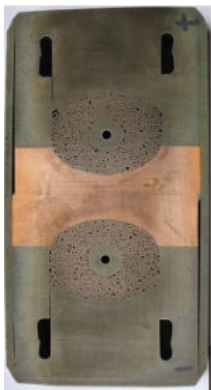


Figure 1: Connexion Twinbox

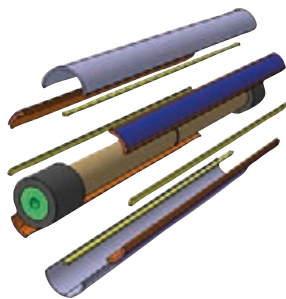


Figure 2: Conception d'un nouveau joint pour le solénoïde Central d'ITER

ITER a ensuite demandé aux experts de l'IRFM de développer une station d'essai permettant de réaliser une mesure de résistance au courant nominal (70kA) et à température cryogénique (4,2K). Elle devait ensuite servir à l'entraînement et à la qualification du personnel en charge de l'assemblage des jonctions réelles de l'aimant sur le site ITER. Cette station, nommée SELFIE (pour SELF FIEld joint test facility), a été développée de 2020 à 2022 (Figure 3), et a fait ses premiers essais en janvier 2022, démontrant sa capacité à tester des jonctions supraconductrices de manière fiable et rapide. Elle utilise notamment un transformateur supraconducteur, composant de haute technologie permettant de créer un courant élevé (70kA) à partir d'une alimentation faible courant (250A).

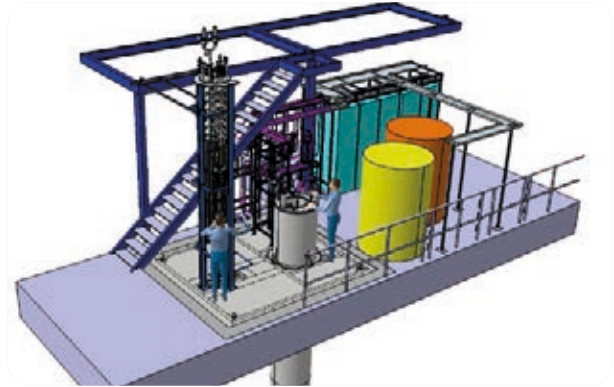


Figure 3: Schéma de la station d'essais SELFIE

En parallèle, l'IRFM concevait et réalisait une maquette d'environnement (CJEM pour CS Joints Environment Mockup), permettant de simuler l'environnement contraint dans lequel devait se dérouler l'opération de fabrication de ces jonctions. Cette maquette permettait aussi de tester et qualifier les outillages de positionnement et manipulation des délicats terminaux supraconducteurs des câbles. Les échantillons prototypes testés dans SELFIE furent donc réalisés dans des conditions très proches des conditions finales sur site ITER.

Au cours de l'année 2023, l'équipe en charge de l'opération de SELFIE a permis la qualification de 3 duos de techniciens d'assemblage à travers le test concluant d'échantillons prototypes de jonctions, afin d'assurer la meilleure formation et qualification possible de ces équipes, seule garantie d'une bonne performance des jonctions réelles. Cette activité s'est brillamment conclue par la participation des experts IRFM à la réalisation sur site ITER de la première jonction supraconductrice du solénoïde central (figure 4).



Figure 4: Assemblage sur site ITER du premier joint coaxial

## 2.3. Le challenge des aimants de DEMO : dimensionnement multi-physique et conducteur prototype

*L'IRFM participe aux activités de conception des aimants supraconducteurs de la machine de fusion DEMO dans le cadre du consortium de laboratoires EUROfusion, en particulier sur des analyses multi-physiques permettant de valider la bonne conception des architectures d'aimants proposées. La dernière itération de conception a permis de mettre en avant une proposition CEA pour les aimants de DEMO qui se base sur les connaissances acquises pendant les phases de développement et qualifications d'ITER et de lancer la fabrication de prototypes qui seront testés dans la station d'essai SULTAN (en Suisse).*

Dans le cadre des études de conception de DEMO réalisées au sein du consortium EUROfusion, les activités liées aux aimants consistent à partir d'une ébauche de machine, fournie par l'équipe centrale en charge de DEMO à proposer un design détaillé pour chacun des principaux systèmes d'aimants : TF (aimant toroïdal), CS (solénoïde central) et PF (aimants poloïdaux). Ces designs doivent s'accompagner des analyses multi-physiques permettant de valider la bonne conception des architectures d'aimants proposées.

En relation directe avec l'ensemble des laboratoires européens participant à ce groupe de travail (ENEA, KIT, SPC, INFLPR...), l'IRFM a défini une séquence de dimensionnement balayant tous les aspects importants des aimants supraconducteurs : design et performances Supraconductrices, Électromagnétisme, Mécanique, Thermohydraulique et Protection. Ces activités incluent notamment du prototypage et des tests de câbles supraconducteurs.

Ainsi, la dernière itération de design a permis de mettre en avant une proposition CEA pour les aimants de DEMO qui se base sur les connaissances acquises pendant les phases de développement et qualifications d'ITER, avec des conducteurs en niobium-étain (Nb<sub>3</sub>Sn) pour le système d'aimants toroïdaux et le solénoïde central, alors que les aimants poloïdaux peuvent être réalisés en niobium-titane (NbTi). Les bobinages sont analysés thermiquement et mécaniquement (figure 1 : le Toroïdal Field Coil - Bobine de champ toroïdal) pour anticiper le fonctionnement en opération et les marges suffisantes.

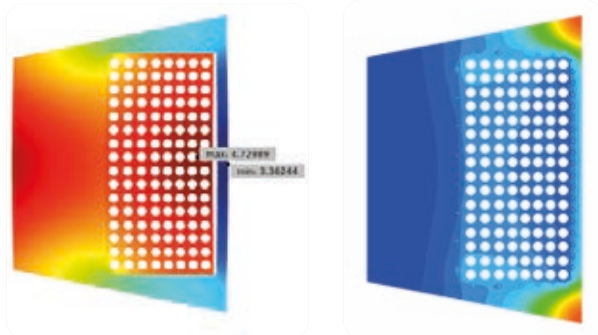


Figure 1 : Simulation d'échauffement des bobines TF

Dans ce cadre, il a été demandé aux laboratoires européens de développer des câbles supraconducteurs prototypes de ceux proposés dans leurs designs d'aimants. Ces câbles sont ensuite testés dans la station d'essai SULTAN (en Suisse) afin de mesurer et vérifier leurs performances.

L'IRFM a ainsi lancé la fabrication d'un échantillon de conducteur représentatif de son design, soit un câble supraconducteur comportant 1750 brins en Nb<sub>3</sub>Sn, permettant de transporter jusqu'à 90kA sous un champ magnétique cible de 12T. Une fois la conception terminée, des essais de câblage ont été réalisés menant à la confirmation des bons paramètres géométriques attendus (taux de compaction, dimensions internes et externes). Deux longueurs prototypes de 4m furent fabriquées afin d'assembler un échantillon de qualification qui sera testé dans la station d'essai SULTAN en 2024. Ce composant est le premier supraconducteur de fusion proposé par le CEA depuis plus de 20 ans, et devrait permettre de valider les choix technologiques des dernières années. L'analyse de ses performances cryogéniques sera aussi une source riche en données scientifiques et techniques pour la communauté de fusion française et européenne.

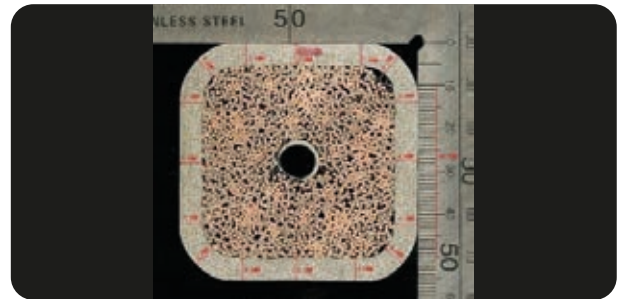


Figure 2 : Prototype du conducteur TF pour DEMO

Plus récemment, l'IRFM a aussi proposé de travailler sur un concept de conducteur pour les couches à fort champ du CS, se basant sur les matériaux innovants de type HTS (High Temperature Superconductors). Le design proposé repose sur un câblage de rubans Rebco, capables de transporter des courants élevés sous un champ magnétique de 20T. L'IRFM ambitionne de développer un prototype de ce type de conducteur dans les années à venir.

### 3. Chauffage Radiofréquence

#### 3.1. Un concept novateur d'antenne radiofréquence pour le chauffage des plasmas de fusion

Une maquette d'antenne **TWA** (**T**ravelling **W**ave **A**rray) a été testée à forte puissance à l'IRFM dans le banc test **TITAN** en mai 2021. Cette maquette est une première étape vers la réalisation d'une antenne TWA pour le chauffage des ions dans un tokamak. La maquette a été testée jusqu'à 2MW pendant 3s (maximum de la puissance du générateur) ainsi que sur des temps plus longs (500kW pendant 60s). Les mesures réalisées sont conformes aux modélisations : l'antenne large bande (10 MHz), nécessite peu de réglages et la tension à l'intérieur est inférieure à celles des antennes conventionnelles pour des puissances similaires, ce qui représente des avantages essentiels pour des antennes de chauffage des ions dans les futures machines de fusion.



Figure 1: Maquette de l'antenne TWA (Travelling Wave Array)

Tout comme une guitare ou un violon, ces antennes nécessitent d'être accordées, c'est-à-dire d'être réglées pour fonctionner à une fréquence spécifique. Les machines du futur comme ITER ou DEMO envisagent également d'utiliser ce type d'antenne. Mais parce que la place disponible est limitée, la densité de puissance demandée augmente et atteint des valeurs à la limite du savoir-faire...

Pour résoudre ce problème, différents concepts d'antennes ont été proposés. Les antennes dites « à ondes progressives » (travelling waves) permettent de réduire cette densité de puissance, au prix d'une surface plus importante devant le plasma (mais elles ne nécessitent pas forcément l'utilisation d'un queusot). Parce qu'elles possèdent plus d'éléments rayonnants qu'une antenne conventionnelle, on s'attend également à ce qu'elles couplent mieux la puissance radiofréquence au plasma. Enfin, ces antennes sont large bande, c'est-à-dire qu'elles sont capables de fonctionner sur une large gamme de fréquences sans réglage et en particulier sans éléments mobiles à l'intérieur de la machine (ce qui est important pour la fiabilité). Malgré ces avantages et parce qu'elles prennent plus de place, ce type d'antenne n'a encore jamais été utilisé pour le chauffage ICRH.

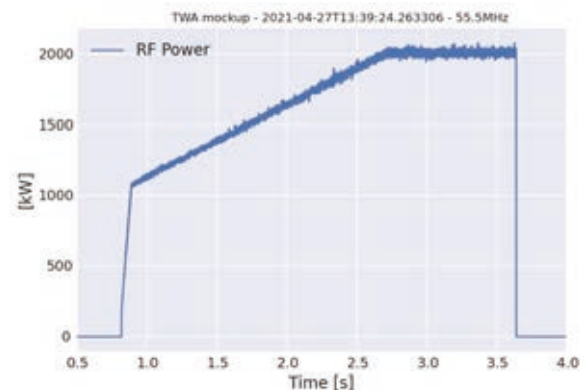


Figure 2: Tests de l'antenne TWA jusqu'à 2 MW

Une maquette simplifiée (plate et non refroidie) d'une antenne TWA (figure 1) a été testée à forte puissance dans le banc test TITAN en mars 2021. Cette maquette a été conçue dans le cadre d'un projet EUROfusion piloté par le laboratoire LPP de l'Ecole Royale Militaire (Belgique) et fabriquée en Chine à **ASIPP**. Assemblée à l'IRFM et insérée dans la chambre à vide de TITAN (figure 3), elle a été testée jusqu'à 2MW pendant 3s (maximum de la puissance du générateur, figure 2) ainsi que sur des temps plus longs (500kW pendant 60s). Les mesures (RF, infrarouge, etc.) réalisées sont conformes aux modélisations : l'antenne est large bande (10 MHz), ne nécessite aucun réglage pendant son utilisation et la tension à l'intérieur est inférieure à celle des antennes conventionnelles pour des puissances similaires. Des avantages essentiels pour des antennes de chauffage des ions dans les futures machines de fusion. Ces résultats positifs et conformes aux simulations permettent dès lors d'envisager la prochaine étape : pourquoi pas une ou plusieurs antennes TWA dans WEST ?

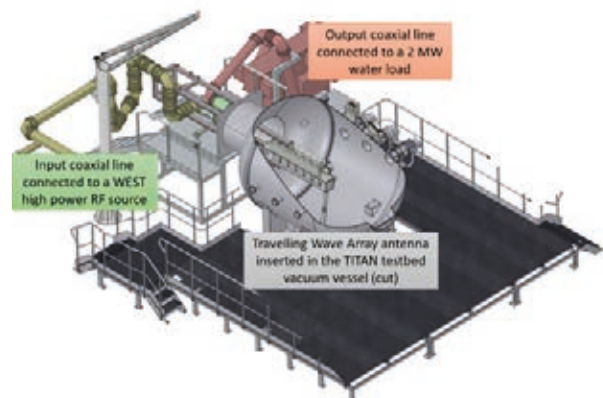


Figure 3: Schéma de l'antenne TWA dans l'installation TITAN

## 3.2. En route vers le futur système ECRH continu de WEST

En 2021, le projet ECRH (Electron Cyclotron Resonant Heating) a été lancé avec pour objectif d'équiper la machine WEST de 3 MW de chauffage à la fréquence cyclotronique électronique à 105 GHz. Ce nouveau système de chauffage va fournir plus de puissance Radio Fréquence (RF) au plasma pour pouvoir transiter en mode H d'une part, et va permettre de baisser la concentration des impuretés lourdes (W tungstène) et les pertes radiatives au centre de la décharge d'autre part. Le système ECRH permettra ainsi d'étendre le domaine opérationnel de la machine.

L'IRFM était équipé, jusqu'en 2011, d'un système ECRH à une fréquence de 118 GHz non adaptée pour WEST avec un émetteur composé de deux gyrotrons et une antenne refroidie équipée de trois miroirs mobiles.

Dans l'objectif de démarrer un nouveau système ECRH le plus rapidement possible et pour optimiser les coûts, l'équipe du projet ECRH a pour mission de :

- ▶ Remettre en état de fonctionnement l'antenne ECRH existante avec ses limites opérationnelles (1 MW/10 s par voie) ;
- ▶ Remplacer les sources RF (3 nouveaux gyrotrons à 105 GHz) et leurs systèmes auxiliaires ;
- ▶ Réutiliser un maximum de composants des lignes de transmission ;
- ▶ Remettre en état le générateur ECRH pour permettre le conditionnement des gyrotrons sur charge et leur utilisation sur plasma.

Depuis le début du projet, les 4 contrats majeurs de fourniture (gyrotrons, aimants supraconducteur, charge HF à eau, composants de ligne) ont été finalisés ou sont en cours d'achèvement. Le premier gyrotron de la série de trois fabriqués par THALES est installé depuis novembre 2023 sur son aimant supraconducteur à KIT (Karlsruhe Institute of Technology, partenaire de WEST). Ce laboratoire est équipé d'un banc de test (figure 1).



Gyrotron TH1511 1MW/1000s

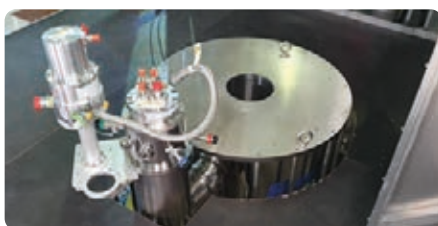


Figure 1 : Composants ECRH en cours de test à KIT

En décembre 2023, le premier gyrotron TH1511 a pu être testé jusqu'à 1 MW durant 3 ms démontrant que les performances RF sont atteintes en impulsions courtes. Les tests en impulsions longues se poursuivent en 2024.

Les transformations du générateur avec l'implantation des composants sont en cours. Des modifications importantes concernant la plateforme elle-même sont nécessaires pour être en conformité avec la sécurité des personnes (réfection du plancher, remise en état des plateformes et passerelles). D'autres transformations concernent les circuits de refroidissement et les systèmes de contrôle commande pour piloter les trois nouveaux gyrotrons. Certains composants comme les cuves et supports qui doivent accueillir les gyrotrons sont en place depuis 2023 sur le générateur (figure 2).



Figure 2 : Composants déjà installés (a) ou qui seront installés sur la plateforme ECRH (b) (c)

Dès que le générateur sera en configuration finale, il sera connecté à son antenne (installée dans le tokamak) grâce à des lignes de transmission de type guide d'ondes circulaires corruguées. L'antenne ECRH a été modifiée et fiabilisée principalement pour le mouvement des miroirs face au plasma qui permettent d'orienter le faisceau RF dans différentes positions. Une troisième voie pilotable en position a aussi été implémentée. Une fois les modifications effectuées, l'antenne a été testée dans un caisson sous vide à 70°C. Suite à la validation du fonctionnement de l'antenne en conditions opérationnelles de WEST, elle a été installée en octobre 2023 dans le tokamak (figure 3).

Les premiers plasmas avec de l'onde ECRH sont attendus pour décembre 2024 avec un premier gyrotron. Une fois les deux autres gyrotrons installés et testés, la puissance ECRH disponible pour les expériences sur WEST atteindra 3 MW en 2025.



Figure 3 : Antenne ECRH montée dans le tokamak avec ses trois voies

### 3.3. R&D pour le développement du système ICRH d'ITER

L'IRFM est impliqué dans des activités de R&D et d'ingénierie en accompagnement de l'équipe d'ITER chargée du développement du système ICRH. Des résultats marquants ont été obtenus en 2022 et 2023 avec la finalisation de la conception de l'écran de Faraday, les tests de contacts glissants, la qualification expérimentale d'une méthode de fabrication innovante pour un élément clé de l'antenne, en parallèle de la conception d'un banc spécifique pour la qualification de composants HF de l'antenne.

Un travail de conception de l'écran de Faraday a été réalisé. L'antenne ICRH d'ITER est composée de quatre modules RF identiques, intégrés dans un port plug complet. Chaque module possède son propre écran de Faraday lui permettant d'être protégé contre le rayonnement du plasma (figure 1). L'écran est un composant activement refroidi proche du plasma soumis à des contraintes sévères de différentes origines (chargement thermique en provenance du plasma, haute fréquence, électromagnétisme, dilatation...). La conception est complexe et a imposé plusieurs itérations avec les phases de calculs et la fabrication pour tenir compte des contraintes d'assemblages multi-matériaux. Ainsi des études hydrauliques, thermiques, électromécaniques et structurelles ont été menées tout au long du projet pour converger vers une conception validée par ITER Organization en 2023.

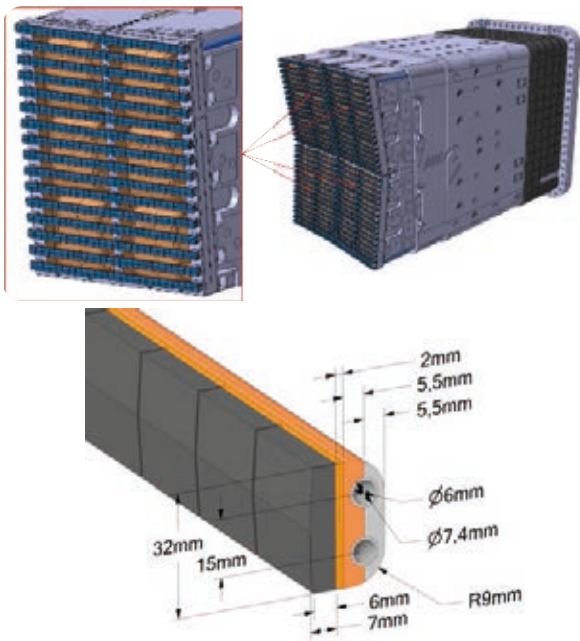


Figure 1: (Haut) Antenne complète et son écran en face avant, (bas) section d'un barreau de l'écran composé d'un assemblage Be/CuCrZr/Inox.

L'antenne ICRH d'ITER comporte des contacts électriques radiofréquences dits « glissants ». En découplant certaines parties de l'antenne, ils facilitent la phase de montage d'une part et d'autre part, lors des phases de conditionnement à 250°C ou d'opération, ils permettent la dilatation thermique de la ligne de transmission. L'IRFM a conduit des tests HF sur deux types de contacts électriques radiofréquences fournis par ITER Organization. Ces tests ont eu lieu à 63 MHz, sous vide et à 90°C, avec comme objectif d'atteindre un courant de 2,5 kA sur des durées de 3600 sec. Ils ont été réalisés sur un résonateur radiofréquence dédié mis en place à l'IRFM (figure 2).

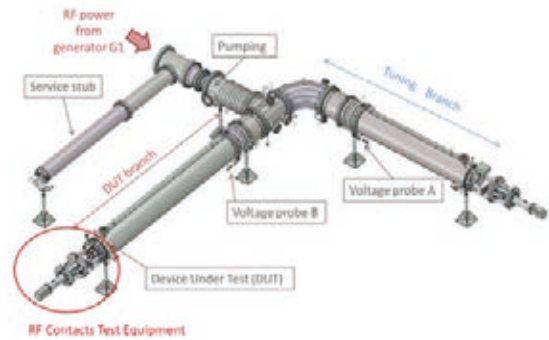


Figure 2: Résonateur dédié aux tests de contacts RF.

Les résultats ont permis d'écarter les concepts qui n'ont pas obtenus les performances requises au profit d'un concept développé par ITER Organization qui a été testé avec succès et jusqu'à 2kA sur 10 s et 1,5kA sur 3600 sec (figure 3).



Figure 3: Contacts RF après test à 1.5 kA/3600 s

ITER Organization a confié à l'IRFM la conception et la réalisation d'un résonateur pour le test des fenêtres étanches de l'antenne. La difficulté réside à reproduire leurs conditions sévères d'environnement (sous vide d'un côté, sous pression de l'autre, pour des températures de fonctionnement de 90°C et des température d'étuvage de 240°C). De plus, il existe deux types de fenêtre (avant et arrière), dont les dimensions et structures sont différentes (figure 4). Les fenêtres devront être testées pour des conditions de tension maximale ou de courant maximal imposant que le résonateur soit configurable pour quatre tests différents (figure 5).



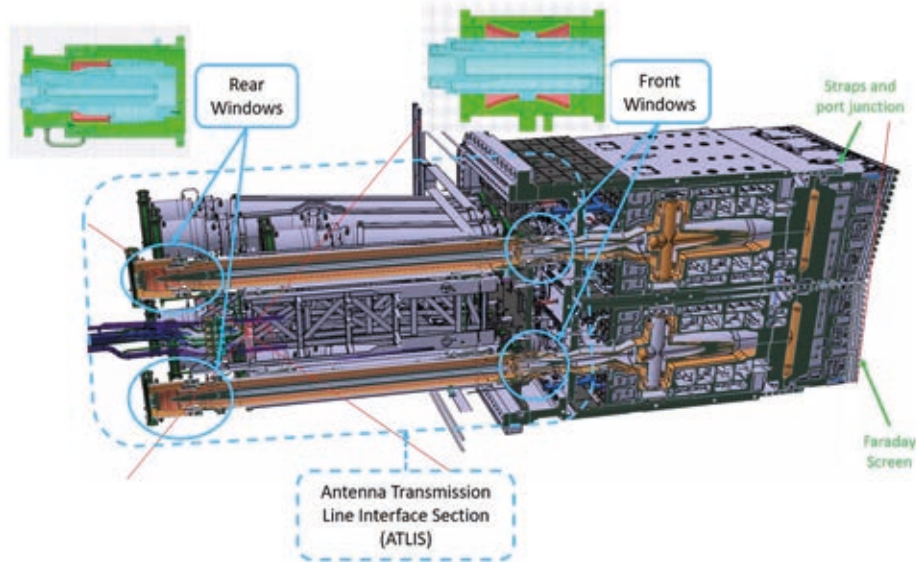


Figure 4: Antenne ICRH et ses fenêtres arrière et avant



Figure 5: Vue de résonateur en configuration fenêtre avant et test en tension maximale

La conception du résonateur s'est finalisée en fin 2023 et a directement été suivie par les activités de fabrication. La livraison du résonateur devrait intervenir fin 2024 ou début 2025.

Une dernière activité a été de tester un prototype de strap fabriqué en impression 3D. L'impression 3D se justifie par la complexité du composant et en particulier de son système de refroidissement. Le strap est notamment parcouru par un réseau de canaux de refroidissement (type capillaire) qui ne peuvent pas être réalisés par des méthodes de chaudronnerie classique.



Figure 6: Ensemble des canaux de refroidissement du strap.

Le premier test a consisté à faire des essais de fuite sous He avec des cyclages thermiques pour vérifier l'intégrité du composant et surtout sa capacité à tenir la pression d'eau.

L'objectif du second test était de valider la tenue mécanique de ce prototype dans les conditions de chargement thermique nominal en opération (1000 cycles à  $0,35 \text{ MW/m}^2$ ). Sur les antennes d'ITER, les straps sont situés derrière l'écran de Faraday des barreaux horizontaux activement refroidis. Pour cela, la plateforme de test à haut flux de l'IRFM (HADES), basée sur une source de type canon à électrons, a été mise à contribution.

Pour simuler la présence des barreaux d'écran de Faraday, le canon à électrons d'HADES a été configuré pour réaliser ces bandes de flux de puissance (figure 7).

Les tests ont permis de conclure que le strap conserve sa capacité d'extraction de puissance au cours du cyclage thermique dans les conditions de fonctionnement normales.

La suite des activités concernera les tests des fenêtres de l'antenne ICRH avec le banc conçu à cet effet, prélude à des potentiels tests sur un prototype d'un quart d'antenne complet dans un caisson sous vide à l'IRFM.

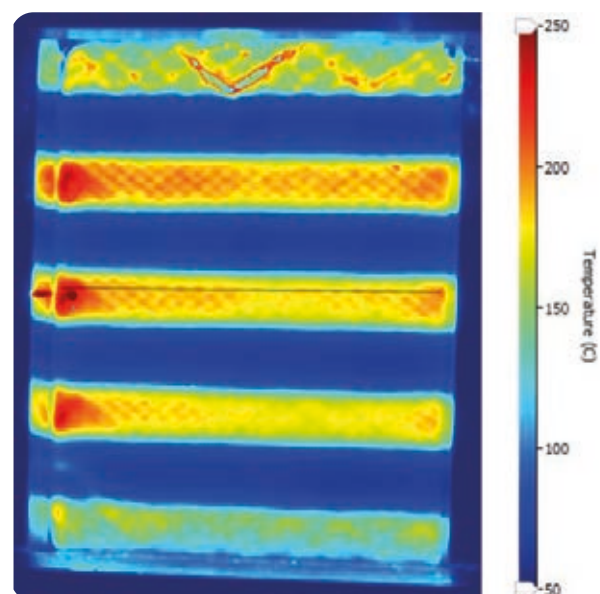


Figure 7: Exemple de distribution de température sur la face avant du strap lors du test HADES

## 4. Composants face au plasma

### 4.1. Premiers faisceaux sur HADES

L'IRFM a mis en service le 13 octobre 2020 une plateforme de tests à haut flux, HADES, pour High heAt LoAd tEST facility, basée sur une source de type canon à électrons. L'objectif de cette installation unique en France est de permettre le développement et la caractérisation de matériaux, composants et instrumentations en environnement extrême.

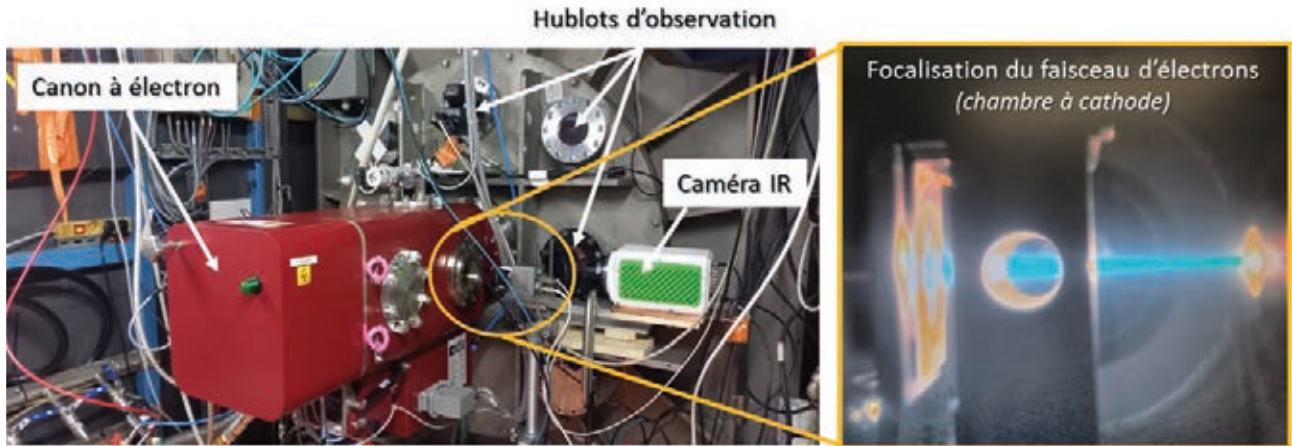


Figure 1: Canon à électron à forte puissance d'HADES

Le projet HADES a été initié mi-2017 avec, dans un premier temps, le transfert à Cadarache, le remontage et la remise en service à l'IRFM des principaux sous-systèmes issus de la station de tests à haut flux FE200 localisée au Creusot. Ce projet faisait suite à la décision d'AREVA, fin 2016, d'arrêter l'opération de cette installation cofinancée par le CEA et FRAMATOME dans les années 90.

Cette première phase achevée, il s'agissait de compléter ces sous-systèmes, notamment une chambre à vide > 8 m<sup>3</sup>, une boucle hydraulique pressurisée, des diagnostics dédiés et un système de contrôle commande, par l'approvisionnement d'un canon à électrons (plug & play) à forte puissance (150

kW Max.) et son interfaçage à ces sous systèmes existants ainsi qu'aux infrastructures disponibles à l'IRFM.

Cette phase ultime consistait à la mise en conformité des différents sous-systèmes dans l'environnement du canon (armoires d'alimentations HT, refroidisseur canon, pompage vide canon, câblage, armoire de contrôle commande du canon, etc...), le branchement du canon proprement dit (figure 1), la connexion au réseau électrique et le raccordement à la Boucle d'Eau Décarbonatée (BED) de l'IRFM. Elle devait se terminer par des tests dédiés sur un composant face au plasma activement refroidi.

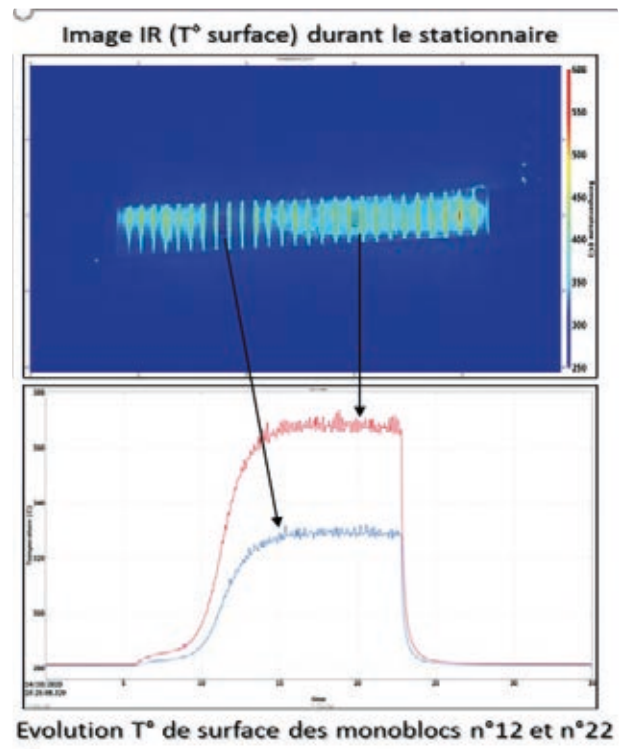
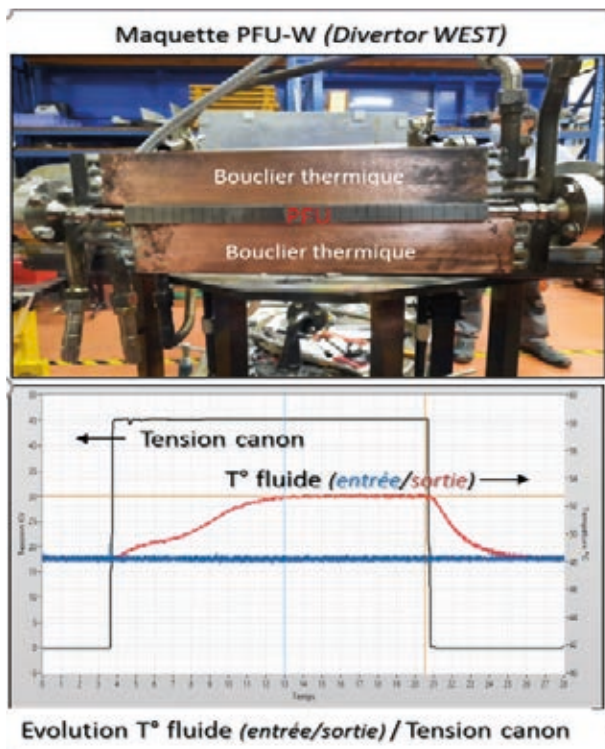
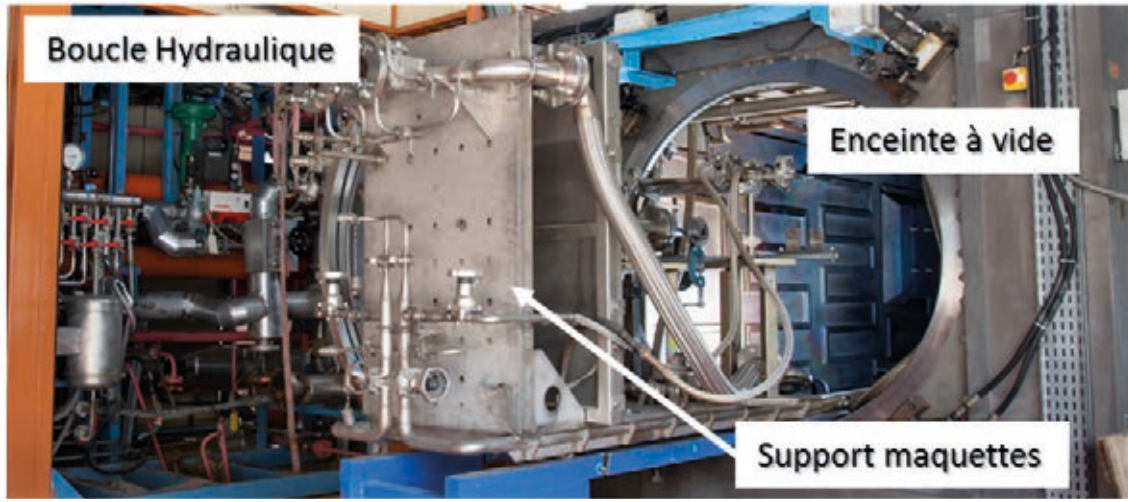


Figure 2: Tests fonctionnels du canon à électrons d'HADES sur un composant PFU-W (divertor WEST phase II)

Les tests fonctionnels de réception ont ainsi été réalisés sur un composant PFU-W eprésentatif du nouveau divertor tungstène de WEST (figure 2) avec notamment une montée en puissance progressive maîtrisée jusqu'à la puissance Max. (150 kW incident). La recette du canon a été prononcée le 13 octobre 2020 et la mise en service de la plateforme HADES a suivi, sous le contrôle de l'APAVE et du Service de Protection des Rayonnements du CEA, le 15 octobre 2020.

Cette mise en service a permis le lancement des premiers tests de réception des PFU ITER-like du divertor de WEST (phase II) et de qualification des maquettes prototypes du divertor de DEMO (EUROfusion).

HADES, avec ses caractéristiques techniques (figure 3), dote l'Institut d'une installation unique en France dédiée au développement et à la qualification de matériaux, composants et instrumentations en environnement extrême (vide, haute température, haut flux thermique).



**Boucle Hydraulique**

**Enceinte à vide**

**Support maquettes**

**Canon à électrons :**

- ▶ Puissance : 150kW (45kV)
- ▶ Flux de chaleur : 1-50 MW/m<sup>2</sup> (tests en fatigue) Jusqu'à 1GJ/m<sup>2</sup> (simul, disruptions)
- ▶ Système avancé de balayage : 10 kHz +/- 25°
- ▶ 0,1s à 6000s

**Enceinte :** 8m<sup>2</sup>

**Boucle de refroidissement (eau) :**

- ▶ Pression jusqu'à 35 bar
- ▶ 50 à 230°C
- ▶ Débit : 6kg/s

**Diagnostics :**

- ▶ Camera infrarouge 3-5µm
- ▶ 2 pyromètres (300-3300K), 1 pyro-réfectomètre, 1 pyromètre bicolore
- ▶ Acquisition en temps réel & système de contrôle commande
- ▶ Calorimétrie, débitmètres, jauges pression, thermocouples etc.

Figure 3 : Boucle hydraulique & Enceinte à vide avec support des maquettes à tester. Spécifications principales de l'installation HADES

## 4.2. WEST s'habille en monobloc

Principal composant face au plasma du tokamak WEST, le divertor tungstène (W) activement refroidi, basé sur une technologie analogue à celle du divertor d'ITER a été installé en septembre 2021 dans l'enceinte à vide de la machine. Ce jalon très important, atteint grâce à un effort à la fois collectif et collaboratif, ouvre ainsi la voie à une exploitation de WEST sur des temps longs (jusqu'à 1000s) avec des niveaux de flux de chaleur importants ( $> 10 \text{ MW/m}^2$ ) pour notamment, le test de ces composants face au plasma de type ITER en environnement tokamak.

WEST s'est doté d'un divertor en tungstène massif activement refroidi (figure 1). La fourniture (fabrication et tests de contrôles associés) de ce composant complexe (multi-matériaux), présente une grande similarité avec le divertor d'ITER.

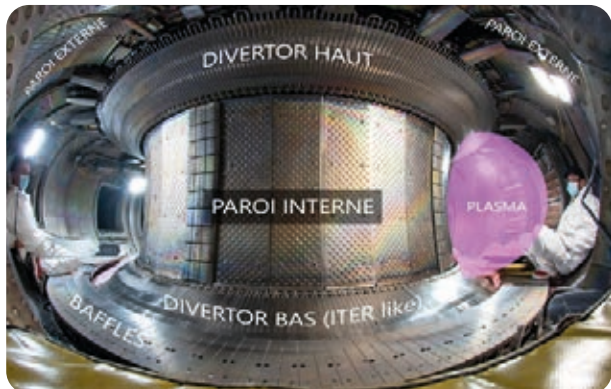


Figure 1: Vue de l'intérieur de la chambre à vide du tokamak WEST avec ses différents composants face au plasma

Il repose notamment sur le concept monobloc avec des techniques d'assemblages spécifiques ayant fait l'objet d'un développement sur plusieurs années en Europe. Il utilise ainsi le W comme matériau face au plasma et un alliage de cuivre renforcé (CuCrZr) comme matériau de structure refroidi. L'assemblage nécessite un matériau inter-couche (cuivre doux) permettant d'accommoder les dilatations différentielles (figure 2). Le divertor W complet de WEST, dit « ITER-like divertor » est composé de 456 composants activement refroidis (appelés : Plasma Facing Units – PFUs), équipés chacun de 35 monoblocs de tungstène qui sont assemblés sur des secteurs de  $30^\circ$  (38 PFUs par secteur – Figures 3a et 3b).

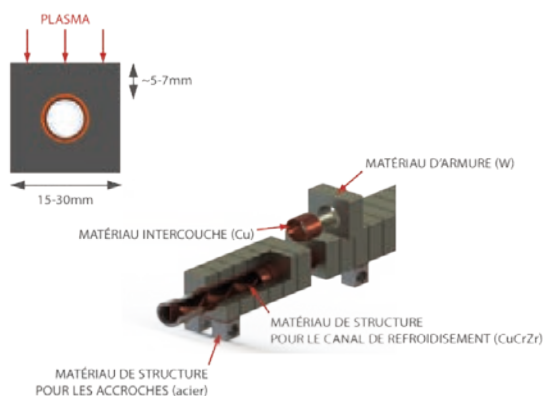


Figure 2: Composant face au plasma activement refroidi de type monobloc

La majeure partie de cette production industrielle (à savoir 456 PFUs, soit près de 16 000 blocs de tungstène au total), a été réalisée par la compagnie AT&M (Chine), avec l'appui du laboratoire chinois ASIPP dans le cadre de la collaboration commune CEA-Chine (SIFFER, Sino French Fusion Energy center). Quelques composants, fournis par l'agence domestique européenne Fusion for Energy (F4E), ont aussi été mis à disposition par ITER Organization, dans le cadre de l'accord de collaboration entre l'organisation internationale et le CEA.

Cette production d'envergure, en amont de celle d'ITER, a d'ores et déjà permis d'apporter de nombreuses informations pertinentes sur la fabrication en série d'un tel composant (optimisation, standardisation, tolérances, statistiques, etc...) qui constitue autant d'éléments clés pour optimiser la fabrication du divertor d'ITER tout en minimisant les risques inhérents et à l'opération d'ITER équipé d'un divertor « full tungsten »\* refroidi.



Figure 3a: Plasma Facing Units (PFU) assemblés sur un secteur  $30^\circ$

Ainsi, le tokamak WEST, doté d'un divertor tungstène activement refroidi de type ITER largement instrumenté (sondes de Langmuir, mesures de température par fibres optiques à réseaux de Bragg (Fiber Bragg Grating – FBG) et thermocouples), peut fonctionner avec des décharges plasma longues durées (jusqu'à 1000s) dans des conditions de charges thermiques proches de celles d'ITER, et permettre d'en apprendre beaucoup sur l'intégration de ce type de composant dans un tokamak, la résistance aux flux de chaleur intenses ( $10^{20} \text{ MW/m}^2$ ) stationnaires combinés à des flux transitoires, la compatibilité entre le tungstène et les performances plasma, ainsi que les effets de synergie des diverses sollicitations représentatives d'un environnement tokamak.



Figure 3b: le secteur une fois installé dans WEST

\*On notera que, le divertor complet d'ITER sera composé de plus de 2000 composants activement refroidis soit près de 300 000 blocs de tungstène assemblés sur des tubes en CuCrZr. Le passage à la production industrielle du divertor d'ITER est ainsi un défi en soi au regard des exigences demandées (performances, tolérances, etc...).

### 4.3. Le CEA, coordinateur d'activités de R&D sur le futur divertor de JT-60SA

Le tokamak JT-60SA, a été conçu, financé et construit par l'Europe et le Japon sur le site de Naka (Japon), avec une importante contribution française, dans le cadre de l'accord « approche élargie (Broader Approach - BA) » lancée en parallèle des accords pour la signature du site ITER à Cadarache. Depuis 2021, le CEA a pris la responsabilité des activités de R&D pour les composants de première paroi les plus sollicités : les éléments du divertor de ce tokamak supraconducteur, le plus grand jamais construit avant ITER.

Le CEA a été un acteur majeur dans la construction du tokamak JT-60SA au Japon, fournissant la moitié du système magnétique supraconducteur toroïdal, l'usine cryogénique et des alimentations électriques. JT-60SA a pour objectif d'être une machine en support de l'exploitation d'ITER et de contribuer aux recherches pour la conception d'une future centrale à fusion. Les composants de première paroi faisant face au plasma font partie des éléments clés des tokamaks. JT-60SA commencera ses expériences avec un divertor constitué d'un assemblage graphite sur un alliage de molybdène (TZM) pour ensuite évoluer vers une technologie à base de tungstène, dans une configuration comparable à celle d'ITER. L'agence européenne F4E (Fusion For Energy) est responsable de la conception, la fabrication et l'assemblage des éléments de ce divertor (figure 1).

En 2021, le CEA a pris la responsabilité des activités de R&D réalisées dans le cadre du consortium EUROfusion pour les éléments du divertor de JT-60SA. En 2022 et 2023, les tests de qualifications (tests à hauts flux thermiques sur la plateforme HADES de l'IRFM) de maquettes représentatives n'ont pas été concluants, malgré les modifications successives de design et des différentes méthodes d'assemblage (TZM/Acier 316L, TZM/graphite). F4E poursuit les efforts de conception pour trouver une solution technique compatible avec les chargements thermiques attendus. En parallèle, le CEA assure la coordination technique du projet visant à développer

(conception, qualification) le concept des cibles du futur divertor en tungstène de JT-60SA. Pour répondre au besoin, des technologies innovantes (fabrication additive, matériau face au plasma à haute performance...) sont évaluées au regard de l'amélioration des performances (tenue en fatigue sous des flux thermiques supérieurs à 15 MW/m<sup>2</sup>, tenue lors d'événements énergétiques de l'ordre du GW/m<sup>2</sup> pendant quelques ms...). Ainsi en 2022/2023 un premier concept basé sur la géométrie hypervapotron a été modélisé et optimisé, sur un matériau CuCrZr (figure 2). Des maquettes basées sur ce concept seront fabriquées en 2024 par fabrication additive (laser sur lit de poudre), puis testées et qualifiées sous chargement thermique (HADES).

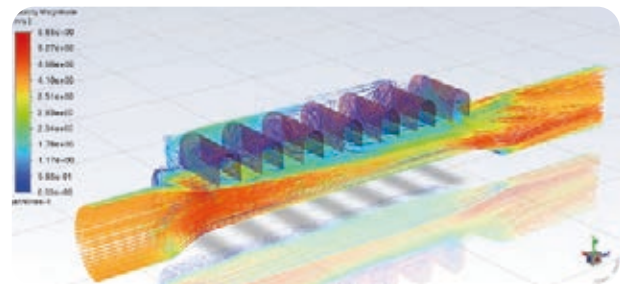


Figure 2 : Lignes de courant et vitesse fluide sur une géométrie type hypervapotron – modélisation fluide CFD

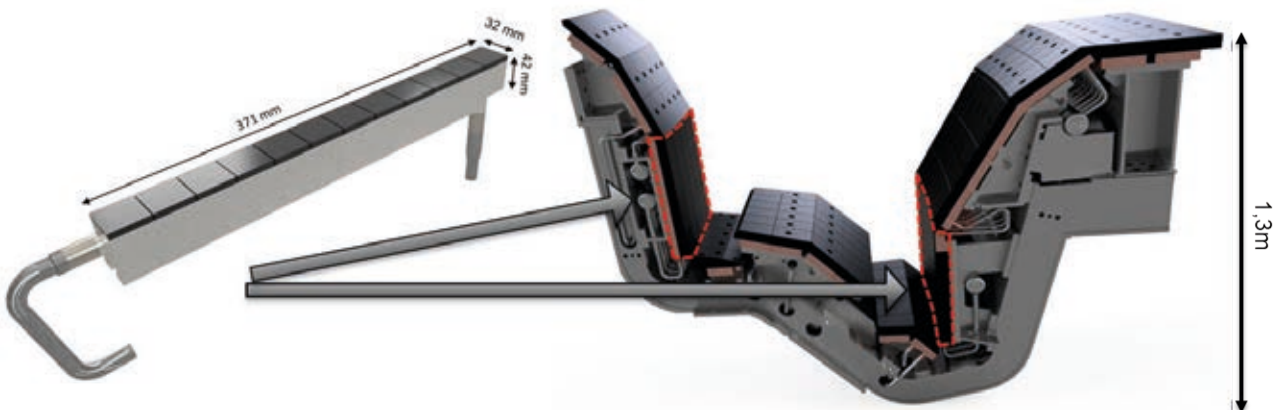


Figure 1 : (Gauche) Composant du divertor en carbone (Sources F4E) ; (droite) Secteur du divertor de JT-60SA

## 5. Diagnostics

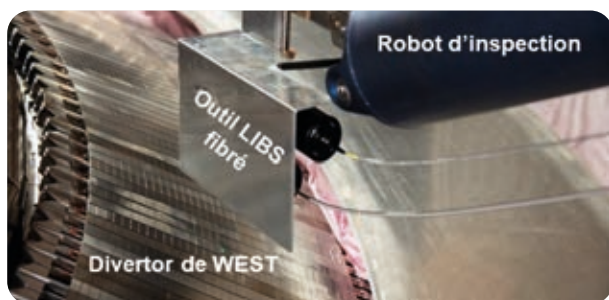
### 5.1. Des tests LIBS fibrée dans le tokamak WEST : une première mondiale pour la fusion

La technique LIBS (*Laser-Induced Breakdown Spectroscopy*) fibrée a été testée pour la première fois en janvier 2022 dans la chambre à vide d'une machine de fusion par des équipes du CEA (IRFM et DPC - Département de Physico-chimie de la Direction des énergies) et du CORIA<sup>[1]</sup>, grâce au soutien du Programme CEA Transversal de Compétences Instrumentation et détection (projet EXLIBRIS). Installé sur un robot d'inspection à bras articulés (AIA - Articulated Inspection Arm), l'outil LIBS muni d'une fibre transportant la lumière laser incidente et celle émise lors de l'interaction du faisceau avec le matériau étudié va permettre de caractériser l'ensemble des surfaces internes et de suivre leur évolution lors de l'exploitation de la machine.

Lors de l'opération d'une machine de fusion, il est important de connaître la composition des surfaces en interaction avec le plasma. La surface de ces composants face au plasma (ou CFP) est en effet amenée à évoluer (érosion, oxydation...) modifiant les conditions d'interaction. Sur ITER, on cherchera en plus à déterminer :

- ▶ la concentration en tritium des CFP afin de suivre l'inventaire tritium au sein de l'enceinte d'ITER qui sera limitée,
- ▶ la présence de bulles d'hélium dans les CFP, l'hélium provenant de l'interaction des neutrons de fusion avec les matériaux ou de la désintégration du tritium piégé dans les CFP. Les bulles d'hélium dégradent les propriétés thermomécaniques des CFP conçus pour évacuer des flux thermiques élevés ( $\sim 10 \text{ MW/m}^2$ ).

La technique LIBS est particulièrement adaptée pour effectuer ces mesures. Elle consiste à focaliser un faisceau laser pulsé pour des durées de nano, pico voire femtosecondes sur un matériau à analyser afin d'obtenir une intensité laser élevée à sa surface. L'interaction laser/matière entraîne l'ablation du matériau et la création d'un panache de plasma. L'analyse spectrale de l'émission du plasma permet d'accéder à la composition élémentaire de la matière ablatée et à la composition du matériau étudié. Cette technique est largement utilisée dans des applications industrielles qui nécessitent un contrôle régulier de la composition de matériaux. Elle permet de caractériser à distance la composition des roches de la planète Mars [voir le projet CEA/CNES ChemCam pour la mission Curiosity et le système SuperCam pour la mission Perseverance].



L'IRFM dispose d'un robot d'inspection à bras qui permet d'inspecter en phase d'opération, entre plasma, l'état des composants internes grâce à une caméra embarquée.

Un outil LIBS fibré a été installé sur ce robot afin de pouvoir caractériser les CFP en phase d'opération. Il a été conçu et testé grâce au soutien du Programme CEA Transversal de Compétences Instrumentation et détection et en collaboration très étroite entre l'IRFM, le DPC (Département de Physico-chimie de la Direction des énergies), et le CORIA.

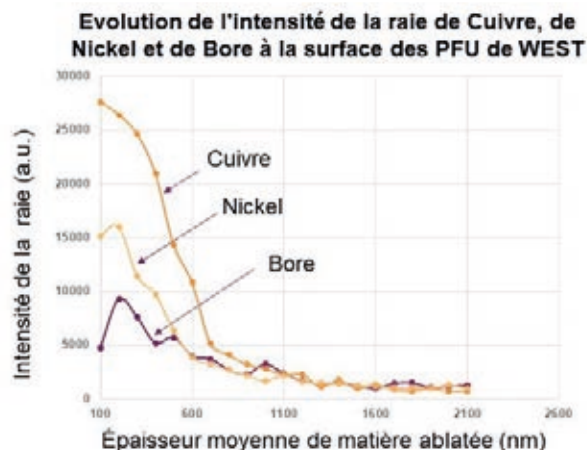
Les premiers tests in-situ ont eu lieu en décembre 2021 et ont été effectués à la pression atmosphérique. La source laser nanoseconde ainsi que le spectromètre permettant l'analyse optique du plasma créé lors des tirs laser ont été placés hors de l'enceinte à vide de WEST.

Le bras AIA muni de l'outil LIBS fibré a été déployé dans l'enceinte du tokamak pour effectuer plusieurs mesures sur un CFP en tungstène massif du divertor.

Sur la figure suivante, nous présentons l'évolution de l'intensité des raies du cuivre, du nickel et du bore en fonction de l'épaisseur, chaque point correspondant à un pulse laser. Ces éléments sont des impuretés présentes dans une couche déposée à la surface du CFP en tungstène. Cette couche déposée résulte de l'érosion d'autres CFP par l'interaction plasma-matière et du transport par le plasma de la matière érodée.

De cette figure, on peut déduire que la couche déposée lors des plasmas a une épaisseur de l'ordre de 600 nm.

Après cette première expérience de LIBS fibré en tokamak, l'IRFM et le CORIA visent désormais les étapes suivantes : finaliser les développements pour pouvoir déployer de façon régulière les mesures LIBS sur WEST, envisager l'utilisation de laser picoseconde permettant des mesures précises sur les concentrations d'hydrogènes (H, D, T).



## 5.2. Le rayonnement X dans WEST sous toutes les coutures grâce aux diagnostics du Princeton Plasma Physics Laboratory

En avril 2022, en collaboration avec le Princeton Plasma Physics Laboratory (PPPL), l'IRFM a équipé le tokamak WEST de trois nouveaux diagnostics : des caméras multi-énergie dans la bande des X-mous, des X-durs et un système d'imagerie compact.

WEST est un tokamak installé à l'IRFM et spécialisé dans la réalisation de décharges stationnaires dont la durée peut atteindre plusieurs minutes. Un élément clé pour leur réalisation est le système de chauffage auxiliaire par ondes radiofréquence à la fréquence Hybride Basse (Lower Hybrid, LH, à 3.7GHz) installé sur le tokamak. Les 7MW de puissance LH disponibles sur WEST permettent de générer l'essentiel du courant circulant dans le plasma de manière totalement stationnaire via l'excitation d'électrons suprathermiques, autrement dit des électrons dont l'énergie est beaucoup plus élevée que la moyenne. Par contraste avec la première configuration du tokamak Tore Supra, machine pionnière en matière de décharges stationnaires, WEST est équipé d'une paroi interne en tungstène. Lorsque cet élément, même en quantité infime, pénètre jusqu'au cœur du plasma, il peut rayonner une fraction non négligeable de la puissance injectée, diminuant ainsi les performances fusion. Par conséquent, la réalisation de décharges sur un tokamak comme WEST nécessite de caractériser aussi finement que possible d'une part la population d'électrons suprathermiques afin d'entretenir une distribution spatiale du courant possédant les caractéristiques requises pour atteindre un régime stationnaire, et d'autre part le contenu en impuretés de la décharge de manière à éviter qu'elles ne s'accumulent au centre du plasma.

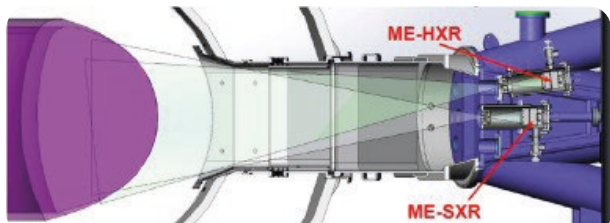


Figure 1 : Intégration des deux caméras X-durs (ME-HXR) et X-mous (ME-SXR) de PPPL dans l'environnement du tokamak WEST. Le plasma est symbolisé en violet (à gauche), et les deux caméras mesurent le rayonnement X depuis l'extérieur de la chambre à vide.

Les systèmes fournis par PPPL permettent précisément de réaliser ces analyses en mesurant le rayonnement dans le domaine X. La caméra ME-HXR observe l'émission du plasma dans la gamme des « X-durs ». Dans la bande d'énergie 10-100keV (longueur d'onde 0.01-0.1nm), ce rayonnement, émanant directement des électrons suprathermiques, permet d'obtenir des informations sur la population électronique générée par l'onde LH, et donc sur la façon dont le courant se distribue dans le plasma. Ce diagnostic est basé sur un détecteur de rayons X, de type « PILATUS3 », constitué de capteurs en tellure de cadmium (CdTe) distribués sur une matrice d'environ 100 milliers de pixels. La caméra ME-SXR mesure le rayonnement dans la gamme « X-mous », correspondant à la bande d'énergie 5-10 keV (longueur d'onde de l'ordre 0.1-0.2nm). On peut tirer de cette mesure la température électronique du plasma, ainsi que des informations sur le transport des impuretés entrant dans la composition du plasma, parmi lesquelles le tungstène. Cette caméra repose également sur un détecteur de type PILATUS3, composé de capteurs en silicium (Si) sur une matrice identique à celle du ME-HXR en termes de géométrie (100 000 pixels).



Figure 2 : Réception des caméras ME-HXR et ME-SXR à l'IRFM suite à leur expédition depuis Princeton.

Les deux caméras ont été développées à PPPL, en interaction continue avec les équipes de l'IRFM de manière à préparer leur intégration sur WEST dans les meilleures conditions. Deux post-doctorants de PPPL basés à l'IRFM, ont préparé cette intégration (figure 1). Ils ont en parallèle développé des diagnostics synthétiques correspondant à chacun des deux systèmes, c'est-à-dire des modélisations qui anticipent les mesures physiques attendues, et permettent ainsi d'optimiser leur future utilisation pour le développement de scénarios sur WEST. Dans le contexte sanitaire compliqué du COVID, les caméras ont été expédiées de Princeton vers l'IRFM, où elles sont bien arrivées en mars 2021 (figure 2), puis installées sur la machine (figure 3). Un troisième système, d'imagerie X « compact » (cXICS), permettra de réaliser une image du plasma dans le domaine des X de manière à obtenir une image directe du contenu en impuretés au cours d'une décharge.

Cette collaboration fructueuse entre les deux laboratoires permet de doter WEST d'un ensemble de systèmes de mesure novateurs afin d'optimiser les scénarios mis en œuvre dans la réalisation de futures décharges stationnaires plus performantes.

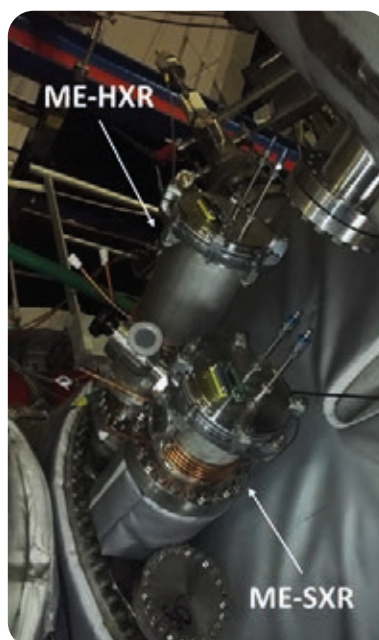


Figure 3 : les deux caméras ME-HXR (en haut) et ME-SXR (en bas), installées sur WEST. Après avoir satisfait aux tests d'étanchéité, elles sont prêtes pour les premières mesures durant les prochaines campagnes expérimentales de WEST.

### 5.3. Intégration de fibres à réseaux de Bragg dans un divertor de tokamak

Les capteurs basés sur les réseaux de Bragg sont potentiellement très intéressants dans les installations de fusion magnétique car ils sont insensibles aux interférences électromagnétiques et permettent de mesurer la température en un grand nombre de points le long d'une seule fibre. De telles fibres, développées par le Laboratoire d'Intégration des Systèmes et des Technologies (LIST) du CEA, ont été intégrées pour la première fois au sein de composants face au plasma en tungstène du divertor du tokamak WEST. Elles délivrent des mesures de température qui sont exploitées pour évaluer et suivre les performances d'extraction de la chaleur de ces composants qui préfigurent ceux du futur divertor d'ITER.

Une fibre à réseaux de Bragg (FBG, Fiber Bragg Grating) est une fibre optique, dans un segment de laquelle, une modulation spatiale périodique de l'indice de réfraction est créée. Le principe de la mesure est basé sur la détermination du décalage de la longueur d'onde du pic de Bragg induit par les changements de la période du réseau dus à la dilatation ou au rétrécissement de la fibre en fonction des coefficients thermo-optiques et élasto-optiques. La modification de ce réseau est mesurée par un dispositif d'interrogations utilisant un laser accordable en longueur d'onde.

Un système compact et innovant de mesures de température multiplexées à base de fibres à réseaux de Bragg femto secondes (fs-FBG) a été intégré dans un composant face au plasma activement refroidi en tungstène du tokamak WEST. Ce système de mesures a été développé dans le cadre du projet FIBRA-W, du programme de compétences transverses en instrumentation du CEA, regroupant le CEA-IRFM, le CEA-LIST et le CEA-IRESNE.

La conception, la fabrication et le système d'acquisition sont l'œuvre du CEA-LIST. La fabrication a bénéficié des méthodes de gravure femtosecondes [1] débouchant sur des fs-FBG plus stables à haute température que les FBG à technologie conventionnelle. La période et la longueur des réseaux sont conçues pour obtenir quatorze réseaux par fibre (voir le spectre WEST fs-FBG dans la première figure), régulièrement répartis sur une longueur de 17 cm (fournissant une mesure ponctuelle sur chaque monobloc de tungstène, chacun ayant une largeur de 12 mm). Des mesures sont possibles jusqu'à 1200 °C avec des gradients de températures atteignant 200 °C/mm perpendiculairement à la fibre [2].

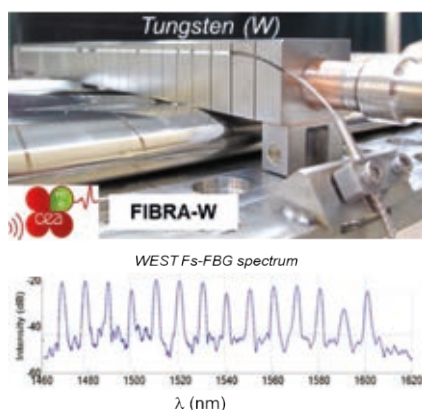


Figure 1 : Intégration d'une fibre à réseaux de Bragg sur un composant face au plasma activement refroidi en W de WEST.

L'intégration des fibres a été réalisée par le CEA-IRFM. La fibre est intégrée dans un sillon de 2.5 mm gravé à 5 mm du sommet des composants en tungstène (figure 1 ci-contre). Ce système de mesures est implanté dans la zone du tokamak recevant le flux thermique le plus intense. Cinq fs-FBG ont ainsi été déployées délivrant un total de 70 (14x5) mesures de température ponctuelle.

La mise en œuvre de ces mesures s'est déroulée de décembre 2022 à avril 2023, lors de la campagne expérimentale de WEST entièrement équipé de son divertor de technologie ITER. Les mesures sont utilisées dans le cadre d'une collaboration avec l'Université d'Aix-Marseille (AMU) notamment pour évaluer les flux thermiques arrivant à la surface des composants [3]. Un exemple est donné en figure 2 qui montre la distribution des températures en fonction de la position des éléments de tungstène. Dans cet exemple, le flux thermique maximal et la longueur de décroissance du flux thermique sont calculés à 1 MW.m<sup>-2</sup> et 30mm respectivement sur les éléments internes et 4 MW.m<sup>-2</sup> et 10mm respectivement sur les éléments externes.

Le système fs-FBG déployé dans WEST est unique dans la communauté de la fusion. Les premiers résultats expérimentaux obtenus montrent des performances exceptionnelles pour la mesure de la température et des chargements thermiques des composants face au plasma. Les essais réalisés en environnement tokamak démontrent également que la technologie FBG est très prometteuse pour tous les environnements de type centrale, même pour des températures élevées, pour garantir les bonnes conditions d'opération des composants.

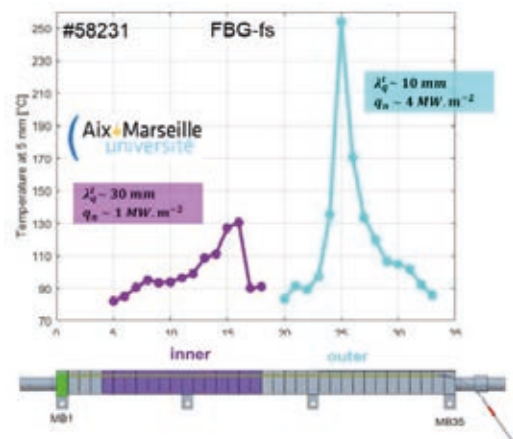


Figure 2 : Distribution des températures en fonction de la position des éléments de tungstène

#### Références :

- [1] A. Lerner, R. Cotillard, T. Blanchet, N. Roussel, G. Bouwmans, and G. Laffont, "An intrinsic sensitivity calibration scheme for high temperature measurements using femtosecond point-by-point written fiber Bragg gratings". *Optics & Laser Technology*, 2023. DOI: 10.1016/j.optlastec.2023.110278.
- [2] N. Chanet, Y. Corre, R. Cotillard, J. Gaspar, G. Laffont, C. Pocheau, G. Caulier, C. Dechelle, B. De Gentile, C. Destouches, F. Gallay, T. Gonzart, C. Hernandez, M. Missirlian, M. Richou, N. Roussel, B. Santraine and the WEST team. "Design and integration of femtosecond Fiber Bragg gratings temperature probes inside actively cooled ITER-like plasma-facing components". *Fusion Engineering and Design*. Volume 166, May 2021, 112376/ <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112376>
- [3] Y. Anquetin, J. Gaspar, Y. Corre, Q. Tichit, J.L. Gardarein, G. Laffont, M. Missirlian, C. Pocheau, the WEST team. "Surface heat flux estimation with embedded thermocouples and Fiber Bragg Grating sensor in ITER-like plasma facing components". *Fusion Engineering and Design*. Volume 190, May 2023, 113480. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2023.113480>



## 5.4. Le CEA poursuit son implication dans la conception d'un diagnostic visible et infrarouge pour ITER

Après le passage réussi de la revue finale de conception du diagnostic visible/infrarouge de surveillance grand angle de la chambre plasma d'ITER dans le queusot équatorial n°12, le CEA poursuit ses activités auprès de l'agence domestique européenne Fusion for Energy (F4E) pour achever sa conception sur les trois autres queusots équatoriaux (n°3, 9 et 17).

La protection de la première paroi d'ITER sera principalement assurée par un système de surveillance grand angle des composants internes de la machine, dénommé Wide Angle Viewing System (WAVS). Il s'agit d'un ensemble de diagnostics, installé dans 4 queusots équatoriaux d'ITER et opérant dans les longueurs d'onde visible et infrarouge, constituant ainsi un instrument d'importance pour la protection du tokamak. Une première partie de ce diagnostic (3 lignes de vue du queusot n°12 – Figure 1) doit être opérationnelle pour le premier plasma d'ITER.

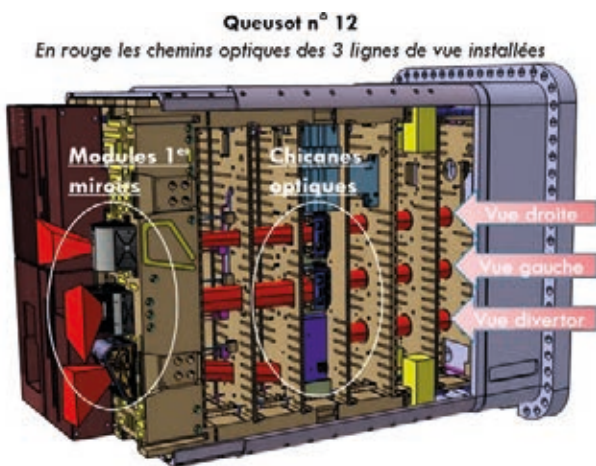


Figure 1: Vue générale du diagnostic dans le queusot 12

Suite à l'étape importante de signature en septembre 2019 du contrat de fourniture appelé « Procurement Arrangement » entre F4E et ITER Organization (IO), l'équipe CEA a passé les revues de conception préliminaire en décembre 2019 et détaillé en juillet 2022 devant un panel d'experts internationaux. Ces revues ont porté sur les composants des trois lignes de vue du queusot n°12 qui sont situées dans la chambre à vide du tokamak et dont la conception est sous la responsabilité de l'IRFM. A l'issue de chaque revue, le panel a félicité l'équipe IRFM pour la solidité de sa conception.

Les études, produites pour ces revues, ont montré que les éléments opto-mécaniques complexes, dont les plus proches du plasma sont refroidis par une circulation d'eau sous pression, sont conformes aux interfaces et exigences d'ITER. Ces composants doivent supporter des contraintes sévères, que ce soit les flux neutroniques et thermiques, les forces d'origine électromagnétiques, ou sismique. Ils permettent le transfert des photons de la chambre à vide vers l'intérieur du bâtiment tokamak en direction des détecteurs, tout en intégrant des fonctionnalités avancées de calibration de la ligne optique ou de nettoyage des miroirs in-situ, faisant face au plasma.

Grâce à ces bons résultats, le consortium européen qui a réalisé les études dans le queusot n°12 a été reconduit pour la finalisation de la conception du WAVS sur les trois autres queusots. Ce consortium, piloté par l'IRFM, embarque le laboratoire fusion du CIEMAT (Espagne), le laboratoire national INTA (Espagne) et Bertin Technologies (France) dans le cadre

d'un contrat avec l'agence domestique européenne pour ITER, Fusion for Energy (F4E). A terme, le niveau de conception à atteindre sur les trois autres queusots sera équivalent au queusot n°12.

L'équipe de conception du WAVS s'appuie également sur l'expérience acquise lors de la réalisation de plusieurs prototypes (figure 2) développés pour valider les éléments critiques du queusot n°12. En particulier, un prototype d'obturateur (shutter) a atteint plus de 120 000 cycles d'actuation à 100°C et sous ultra-vide, ce qui a permis de valider sa conception.

Tous ces résultats positifs placent donc le CEA en position favorable pour participer à la fabrication et l'installation de ces composants dans les différents queusots d'ITER.

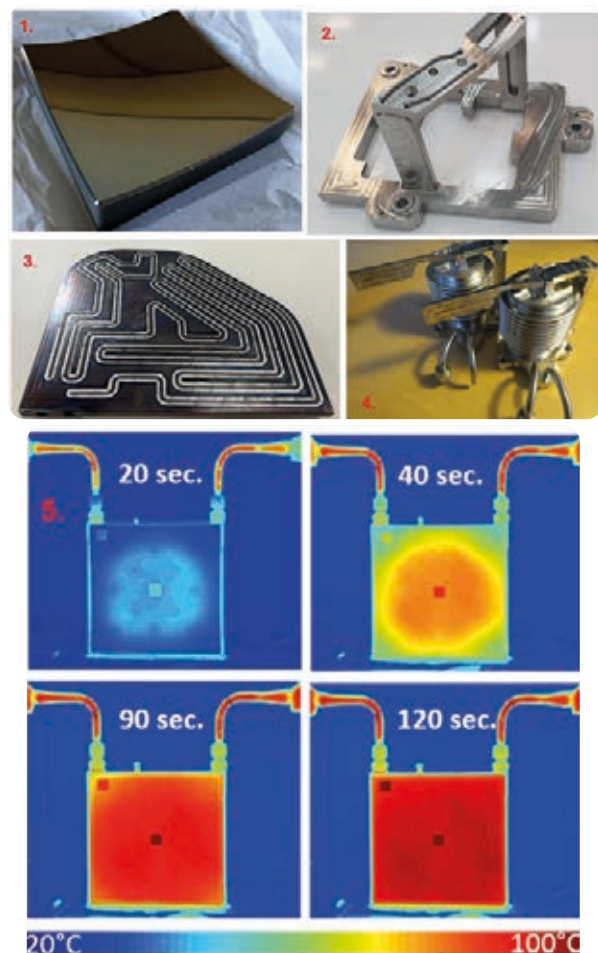


Figure 2: Prototypes for Port-Plug components  
 1/ Miroir avec revêtement de surface Rhodium  
 2/ Bride de support des deux miroirs avant  
 3/ Plaque latérale du bloc premier miroir intégrant des canaux de refroidissement  
 4/ Prototypes de shutter utilisés pour les tests sous vide et à pression ambiante  
 5/ Test du refroidissement des miroirs sur l'installation SATIR

## 6. Tritium

### 6.1. Modélisation du transport du tritium dans les parois du divertor d'ITER

Les chercheurs du CEA ont publié en novembre 2020 une étude dans *Nature Scientific Reports* qui présente une méthode pour estimer la quantité totale de tritium piégée dans le divertor d'ITER. Cet outil permet, pour différents scénarii plasma, de s'assurer que la quantité de tritium restera inférieure aux limites imposées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

Le deutérium et le tritium, deux isotopes de l'hydrogène, sont les combustibles de la réaction de fusion des futurs tokamaks, dont ITER. Dans ces tokamaks, le divertor est équipé de composants qui font face au plasma (les CFP, figure 1) et reçoivent les particules qui s'échappent du plasma. Ces composants fortement sollicités thermiquement ( $10 \text{ MW/m}^2$  en continu) subissent le flux de particules sortant du plasma, constitué de deutérium, de tritium, d'hélium et d'impuretés. Les isotopes de l'hydrogène dont le tritium pénètrent dans les matériaux constitutifs du divertor (tungstène, alliage de cuivre). Ils peuvent alors y rester piégés ou être diffusés jusqu'aux boucles de refroidissement à l'eau.

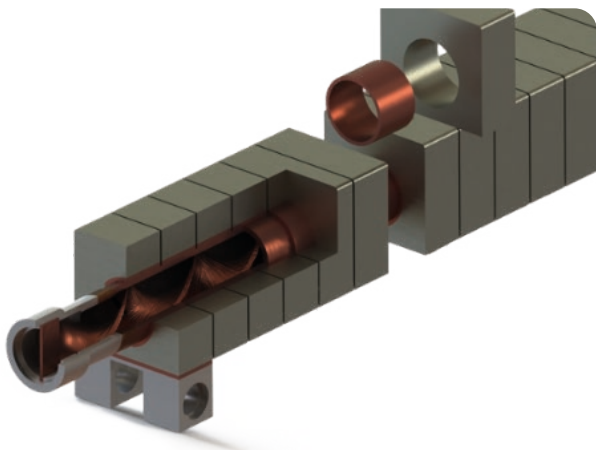


Figure 1 : Exemple de composant face au plasma activement refroidi de type ITER

Il est donc crucial, pour des raisons de sûreté, d'être capable de prédire la quantité de tritium piégée dans les CFP mais aussi la proportion de tritium qui va diffuser jusqu'aux boucles de refroidissement.

Une étude publiée en 2020 dans *Nature Scientific Reports*<sup>[1]</sup> présente une méthode pour estimer la quantité totale de tritium piégée dans le divertor d'ITER. Le comportement de l'hydrogène dans les CFP d'ITER, appelés « monoblocks »

(figure 2), a été simulé à l'aide du code de calcul FESTIM (Finite Element Simulation of Tritium In Materials) qui a été développé dans le cadre d'une collaboration entre le CEA-IRFM et le LSPM/Université Sorbonne Paris Nord.

En faisant varier certains paramètres de la simulation comme la température de surface du monoblock ou encore le flux de particules incident, le divertor peut être modélisé dans sa totalité à l'aide d'algorithmes d'optimisation.

Ce travail de modélisation permet de prédire la répartition du tritium dans les monoblocks, l'évolution de la quantité retenue dans tout le divertor et le flux de perméation au niveau des boucles de refroidissement (figure 3). Cet outil permet pour différents scénarii plasma de s'assurer que la quantité de tritium dans les CFP restera inférieure aux limites imposées (750 g pour ITER).

Cet outil, particulièrement original par son couplage multiphysique et sa résolution 2D, représente donc un atout majeur pour le suivi opérationnel des réacteurs comme ITER et son successeur DEMO.

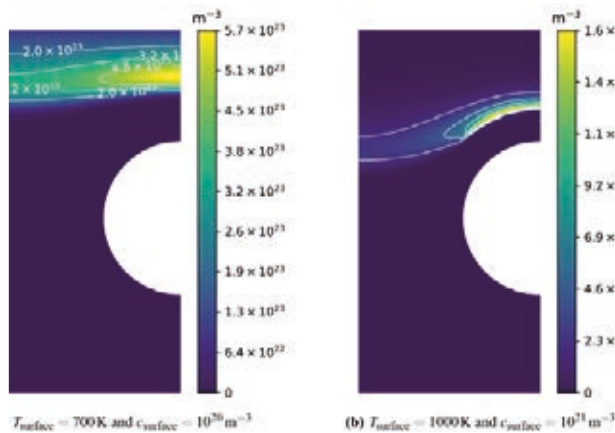


Figure 2 : Résultats de la simulation de la concentration en hydrogène dans un monoblock d'ITER pour une température de surface de 700K (à gauche) et 1000K (à droite)

#### Références :

- [1] Parametric study of hydrogenic inventory in the ITER divertor based on machine learning, Rémi Delaporte Mathurin<sup>1,2</sup>, Etienne Hodille<sup>1</sup>, Jonathan Mougenot<sup>2</sup>, Gregory De Temmerman<sup>3</sup>, Yann Charles<sup>2</sup> & Christian Grisolia<sup>1</sup>, *Nature Scientific Reports* (2020) <https://doi.org/10.1038/s41598-020-74844-w>,  
 1- CEA, IRFM, 13108 Saint Paul lez Durance, France,  
 2- Laboratoire des Sciences des Procédés et des Matériaux, LSPM, CNRS, UPR 3407, Université Sorbonne Paris Nord, 93430 Villetaneuse, France.  
 3- ITER Organization, Route de Vinon sur Verdon, CS 90 046, 13067 Saint Paul lez Durance Cedex, France

## 6.2. Première mesure de tritium dans un matériau par ablation laser

La capacité des mesures LIBS à discriminer au sein d'un échantillon la présence d'hydrogène et de ses isotopes deutérium et tritium a été démontrée dans le cadre d'une collaboration entre les équipes CEA (DRF/IRFM, DRF/Joliot, DES/DPC) et le laboratoire CORIA (CNRS/université de Rouen) grâce à une expérience d'ablation laser sur un échantillon tritié réalisée en 2022.

Le projet européen « TRANSversal Actions for Tritium (TRANSAT) », impliquant 16 instituts de recherche, s'est achevé fin 2022. TRANSAT avait pour but d'améliorer les connaissances sur la gestion du tritium dans les installations de fission et de fusion, notamment concernant la gestion des déchets tritiés, la radiotoxicité, la radiobiologie et la dosimétrie du tritium (voir <https://transat-h2020.eu/>). L'une des actions de R&D a consisté à étudier des méthodes de mesures du contenu en tritium dans les matériaux, ce contenu ayant des enjeux de sûreté nucléaire et d'exploitation. La technique LIBS a été une piste privilégiée pour permettre un suivi de l'inventaire en tritium. Elle consiste à recueillir et analyser la lumière émise par le plasma créé lors de l'ablation du matériau étudié par un rayon laser. De plus, cette technique peut se déployer au sein même de l'enceinte à vide d'une installation de fusion afin d'effectuer des mesures sur les composants en interaction avec le plasma.

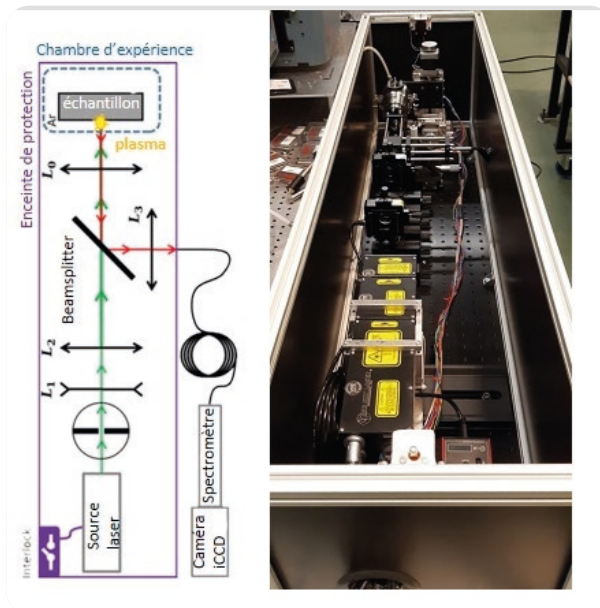


Figure 1: Schéma de principe de la plateforme LIBS3H (gauche) et montage expérimental (droite). Le faisceau issu de la source laser (en vert) est étendu par les lentilles L1 et L2, traverse le « beamsplitter » puis la lentille L0 qui le focalise sur l'échantillon tritié placé dans la chambre expérimentale (hermétique). Le plasma induit par laser (en jaune) émet de la lumière : la partie (en rouge) réfléchi sur le « beamsplitter » est focalisée par la lentille L3 pour collection dans la fibre optique en direction du spectromètre pour y être analysée.

En mars 2023, des échantillons spécifiques préalablement chargés en tritium ont été préparés, puis disposés dans une enceinte hermétique conçue spécifiquement afin de permettre l'interaction laser-matière sans dispersion des poussières radioactives créées lors de l'ablation dans la chambre d'expérience (figure 1), cette dernière étant maintenue sous argon à pression atmosphérique. L'étude spec-

troscopique détaillée peut alors être réalisée autour de la raie d'émission du tritium par une reconstruction du spectre de la lumière recueillie. Cette étude permet de remonter à la présence de tritium dans la couche de matériau ablatée (figure 2). Ces résultats confortent les potentialités de la technique LIBS à mesurer le profil de concentration du tritium piégé en profondeur dans les matériaux (par ablation progressive). Cette méthode permet donc de mieux suivre l'inventaire tritium dans les composants de l'enceinte à vide d'un tokamak où cette mesure est susceptible d'impacter l'exploitation.

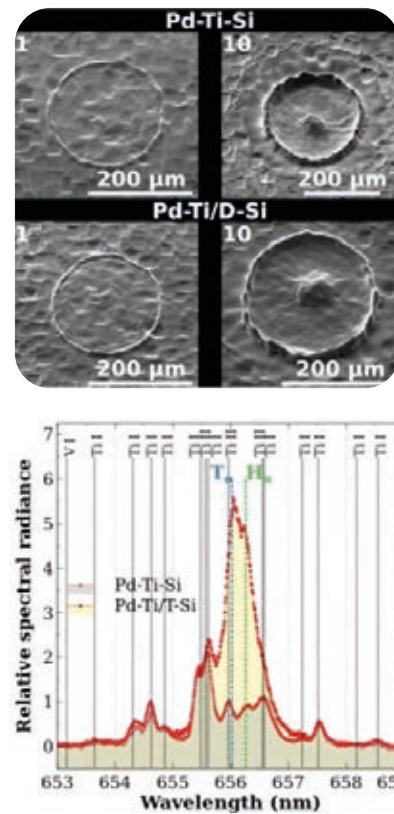


Figure 2: (A) Evolution de la cratère d'ablation laser après 1 (haut) et 10 tirs sur deux cibles (bas), l'une vierge et l'autre implantée de tritium. (B) Spectres normalisés obtenus sur un tir laser unique permettant clairement de distinguer la contribution des deux isotopes de l'hydrogène H et T (en jaune) par rapport à une cible non chargée (en grisé).

Le projet TRANSAT a donné lieu à de nombreux résultats ouvrant des perspectives qui ont motivé la Commission européenne à engager une suite en lançant en septembre 2022 le projet TITANS (Tritium Impact and Transfer in Advanced Nuclear reactors) pour 3 ans, toujours coordonné par le CEA-IRFM.

### Références

- Double pulse laser-induced plasmas on W and Al by ps-LIBS: Focus on the plasma-second pulse interaction, *Fusion engineering and Design* 168, 2021, 112364, A. Favre et al.
- Towards ps-LIBS tritium measurements in W/Al materials, *Fusion engineering and Design* 146-B, 2019, 1971-1974) A. Bultel et al.
- Et plus largement, les publications au sein de TRANSAT : <https://transat-h2020.eu/resources/#1510849951728-ddfb0a1d-2024>

## 6.3. La réalité virtuelle au service des modules de couverture tritigène d'ITER

Les futures centrales de fusion devront produire in situ le tritium qui alimentera la réaction grâce au bombardement des neutrons de fusion sur du lithium. L'un des objectifs d'ITER est de tester différentes solutions technologiques avec des modules de couverture tritigènes contenant du lithium. Plusieurs maquettes, appelées TBS (Test Blanket System), seront ainsi testées tout au long de la vie d'ITER, pour recueillir des données expérimentales sur leur fonctionnement en environnement de fusion nucléaire. Le CEA participe à leur conception en proposant des réponses aux contraintes d'intégration et de maintenance dans une approche minimisant les doses reçues par les travailleurs.

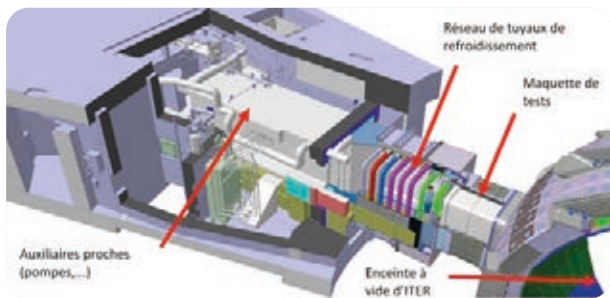


Figure 1 : Système TBS dans l'environnement d'ITER

Les différents Test Blanket System seront installés et utilisés à l'intérieur de la machine ITER et remplacés régulièrement après les campagnes de tests (environ tous les 2 ans). Coordonné par l'IRFM, le CEA a mobilisé trois de ses directions opérationnelles (DRF, DES et DRT) pour concevoir et valider les scénarios d'intégration et de remplacement dans le cadre d'un accord contractuel avec ITER Organization. Une première série d'études<sup>[1]</sup> achevée mi-2022 a permis d'adapter la conception des TBS aux contraintes d'intégration et de maintenance et en particulier au principe de minimisation des doses auxquelles seront soumises les travailleurs.

Les opérations d'intégration et de remplacement des TBS nécessitent la dépose/réinstallation de nombreux équipements (figure 1) dans un environnement contraint et radiologiquement contrôlé pour lequel l'exposition professionnelle aux rayonnements doit être aussi faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (ALARA<sup>[2]</sup>). Le processus ALARA doit être abordé très tôt dans les activités de conception pour identifier et mettre en œuvre les moyens appropriés, incluant des adaptations de conception, qui minimisent l'exposition des travailleurs aux rayonnements

A cette fin, le CEA met à profit ses compétences d'ingénierie des systèmes complexes nucléaires pour prendre en compte les différents éléments pilotant la conception : exigences, architecture, options techniques, configurations, environnement et opérations. Afin de valider certaines options, plusieurs évaluations de faisabilité individuelles appuient l'étude d'ingénierie système du TBS. En collaboration avec un laboratoire du CEA basé à Pierrelatte, des options de jonction à brides pour les différentes configuration de tuyauterie nucléaire sont étudiées comme opportunité de réduction substantielle de l'exposition professionnelle aux rayonnements. Le laboratoire au sein de Nano-INNOV-Saclay étudie l'assistance numérique et la robotique pour réduire le temps d'occupation des travailleurs en zone contrôlée. Au CEA Cadarache un « eXtended Reality XR-Lab » a été développé pour valider par simulation la faisabilité de certaines interventions et étudier les facteurs humains sur maquette numérique à l'échelle 1. Cette

plateforme permet de vérifier la faisabilité de la séquence de remplacement du TBS et fournit les justifications des options de conception du TBS dans une approche intégrée sur maquette numérique (figure 2).

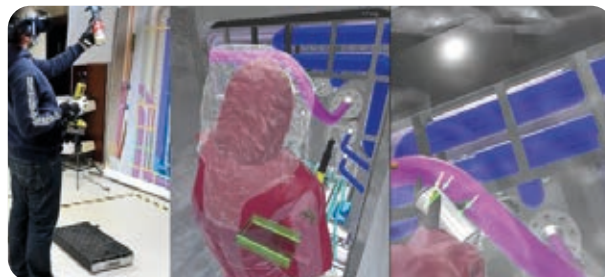


Figure 2 : Illustration d'une session au sein du XR-lab de l'IRFM pour vérifier la faisabilité d'une intervention de ressuage.

Les investigations pour mettre en œuvre le processus d'optimisation ALARA avec des modèles numériques dans la première phase d'ingénierie d'un composant TBS ont été couronnées de succès. Le processus d'optimisation a été testé sur un cas pertinent et les résultats ont été intégrés dans la conception du composant TBS par ITER Organization. Ainsi, les modèles numériques peuvent intégrer les résultats des bancs d'essais physiques en cours dans plusieurs laboratoires du CEA.

L'installation XR-Lab, largement utilisée pendant la phase de conception de TBS, offre une capacité complète pour gérer un large ensemble de contraintes (ALARA, facteurs humains, environnement de travail, options de conception du système, ...). L'utilisation de la maquette numérique aide également à définir la future maquette physique TBS échelle 1 qui sera en outre requise par ITER Organization pour valider certaines opérations de remplacement du TBS (figure 3).

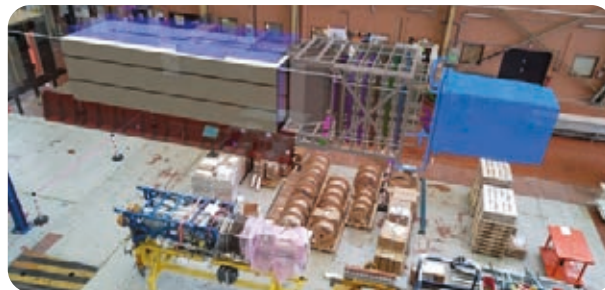


Figure 3 : Simulation de l'implantation d'une maquette TBS échelle 1 dans un hall de l'IRFM. Au premier plan, une antenne de chauffage du tokamak WEST et ses auxiliaires permettent d'apprécier le facteur d'échelle entre un composant pour WEST et pour ITER.

### Références

[1] Voir par exemple : J.P. Friconeau et al. Transactions on Plasma Science, 50(2022)4481.

[2] ALARA signifie As Low As Reasonably Achievable ou aussi faible que raisonnablement possible

## 7. Ingénierie

### 7.1. Premières pièces réalisées en fabrication additive pour des composants internes de WEST

La pièce principale d'un diagnostic de bolométrie ainsi que la partie centrale du collecteur d'eau permettant de refroidir les composants du divertor de WEST ont été les deux premiers éléments réalisés en novembre 2020 grâce à la technique de fabrication additive métal. La campagne expérimentale qui a suivi leur réalisation a soumis ces composants dans les conditions d'opération du tokamak et a été le point de départ pour l'intégration de nouveaux éléments de conception innovante grâce à cette méthode.

La première étude concerne un diagnostic de bolométrie dont le composant principal a été réalisé par fabrication additive. La complexité géométrique de cette pièce et les performances hydrauliques recherchées ont orienté ce choix. Cette pièce, activement refroidie, comporte deux réseaux de refroidissement distincts.

Au-delà des aspects hydrauliques, le choix de la fabrication additive a favorisé l'intégration de fonctions essentielles, réduisant ainsi le nombre de pièces et de soudures, qui auraient été nécessaires, si cet ensemble avait été réalisé par des moyens d'usinage conventionnels.

La fabrication additive métal consiste à réaliser une pièce, couche par couche, soit par dépôt de matière, soit par fusion laser de poudre avec des précisions minimales de l'ordre de 0,1 mm.

Si le principe est simple, la mise en œuvre demeure plus complexe. Mais ce procédé de fabrication novateur ouvre des perspectives considérables, faisant sauter certains verrous technologiques, en particulier pour les pièces activement refroidies des tokamaks.

Il est désormais possible de réaliser des pièces monobloc de géométrie complexe incluant des canaux de refroidissement,

eux aussi complexes, se situant au plus près des parois externes de la machine.

Dans le cadre de WEST, des études mécaniques menées à l'IRFM intègrent régulièrement cette technologie.

Le premier réseau, destiné à la protection thermique du diagnostic, est alimenté par une première boucle de refroidissement (boucle B30 : 30bars - 200°C). Le second réseau est alimenté par une seconde boucle (STEFI : 10 bars - 20°C) et est dédié à la protection des capteurs de mesure. Ces réseaux ont été optimisés pour occuper tout l'espace disponible à l'intérieur de la pièce (figure 1.1).

La deuxième étude concerne le collecteur d'alimentation des secteurs du divertor de WEST (figure 1.2). La problématique était d'optimiser la distribution hydraulique en réduisant au maximum les pertes de charge. Une solution moulée répondait au besoin, mais avec des coûts et délais de réalisation nettement supérieurs à ceux de la fabrication additive. Seule la noix centrale du collecteur a été réalisée par fabrication additive.

Les parties tubulaires quant à elles, ont été réalisées en chaudronnerie. Des collecteurs de ce type sont d'ores et déjà installés et sont opérationnels dans l'enceinte à vide de WEST.

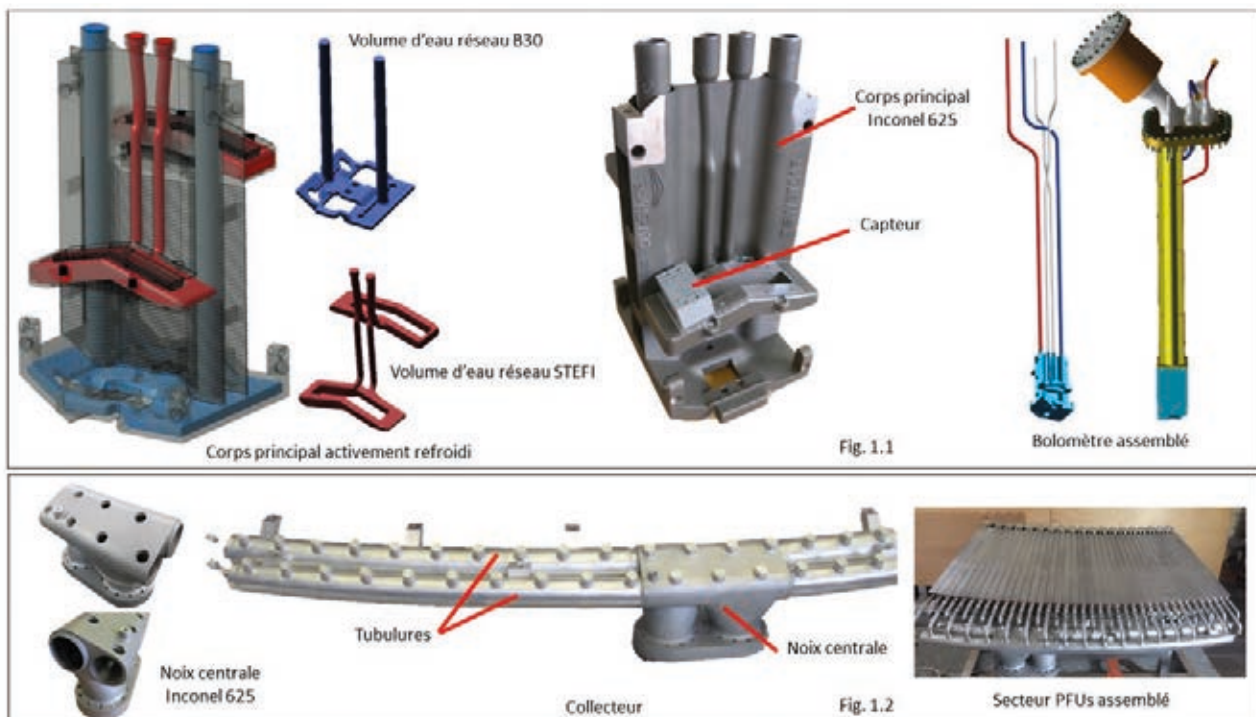


Figure 1 : Pièces WEST réalisées par fabrication additive.

Néanmoins, cette technologie nécessite la mise en place de protocoles de contrôles non destructifs en complément des tests d'étanchéité et hydrauliques habituels.

Les tomographies ou gammagraphies (figure 2) sont les moyens appropriés et fiables pour contrôler l'intégrité des composants tout au long du processus de fabrication (présence de porosités, résidus de poudre pouvant obstruer les canaux de refroidissement, ...).

Des thermographies infrarouges (figure 2) peuvent corroborer ces résultats.

Ces premières intégrations réussies de composants dans WEST en fabrication additive ouvrent aussi la voie à de nouvelles méthodes de conception pour les composants complexes de tokamak.

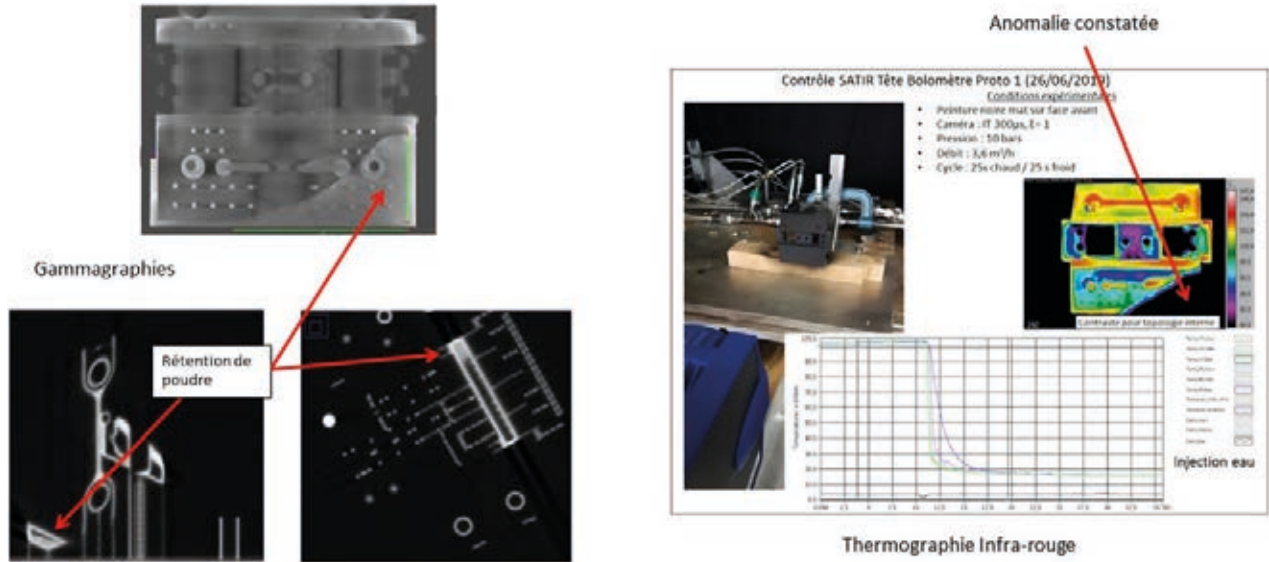
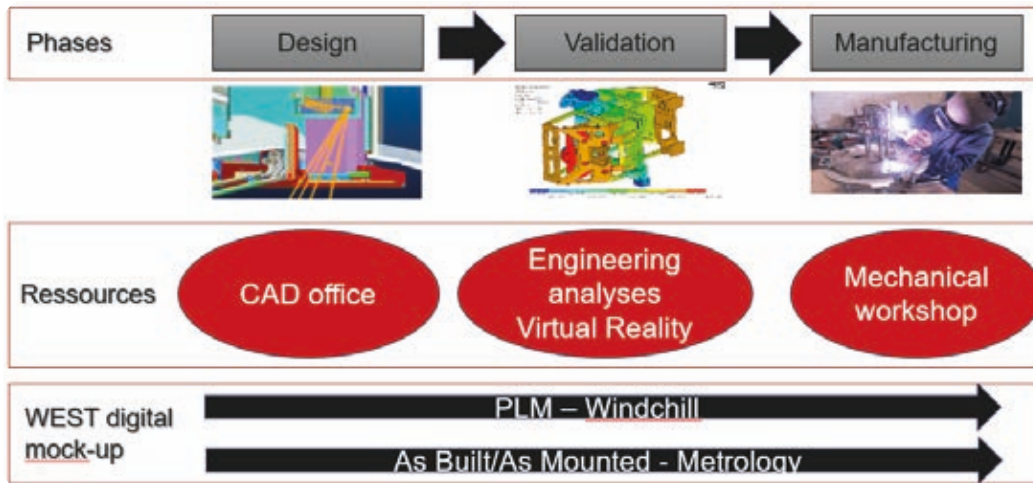


Figure 2: Gammagraphie et thermographie infrarouge réalisées sur un composant

## 7.2. Activités d'ingénieries dans les projets pour WEST, ITER et DEMO

Le bureau d'études de l'IRFM est impliqué dans la plupart des améliorations de WEST, allant des systèmes auxiliaires aux composants internes du tokamak, en passant par les nouveaux diagnostics. En outre, il contribue à des projets pour d'autres tokamaks : ITER, JT60-SA et DEMO. Le bureau d'études possède l'expertise nécessaire pour gérer des objets mécaniques complexes et assurer leur compatibilité avec l'environnement sévère d'un tokamak (vide/pression, charges électromagnétiques et thermiques). La validation de la conception s'appuie sur des analyses d'ingénierie (électromagnétique, dynamique des fluides et thermomécanique), des simulations en réalité virtuelle et le prototypage à l'aide d'un atelier mécanique.



Le bureau d'études est également chargé de la maintenance de la maquette numérique du tokamak WEST. Grâce à un logiciel PLM (Product Lifecycle Management) conçu pour la conception CAO en 3D, les concepteurs CAO peuvent accéder aux internes et aux auxiliaires de la machine et y apporter des modifications ou effectuer des contrôles d'intégration. Actuellement, la maquette numérique en 3D comprend plus de 400 000 composants (figure 1).



Figure 1 : maquette numérique WEST

Le tokamak WEST est équipé de nombreux systèmes de mesure des paramètres physiques du plasma. En particulier, un diagnostic complexe de diffusion Thomson (figure 2) est en phase finale de développement, visant à caractériser les profils de densité et de température des électrons depuis la région centrale jusqu'à la périphérie du plasma (figure 2). Le bureau d'études a été largement impliqué dans la conception des lignes centrale et périphérique depuis plusieurs années. Au début de l'année 2024, la ligne centrale vient de fournir ses premières mesures grâce à l'interaction du faisceau laser et de l'azote injecté à cet effet.

En 2024, tous les composants majeurs de la ligne de bord ont été fabriqués et sont prêts à être assemblés. Le fonctionne-

ment complet du diagnostic est prévu pour la campagne C10 au troisième trimestre 2024.



Figure 2 : endoscope de la voie de bord du diagnostic de diffusion Thomson

Une autre réalisation notable du bureau d'études est le développement du système de vision grand angle infra-rouge/visible pour ITER (Wide Angle Viewing System, WAVS), un projet de plusieurs années dans le cadre d'un contrat Fusion For Energy (F4E). Ce système est composé de pièces opto-mécaniques destinées à transporter les photons sur une distance de douze mètres depuis la chambre à vide jusqu'aux détecteurs situés à l'arrière du queusot, participant ainsi à la protection de la machine ITER. Les composants clés, situés dans la chambre à vide à proximité du plasma, doivent résister à des charges électromécaniques extrêmes, au chauffage du plasma et au flux de neutrons. C'est pourquoi toutes les pièces, y compris les miroirs, sont refroidies à l'eau. Ils présentent des fonctionnalités spécifiques,

telles qu'un obturateur pour fermer l'ouverture de la ligne de visée et des miroirs isolés, capables de servir d'électrodes pour déclencher des décharges de plasma locales en vue d'un nettoyage in situ (figure 3). Les principaux composants, à savoir le premier miroir et les coudes pour atténuer le flux de neutrons, peuvent être remplacés à distance dans une cellule chaude en cas de maintenance. L'examen final de la conception des trois lignes de visée du port équatorial 12 s'est achevé en juillet 2023. Le bureau d'études se concentre désormais sur les douze lignes réparties sur trois autres queusots équatoriaux.

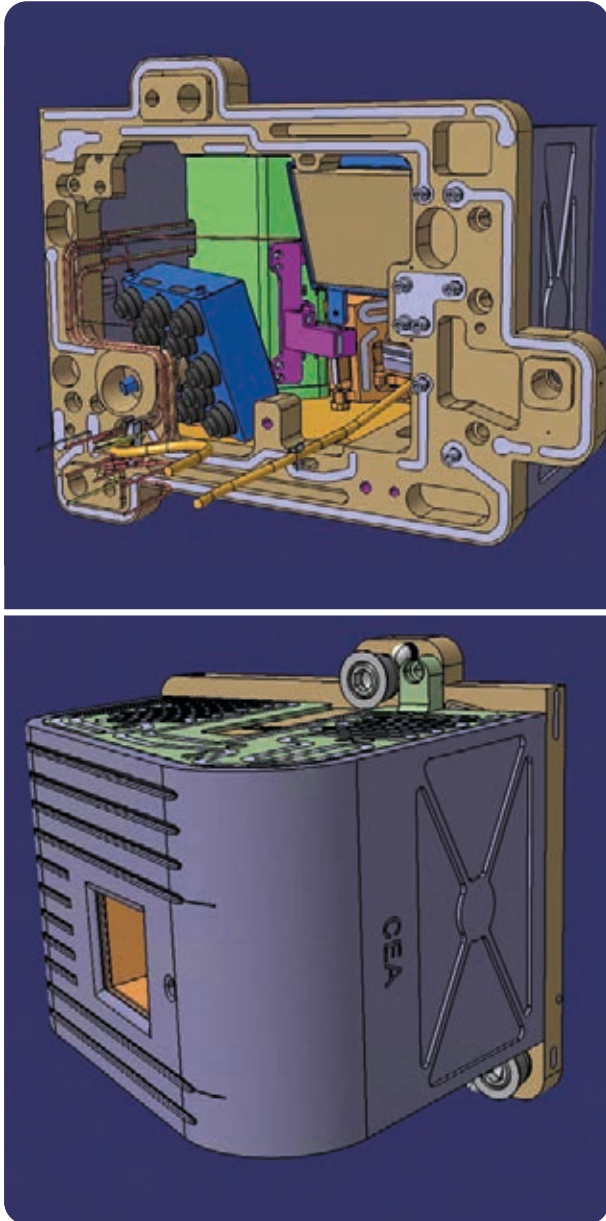


Figure 3 : Bloc des premiers miroirs du WAVS

La plateforme de réalité virtuelle du bureau d'études se compose de deux salles, dont l'une est suffisamment grande pour accueillir la zone d'un « port-cell » d'ITER à l'échelle 1. Cette plateforme est largement utilisée pour optimiser la conception des composants dont l'installation sur WEST est envisagée. Dans ce cas, un plan d'assemblage spécifique est élaboré et testé dans la salle de réalité virtuelle afin d'évaluer la faisabilité de chaque étape. Par exemple, le plan d'assemblage du divertor de WEST a été développé pour former les opérateurs avant toute maintenance à l'intérieur du tokamak (figure 4).

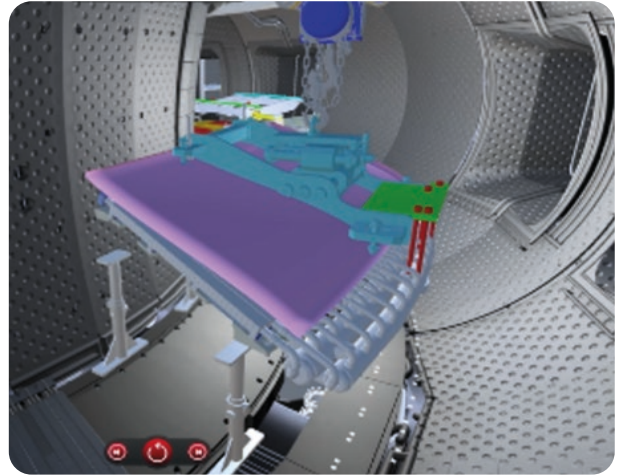


Figure 4 : Séquence immersive de l'assemblage du divertor de WEST

La plate-forme de RV participe également à l'élaboration de la séquence d'opérations pour le remplacement des TBM d'ITER (figure 5). L'équipe contribue activement à la séquence de remplacement et à la conception des outils nécessaires. Cette séquence vise à réduire autant que possible l'exposition aux rayonnements. Pour atteindre cet objectif, chaque étape de la séquence fait l'objet d'une analyse et d'une optimisation approfondies à l'aide de la plateforme de réalité virtuelle. Ce processus permet d'ajuster les conditions opérationnelles si nécessaire.

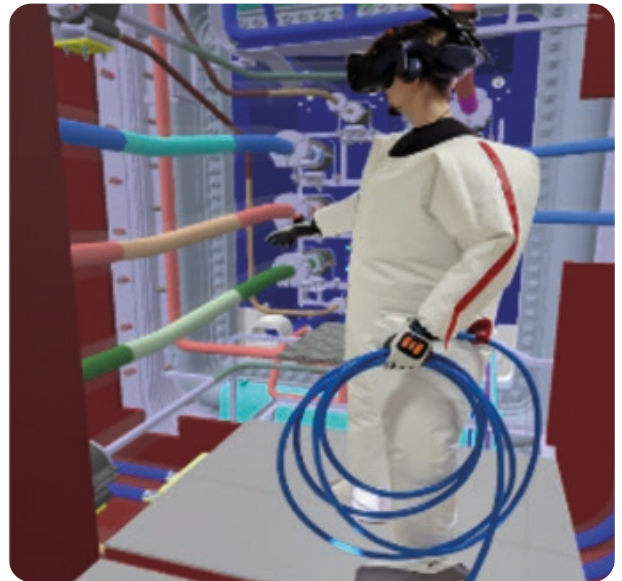


Figure 5 : Simulation du remplacement d'un TBM avec un opérateur en tenue ventilée.



# V Enseignement, Communication

L'IRFM est très impliqué dans de nombreuses actions de communication. En effet, le sujet de la Fusion comme source potentielle d'énergie pour l'avenir est un sujet de société qui engendre des sollicitations sous diverses formes : demandes d'interviews de journalistes et nombreuses visites sur site. Afin d'expliquer les recherches menées sur la Fusion et plus particulièrement à l'IRFM, les chercheurs participent également à des événements auprès du grand public (Fête de la Science) ou auprès de scolaires (ITER Robot, par exemple). Toujours dans cette optique, l'IRFM a organisé la tenue d'une exposition réalisée par le Consortium EUROfusion pendant 3 mois à Marseille en 2021. L'Institut organise ou participe à l'organisation de plusieurs écoles Fusion à travers le monde et a initié en France l'école « Fusion pour Tous ». Enfin l'IRFM a publié les dernières Newsletters WEST ainsi que trois numéros de la revue Sciences en Fusion entre 2020 et 2023.



Fête de la Science à Marseille en 2022

## Les visites de l'Institut

Si les visites ont été interrompues pendant les confinements en 2020, elles n'ont repris que doucement en 2021 (une trentaine de visites seulement, correspondant à environ 400 visiteurs). En 2022, ce sont environ 70 groupes qui ont été reçus totalisant 1200 visiteurs et en 2023, 90 groupes pour près de 1600 visiteurs. Les visiteurs sont essentiellement des étudiants dont beaucoup d'étrangers. Certains professeurs d'universités étrangères reviennent avec de nouveaux étudiants chaque année pour une visite approfondie de l'Institut. L'IRFM participe également activement aux « Rencontres Enseignants chercheurs » et reçoit chaque année des groupes de professeurs sur la thématique de la Fusion et sur celle de l'énergie en les faisant participer à divers ateliers.

L'IRFM a participé à la journée portes ouvertes du Centre de Cadarache en 2022 et a reçu ce jour-là un millier de visiteurs.



Visite d'étudiants de Singapour

## Les actions de communication en dehors de l'IRFM

L'IRFM a participé à une initiative originale durant l'été 2020 : « Opération Sciences en Tongs ». Il s'agissait d'aller à la rencontre du jeune public, parfois accompagné des parents, dans les campings et centres aérés autour de Cadarache. L'IRFM a participé à la séance qui a eu lieu devant les enfants très curieux du Centre aéré de la Tour d'Aigues.

Chaque année l'IRFM participe à la Fête de la Science. Si cette dernière a été annulée en 2020, l'IRFM a démarré l'exposition « Fusion, Power to the People » pour la Fête de la Science à Marseille. Cette exposition au concept novateur installée aux Docks Village a ouvert du 8 octobre au 19 décembre 2021. Ouverte 7 jours sur 7, elle a accueilli près de 6500 visiteurs, pour la plupart des passants qui ne connaissaient ni le CEA ni la Fusion. Elle leur a permis de découvrir ce sujet et de poser des questions aux scientifiques présents pour faire visiter l'exposition. Cette action de communication a été une action de grande envergure pour le CEA. L'inauguration a rassemblé le responsable d'EUROfusion, la Commission Européenne, l'adjointe du Maire de Marseille et le directeur de l'IRFM ainsi que plusieurs journalistes et une soixantaine d'invités.

En 2022 et 2023, c'est au village des sciences de Marseille que les chercheurs de l'IRFM étaient présents, avec une dizaine de scientifique pendant 3 jours pour recevoir plusieurs centaines de visiteurs dont de nombreux enfants.

L'IRFM est très impliqué dans le concours « ITER Robots » organisé par l'Agence ITER France du CEA. Cette manifestation,

soutenue par l'Education Nationale, rassemble lors de la finale environ 500 élèves (de l'école primaire au lycée). L'objectif : faire faire à leurs robots, le mieux possible, des séquences de déplacements, de transport de pièces ou de coopération entre robots. Les élèves ont travaillé toute l'année sur leurs robots avec le soutien d'ingénieurs de l'IRFM présents lors des revues de projets et jurys pendant la finale.



Exposition européenne à Marseille « Fusion, power to the people »

## Des écoles Fusion à travers le monde...

L'IRFM organise plusieurs écoles fusion à travers le monde. L'école fusion de l'ASEAN (Association of South-East Asian Nations) « School on Plasma and Nuclear Fusion » est organisée chaque année en Thaïlande. Il s'agissait de la 8<sup>ème</sup> édition en 2023. L'objectif de cette école est de former des étudiants en provenance de toute l'Asie du sud-est : Thaïlande bien sûr, mais également Indonésie, Vietnam, Inde, Singapour, etc.

L'école de la Physique du Plasma et de la Fusion dans la Région MENA (Middle East and North Africa), est une initiative plus récente. Elle est organisée à Hammamet en Tunisie. La première édition s'est tenue en février 2020 et les deuxièmes et troisièmes éditions ont eu lieu en 2022 et 2023. La Tunisie est le premier pays arabe et africain en matière d'innovation et forme chaque année de nombreux ingénieurs et de scientifiques. Le Centre National des Sciences et Technologies Nucléaires (CNSTN) cherche à monter en compétence sur la fusion et la physique des plasmas, raison pour laquelle il a organisé la troisième édition de cette école. Les participants provenaient de Tunisie mais également d'Algérie, du Maroc, du Liban, de Mauritanie ou du Sénégal. Cette école était co-organisée avec le laboratoire chinois ASIPP.

Enfin la première édition de la JT-60SA International Fusion School (JIFS), fondée et dirigée par G. Giruzzi (CEA-IRFM) et Y. Kamada (ITER), a eu lieu à Naka (Japon) du 4 au 15 Septembre 2023. Les vingt étudiants sélectionnés (10 Européens et 10

Japonais) ont pu suivre les cours de vingt-quatre enseignants, provenant d'Europe et du Japon, sur un ensemble de sujets portant sur la physique des plasmas de fusion, ainsi que sur la technologie et l'opération des tokamaks.



JT-60SA International Fusion School (JIFS)

## ... Mais également en France

L'IRFM organise depuis 2001, tous les deux ans, le festival de théorie. Il s'agit d'une manifestation scientifique internationale. Elle se déroulait toutes les années impaires à Aix-en-Provence, au mois de juillet. La pandémie ayant un peu bousculé l'organisation, la 11<sup>ème</sup> édition a eu lieu en 2021 sous un format de cours en ligne. La 12<sup>ème</sup> édition s'est tenue sur 4 semaines, du 4 au 29 Juillet 2022. Comme lors des éditions de 2017 et 2019, les deux premières semaines étaient consacrées à la présentation de nouveaux résultats interdisciplinaires, couvrant la fusion par confinement magnétique, l'astrophysique et la géophysique, et à des cours à l'attention des jeunes chercheurs. Les deux dernières semaines, des projets de recherche sont initiés par de jeunes chercheurs, sélectionnés sur dossier, encadrés par un expert senior. Une conférence-débat grand public a été organisée en marge du Festival, à l'Hotel de ville d'Aix en Provence et a réuni une centaine de participants.

L'IRFM a organisé la deuxième école Tritium à distance en 2021. Cette école est organisée dans le cadre du projet TRANSAT (TRANSversal Actions for Tritium), un projet européen Horizon 2020 coordonné par le CEA. La troisième édition a eu lieu en mars 2024 à Marseille..

En 2022, l'IRFM a lancé l'école « Fusion pour Tous ». L'objectif de cette école est de donner, aux personnes directement ou indirectement impliquées dans le développement de l'énergie de fusion, quel que soit leur niveau de connaissances préalables, un socle solide pour pouvoir appréhender le spectre très large des questions liées à la fusion. Cette école doit ainsi permettre une meilleure intégration des équipes et faciliter le traitement des innombrables interfaces propres à la fusion. Elle se déroule sur une semaine et alterne cours

théorique le matin et visites l'après-midi. Si la première édition est restée en interne CEA, la deuxième édition de 2023 était ouverte à un public externe au CEA.

Enfin, à côté de ces écoles Fusion, l'IRFM participe très activement au programme de formation des Masters 2 sur la fusion en recevant les étudiants pendant un mois. Après 3 années d'arrêt, le premier vrai regroupement des étudiants M2 depuis la crise du COVID a eu lieu du 13 février au 10 mars 2023. Les étudiants des Masters 2 nationaux (Université de Lorraine, Aix-Marseille Université et Paris-Saclay) sur la fusion sont restés deux semaines pour des projets par petits groupes encadrés par des physiciens et ingénieurs de l'IRFM. Les deux semaines suivantes, les M2 du master européen FUSION-EP, sont venus pour réaliser des travaux similaires. Le dernier jour, leurs collègues de M1 les ont rejoints pour une visite de l'IRFM et pour assister aux présentations orales de leurs aînés.



Ecole Fusion pour tous

## L'organisation de conférences

L'IRFM participe régulièrement à l'organisation de conférences internationales. La 28<sup>ème</sup> Conférence de l'AIEA sur l'énergie de Fusion (FEC 2020) a été organisée conjointement par le CEA-IRFM et ITER Organisation. Programmée initialement en octobre 2020 à Nice, elle a été repoussée au mois de mai 2021, et s'est tenue finalement sous un format entièrement numérique en raison des conditions sanitaires liées à la pandémie. C'est dans un palais des congrès virtuel que les organisateurs, ont accueilli les 840 participants ainsi que les presque 2000 « observateurs ». Ainsi, pour le 60<sup>ème</sup> anniversaire de la plus grande conférence internationale sur la Fusion, ce format très particulier, devenu la norme à partir de mi 2020, a connu un véritable succès, avec une forte participation aux différentes présentations scientifiques (500 personnes en moyenne) et de nombreuses questions, malgré le décalage horaire pour certains participants (et orateurs) ! Avec ce format digital, l'AIEA avait choisi d'ouvrir largement la conférence à toutes personnes intéressées par la fusion qui pouvaient ainsi suivre toutes les présentations, mais sans possibilité d'intervenir. Cela a permis à tous les participants de se connecter pour suivre les présentations scientifiques ou des événements organisés en parallèle. En effet, un intéressant programme satellite à la conférence proposait des visites d'installations en mode virtuel (WEST, ITER, DIII-D, RFX...) ainsi que des webinaires (de Tore Supra à WEST, les activités d'Ansaldo, d'Air liquide, ...)

et des événements comme « Women in Fusion » ou le 60<sup>ème</sup> anniversaire de la FEC.

L'IRFM a également participé à l'organisation de la conférence MT28 (Magnet Technology) en 2023 toujours au côté d'ITER Organisation. Cette conférence s'est déroulée du 10 au 15 septembre à Aix en Provence, au Grand Théâtre de Provence avec des sessions parallèles au Conservatoire et au Pavillon noir... espaces dédiés habituellement à la danse et la musique. Cette conférence a rassemblé environ 1000 participants et préfigure la conférence SOFT qu'organiserait l'IRFM en 2026 dans des conditions similaires.



FEC 2020 - Palais des congrès virtuel

## Les Newsletters WEST

Pendant toute la durée du projet WEST, l'IRFM a édité une Newsletter pour tenir informées les personnes intéressées de son avancement.

Avec le démarrage du tokamak, la périodicité de la newsletter s'est espacé. Les trois dernières ont été publiées en 2020, 21 et 2023 pour le numéro 30 qui clôture cette longue série de Newsletters commencée en 2013.



## Sciences en Fusion

La revue Sciences en Fusion a été créée en 2018 sous l'impulsion de l'Institut de Recherche sur la Fusion par confinement Magnétique et la Fédération de Recherche Fusion par Confinement Magnétique-ITER (FR-FCM) qui regroupe de nombreux établissements d'enseignement supérieur. Son objectif est de fournir des informations à un large public sur les avancées scientifiques dans les domaines de la Fusion tout en mettant en avant les synergies avec d'autres thématiques comme l'astrophysique par exemple.

Le numéro 3, « Interfaces » consacrée à l'interaction plasma-paroi est paru en 2020, le numéro suivant intitulé « Simulation », de 2022, traite de la simulation numérique au service des recherches sur les plasmas confinés magnéti-

quement. Le dernier numéro « Ondes », écrit en 2023 est dédié aux ondes électromagnétiques et à leurs applications dans les plasmas de fusion.



## Une cérémonie d'envergure pour WEST

Le tokamak WEST est entré en opération dans sa configuration nominale, avec son divertor complet en tungstène massif de technologie, en 2023. Cette nouvelle phase de la vie de la machine a démarré avec une campagne expérimentale, pleine de promesses de résultats inédits pour ITER et les machines de fusion à venir. Le 6 juin 2023, sous un plafond étoilé de lumière, quatre actrices importantes du projet WEST ont raconté l'histoire du divertor devant près de 400 personnes venues célébrer ce jalon majeur du tokamak du CEA. La cérémonie a débuté par un son et lumière sur le tokamak WEST accompagné d'une vidéo retraçant en images l'histoire du divertor.



## L'IRFM dans les médias

Les journalistes s'intéressent de plus en plus à la Fusion. L'avancement du chantier ITER, les annonces de nouvelles start-up ou les progrès réalisés dans d'autres laboratoires de par le monde sont autant d'occasions d'approcher des spécialistes du CEA pour mieux comprendre les enjeux scientifiques de la Fusion. Ainsi en 2022 et 2023, le record atteint sur le tokamak européen JET et le démarrage du tokamak JT-60SA au Japon ont fait l'objet de plusieurs articles en France où

la parole a été donnée à des chercheurs du CEA-IRFM. Des journalistes de la presse télévisée régionale et de la presse écrite étaient d'ailleurs présents lors de la cérémonie WEST du 6 juin 2023.

# VI Collaborations

L'IRFM est l'acteur central en France pour toutes les activités de recherche sur la fusion par confinement magnétique visant à la production industrielle d'énergie de fusion. Il remplit sa mission en s'appuyant sur un réseau de collaborations structuré, aligné sur ses domaines de recherche prioritaires, couvrant l'exploitation des tokamaks, l'expérimentation des plasmas, la simulation numérique des plasmas et l'ingénierie de la fusion. Ce réseau de collaborations est triple, comprenant la Fédération française de recherche sur la fusion magnétique au niveau national, le consortium EUROfusion au niveau européen, et un certain nombre de collaborations bilatérales au niveau international, en particulier avec les États-Unis, la Chine et la Corée du Sud (figure 1).

Malgré la pandémie de Covid-19 et le contexte international toujours très complexe, l'institut a pu maintenir un bon niveau d'interactions avec ses partenaires sur la période 2020 - 2023 avec des progrès significatifs dans les activités, en gardant la préparation à l'exploitation d'ITER et l'exploitation scientifique comme principal élément structurant et prioritaire. WEST étant le seul tokamak supraconducteur et activement refroidi fonctionnant dans un environnement de tungstène en Europe, il offre des atouts uniques et attrayants à la communauté

internationale de la fusion. L'achèvement de l'installation de son divertor en tungstène activement refroidi de technologie ITER en 2022 a sans équivoque renforcé sa position dans le paysage international des tokamaks supraconducteurs, aux côtés d'EAST et de KSTAR, avec de nouvelles synergies potentielles pour répondre aux besoins d'ITER où une première paroi en tungstène (au lieu du béryllium) est désormais envisagée.



Figure 1: Cartographie du réseau de collaboration de l'IRFM

## L'IRFM au centre d'un réseau national

La recherche académique nationale sur la fusion par confinement magnétique est coordonnée depuis 2007 par la « Fédération Française sur la Fusion Magnétique - ITER » (FR-FCM), créée à l'initiative du CEA<sup>[1]</sup> et du CNRS pour organiser l'effort national et préparer la communauté à l'exploitation scientifique d'ITER. La FR-FCM est une structure fédérative agile et pluridisciplinaire, qui rassemble aujourd'hui l'expertise de plus de 40 laboratoires académiques, issus de diverses institutions de recherche ou d'enseignement supérieur (figure 1).



Figure 1 : Le réseau FR-FCM

Si la communauté FR-FCM est principalement répartie sur trois sites (Aix-Marseille, la région parisienne et Nancy), le site d'Aix-Marseille joue un rôle central grâce à la proximité géographique du tokamak WEST (et plus tard d'ITER). Ce rôle s'est structuré autour de la création de l'Institut des Sciences de la Fusion et de l'Instrumentation en Milieu Nucléaire (ISFIN<sup>[2]</sup>), dans lequel l'IRFM et le CEA se sont fortement impliqués, et qui a vu le jour en 2020. Dans l'intervalle et à la demande du Ministère de l'Enseignement Supérieur de la Recherche et de l'Innovation, la FR-FCM a élaboré une proposition de stratégie

nationale partagée par l'ensemble des acteurs nationaux, et a proposé une feuille de route nationale pour 2020 - 2030 autour de deux axes : l'expérimentation sur WEST et la simulation numérique. Le suivi des actions menées par la FR-FCM et la réflexion sur de nouvelles actions prospectives ont été à l'ordre du jour du cinquième colloque prospectif de la FR-FCM qui s'est tenu en mai 2022 à Montauban, première rencontre en présentiel suite à la pandémie de Covid-19, réunissant plus de 70 participants issus de 25 laboratoires français.

## Participation de l'IRFM au programme EUROfusion

Depuis 2014, la communauté de la fusion en Europe est structurée autour du Consortium EUROfusion qui se compose actuellement de 30 organismes de recherche, et derrière eux 152 entités associées, y compris des universités et des entreprises, de 25 États membres de l'Union européenne plus le Royaume-Uni, la Suisse et l'Ukraine en tant que membres associés. EUROfusion a pour objectif de soutenir et de financer les activités de recherche sur la fusion au nom du programme Euratom de la Commission européenne, avec une feuille de route vers la réalisation de l'énergie de fusion. Les membres du consortium participent aux activités du programme par le biais d'appels d'offres compétitifs. L'IRFM mène la participation du bénéficiaire français au programme en tant que troisième contributeur (derrière l'Allemagne et l'Italie) depuis 2021, dans le cadre du programme Euratom 2021 - 2025 sous le cadre d'Horizon Europe. Sa contribution se concentre principalement sur les sous-programmes suivants :

- ▶ WEST, qui complète les efforts considérables déployés sur les questions liées au tungstène dans les tokamaks (AUG, JET) et les dispositifs d'interaction plasma-paroi (Magnum PSI, Judith, Gladis, PISCES ...) en fournissant un environnement intégré pour l'exploitation du divertor d'ITER et qui permet d'explorer des scénarios de fonctionnement avec des plasmas de longue durée sur une échelle de temps d'équilibre plasma-paroi pertinente dans un environnement métallique, d'évaluer des techniques de conditionnement complet de la paroi en tungstène dans un tokamak métallique supraconducteur, ou de développer des outils pour un fonctionnement sûr des composants métalliques activement refroidis en contact avec le plasma, avec une fiabilité et une adaptabilité élevées grâce à l'IA.

[1] Au sein du CEA, l'IRFM mène toutes les activités de recherche sur la physique des plasmas de tokamak et interagit avec d'autres instituts dans le domaine de la cryotechnologie, de l'ingénierie nucléaire des systèmes de fusion (pour les questions liées à la conception des composants nucléaires, aux matériaux sous irradiation neutronique, au cycle du tritium à la sûreté et au démantèlement des installations de fusion), de l'assemblage de matériaux hétérogènes et de la robotique pour la maintenance nucléaire.

[2] L'ISFIN encourage la formation et la recherche dans les sciences de la fusion, l'instrumentation nucléaire et la caractérisation mécanique des matériaux et des structures pour la fission et la fusion, avec une approche interdisciplinaire, y compris les aspects sociétaux. Il implique une forte collaboration avec de nombreux laboratoires d'Aix-Marseille Université et d'autres institutions académiques de Marseille, avec des synergies entre la fusion et la fission.

- ▶ La préparation de la mise en service et de l'exploitation scientifique de JT60-SA (l'actuel chef de l'équipe expérimentale européenne étant issu de l'IRFM), et l'organisation de la première école internationale de fusion de JT60-SA.
- ▶ La simulation numérique, avec le pilotage de quatre des 14 projets de simulation visant à développer des outils numériques standard européens sur les thèmes prioritaires suivants :
  - Plasma de bord pour les centrales de fusion ;
  - Sources d'impuretés, transport et écrantage ;
- ▶ Dynamique des électrons découplés lors des disruptions ;
- ▶ Prédiction fiable de la performance du plasma et des limites opérationnelles dans les tokamaks.
- ▶ R&D sur le divertor de DEMO, JT60-SA, [DTT](#) et W7X ;
- ▶ Études des couvertures tritigènes ;
- ▶ Des activités spécifiques sur le diagnostic infrarouge synthétique et le développement d'outils d'intelligence artificielle, la neutronique, le banc tests du chauffage par injection de neutres à Padoue, dans le cadre de la préparation de l'exploitation d'ITER et de l'exploitation scientifique.

## Coopérations bilatérales en dehors du cadre d'EUROfusion

L'IRFM est également impliqué dans un certain nombre d'activités de collaborations bilatérales en dehors du cadre d'EUROfusion, notamment l'exploitation du système tomographique GEM et les études sur le transport du W avec l'IPPLM, le développement de méthodes tomographiques à rayons X mous et durs avec l'IF JAPAN, et les études de conception de bolomètres à rayonnement infrarouge pour WEST avec l'AUB. En outre, l'IRFM est fortement impliqué dans la coordination du plan de recherche de la [DTT](#). L'accord de collaboration signé

avec le Consortium [DTT](#) en 2022 couvre également un certain nombre d'activités de soutien, notamment la participation et la formation au fonctionnement de WEST (stratégies avancées de contrôle des plasmas de longue durée, système de chauffage ICRF), les simulations de scénarios et de physique avec les outils de l'IRFM, et le développement d'un système de base de données IMAS.

## Une coopération franco-chinoise largement couverte par SIFFER

L'accord quadripartite [SIFFER](#) (Sino French Fusion Energy Center) impliquant ITER-China, le CNNC/SWIP, le CAS/ASIPP et le CEA/IRFM, couvre la majeure partie de la coopération franco-chinoise en fusion depuis 2017. Celle-ci comprend entre autres le développement de technologies pour la fusion et la R&D en physique, en s'appuyant sur des activités conjointes au niveau de l'exploitation scientifiques des machines de fusion française et chinoises (WEST, EAST, HL-2A, HL-3), et sur les activités de R&D en accompagnement des études de conception des machines de fusion du futur (ITER, CFETR, ...). Sur la période 2020 – 2023, les activités ont porté sur sept « Specific Project Agreement » (SPA) établis sous la forme d'une coopération renforcée des trois laboratoires SWIP, ASIPP et IRFM, et traitant de la simulation intégrée des plasmas de fusion, du

divertor de technologie ITER pour WEST (suivi de fabrication, installation et exploitation), de la technologie infrarouge pour la surveillance des composants face au plasma, du contrôle de la MHD, du développement de protections activement refroidies Bore/CuCrZr pour les antennes RF, et enfin du déploiement de IMAS pour la gestion des données.



## EAST and WEST for BEST

Une activité de collaboration portant spécifiquement sur le projet [BEST](#) a été lancée en 2022 avec ASIPP. Centrée sur différents volets scientifiques et techniques (systèmes cryogéniques et aimants supraconducteurs, évaluation de flux thermique, matériaux avancés, sûreté nucléaire, chauffage RF), la collaboration prévoit aussi des expériences conjointes sur EAST et WEST pour préparer l'opération de [BEST](#). Dans ce cadre,

l'IRFM a déjà accueilli dans ses locaux deux collaborateurs d'ASIPP pendant plusieurs mois.

## Un rapprochement de WEST et KSTAR

La perspective de la mise en service du divertor activement refroidi tungstène de KSTAR a motivé le lancement d'une nouvelle collaboration entre l'IRFM et KFE en 2023. Elle porte principalement sur l'opération et le contrôle des plasmas sur des temps longs en environnement tungstène, et les enjeux de l'interaction entre le plasma et les matériaux face au plasma. La collaboration avec la Corée du Sud comprend également

l'exploitation dans WEST d'un diagnostic d'imagerie ECE (ECEI) avec UNIST et POSTECH (les premières mesures ECEI ont été obtenues à l'occasion de la campagne expérimentale de WEST en 2023), et l'exploitation d'un diagnostic de spectroscopie VUV pour l'étude du transport des impuretés avec KAIST.

## Un centre de recherche commun à la Nanyang Technological University de Singapour

Après la chaire de professeur de NTU établie en 2023 avec l'IRFM, visant à soutenir de nouveaux programmes de recherche et à former une main-d'œuvre qualifiée pour faire progresser les technologies pertinentes dans le domaine de la fusion magnétique, le centre de recherche commun SAFE (Singapore Alliance with France for Fusion Energy) a été créé en vertu d'un nouvel accord-cadre entre le CEA et NTU sur l'énergie de fusion. SAFE est soutenu par une subvention de 5 ans de la Fondation Nationale de la Recherche de Singapour. Ses objectifs comprennent la théorie et la modélisation des plasmas obtenus par fusion magnétique en utilisant des simulations de premier principe et des outils d'intelligence artificielle, le développement et la mise en œuvre de diagnostics par spectrométrie gamma dans WEST, soutenus par un vaste programme de modélisation des perturbations.



Signature SAFE

## Une collaboration avec les laboratoires américains particulièrement dynamique

Depuis 2020, six projets soutenus par le DOE ont été lancés avec PPPL, ORNL, MIT, l'University of Tennessee – Knoxville et l'University of Illinois – Urbana/Champaign, en collaboration avec l'IRFM, sur un certain nombre de thématiques d'intérêt majeur pour WEST comme l'étude des sources et du transport du tungstène, l'étude du tungstène comme matériau de première paroi, le conditionnement des parois, les chauffages RF et l'utilisation de modèles HF pour le couplage des ondes et

l'étude des effets sur l'interaction plasma paroi, la génération de courant. Les projets incluent également la fourniture de diagnostics de spectroscopie X (soft X-ray, hard X-ray, compact XICS, ...), d'un injecteur de poudre de bore, d'un diagnostic de spectroscopie pour la mesure des champs électriques devant les antennes, et le développement d'une sonde émissive pour la mesure du champ magnétique généré par les ondes ICRF.



Visite du DOE



# VM Récompenses

## Samuele Mazzi, double lauréat lors de la «47<sup>th</sup> EPS Conference of Plasma Physics »



Samuele Mazzi, thésard AMU-CEA, a obtenu les deux prix : «PhD Student Poster Prize » et le «Itoh Prize » lors de la conférence [EPS](#) de 2021.

Le «Ph.D. Student Poster Prize » est décerné au meilleur poster affiché à la conférence par un doctorant. Le prix est parrainé par la revue Plasma Physics and Controlled Fusion (PPCF), la Société Européenne de Physique ([EPS](#)) et l'Union Internationale de Physique Pure et Appliquée (IUPAP). La compétition pour obtenir ce prix est importante car une grande majorité des doctorants présentant un poster lors de la conférence postulent à ce prix. Le jury est composé des membres du comité du programme de la conférence.

Samuele Mazzi a obtenu ce prix avec son poster « Suppression of ion scale turbulent transport by MeV range fast ions at JET ».

Le Prix Itoh vise à récompenser les doctorants qui ont effectué d'excellentes recherches sur la turbulence du plasma, le transport, le confinement ou tout autre sujet connexe. Le concours est jugé par un panel d'experts présidé par le professeur Akihide Fujisawa de l'Université de Kyushu. Samuele Mazzi aura l'occasion de visiter l'Université de Kyushu, au Japon, pendant une semaine, tout frais payés.

Au cours de sa thèse, Samuele Mazzi a analysé l'interaction entre les ions très énergétiques générés par les antennes ICRH (jusqu'à 2 MeV), qui déstabilisent des fluctuations du plasma à très haute fréquence appelées modes d'Alfvén (AE pour Alfvén Eigenmode), et le transport turbulent entraîné par des fluctuations liées aux ITG (Ion Temperature Gradient). Des simulations gyrocinétiques non linéaires par le calcul haute performance (HPC) démontrent clairement que l'amélioration du confinement des ions thermiques obtenue à JET dans de telles conditions est due à une interaction multi-échelle entre l'AE et l'ITG, ce qui conduit à la suppression du transport turbulent. Ces résultats suggèrent que sur ITER, où les particules alpha très énergétiques générées par des réactions de fusion pourraient déstabiliser les modes d'Alfvén, le confinement ne sera pas dégradé en présence de tels modes, comme suggéré dans le passé, mais il sera plutôt amélioré.

Samuele Mazzi effectue une thèse AMU-CEA au PIIM (directeur : David Zarzoso), il est co-encadré par l'IRFM (Jeronimo Garcia) et co-financé via l'INSTN.

## Xavier Litaudon : prix du centralien Marseille de l'année 2021

Ce prix a pour objet de mettre en lumière un ancien élève dont la carrière professionnelle est une réussite et constitue un exemple pour les futures générations de Centraliens de Marseille. Le Lauréat est désigné par vote du Conseil d'Administration de Centrale Marseille Alumni et est décerné lors de son Assemblée Générale.

Xavier Litaudon a obtenu ce prix en 2021, en reconnaissance à son parcours à la pointe de la recherche et de l'innovation dans le domaine fusion nucléaire.



## Xavier Garbet lauréat du prix Alfvén 2022 décerné par l'European Physical Society

Xavier Garbet a vu son importante contribution à la théorie de la dynamique mésoscopique des plasmas de fusion magnétiquement confinés récompensée par le prix Alfvén traditionnellement remis lors de la conférence EPS sur la Physique des Plasmas.

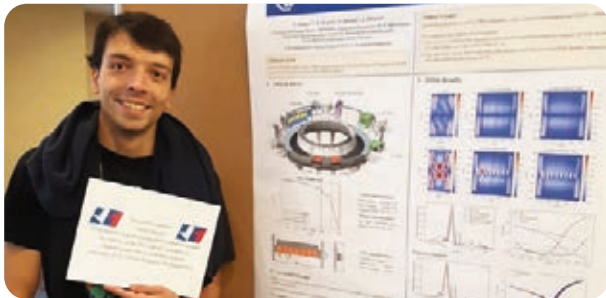
Après la médaille d'argent du CNRS en 2010 et le prix Holweck en 2019, Xavier Garbet a vu une nouvelle fois son travail récompensé par un prestigieux prix : le prix Alfvén de l'European Physical Society. Du nom de l'astrophysicien suédois prix Nobel de physique en 1970, ce prix a été créé par la Division de la physique des plasmas de l'EPS en 2000 et permet de mettre en visibilité des résultats qui ont déjà façonné le domaine de la physique des plasmas ou qui ont démontré leur potentiel de le faire dans un avenir proche.

Ce prix lui est accordé pour sa contribution à la théorie de la dynamique mésoscopique des plasmas de fusion magnétiquement confinés et en particulier pour la compréhension de la propagation de la turbulence, pour ses travaux de simulations gyrocinétiques forcées par flux, ceux sur les barrières de transport et les instabilités dans le plasma de bord.



## Vincent Maquet obtient le prix du meilleur poster de la conférence RF 2022 en lien avec le projet d'antenne TWA pour WEST

Le comité scientifique de la conférence RF 2022 -- organisée fin septembre 2022 à Annapolis, USA -- a décerné le prix de la meilleure contribution étudiante à Vincent Maquet du laboratoire ERM (Bruxelles), pour ses travaux sur l'optimisation d'une antenne de type TWA pour WEST.



Les antennes pour le chauffage du plasma de type TWA (pour Traveling Wave Array) présentent de nombreux avantages en termes de performances et de simplifications mécaniques, à condition de pouvoir les installer dans la chambre à vide, car elles prennent plus de place que celle disponible habituellement par les queusots. Si ce type d'antenne n'est pas nouveau, ce n'est que lors de ces dernières années sous l'impulsion du laboratoire ERM (Bruxelles) qu'elles ont été proposées pour le chauffage des ions du plasma (ICRH). Une démonstration d'un prototype d'antenne TWA a même été testé avec succès sur le banc test TITAN de l'IRFM et les résultats étaient rapportés à la conférence RF 2022 par Riccardo Ragona (DTU/ Danemark, auparavant ERM).

## Rebecca Riccioli lauréate du prix Paul Caseau 2022

Rebecca Riccioli a reçu le Prix Paul Caseau pour l'excellence scientifique de ses travaux de recherche.

Le prix Paul Caseau a été créé en 2012 en mémoire de Paul Caseau, membre fondateur de l'Académie des technologies et ancien directeur de la R&D d'EDF. Il est porté par l'Académie des technologies, l'institut de France et EDF au travers de leur Programme Science et Enseignement. Il récompense des travaux de thèse, menés dans le domaine de l'énergie, particulièrement remarquables.

Rebecca a obtenu ce prix dans la catégorie «modélisation et simulation numérique» pour sa thèse intitulée « Mechanical modeling of superconducting cables for fusion under cyclic electromagnetic and thermal loads ».



## Robin Varennes, Lauréat pour le prix de thèse de l'Ecole Doctorale Physique et Sciences de la Matière

Robin Varennes s'est vu remettre ce prix de l'Ecole Doctorale 352 de l'Université Aix-Marseille le 16 juin 2023.

Il a donné un exposé à la journée scientifique de l'Ecole Doctorale 352 (ED352) à l'occasion de la remise de son prix de thèse 2022, en compagnie des autres lauréats. Le sujet de ses travaux est «Flow drive in tokamak plasmas: competition and synergies between turbulence and collisional effects».

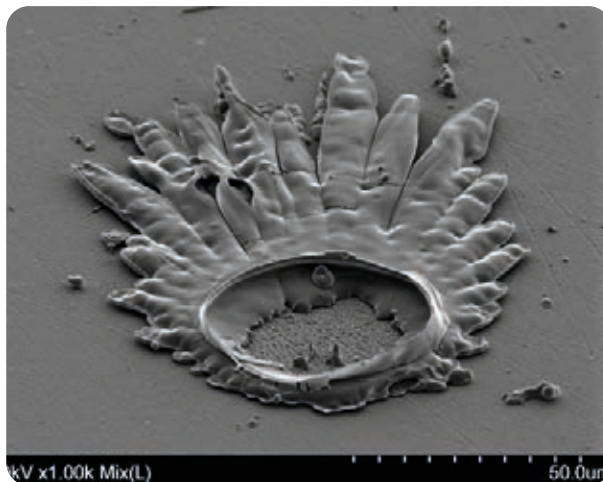
Les deux meilleurs dossiers, dont le sien, concourent également au prix de thèse de la ville de Marseille et au prix de thèse d'Aix-Marseille Université.



## Le premier prix pour « Corolle de tungstène vers l'énergie des étoiles » d'Elodie Bernard

Le premier prix du jury du concours « Beauté cachée de la science » a été attribué à la photo envoyée par la chercheuse de l'IRFM Elodie Bernard. En 2023, c'est le cliché d'Elodie Bernard qui a été couronné du premier prix du jury : l'impact d'une particule fondue collectée sur un des échantillons placés sur la première paroi du tokamak WEST dans le cadre d'une collaboration entre l'IRFM et le NIFS.

Des échantillons de tungstène sont préparés au Japon, puis placés dans des porte-échantillons fixés sur la première paroi du tokamak. Ils sont ensuite témoins de tous les événements de la campagne, des phases de conditionnement aux décharges plasma. Leur analyse par microscopie électronique à balayage (comme ici) ou à transmission permet d'étudier in situ, au fur et à mesure de l'évolution des conditions plasmas, l'évolution de la surface des matériaux face aux cyclages thermiques, aux boronisations et à l'exposition aux particules s'échappant des lignes de champs magnétique. En savoir plus sur l'édition 2023 du concours photos « 科学の幽玄 – Beauté cachée de la science » : <https://concourusyugen.jp.ambafrance.org/>



Organisé par l'ambassade de France au Japon, le concours « 科学の幽玄 – Beauté cachée de la science » met à l'honneur des images issues de collaborations franco-japonaises.

## Prix solennel de thèses de la Chancellerie des Universités de Paris pour Rémi Delaporte-Mathurin

Rémi, qui a fait sa thèse en collaboration entre le CEA-IRFM et le Laboratoire des Sciences des Procédés et des Matériaux (Université Sorbonne Paris Nord) a reçu le prix solennel de Thèses 2023 de la chancellerie des Universités de Paris. Sa thèse, soutenue en octobre 2022 portait sur le « Transport de l'hydrogène dans les tokamaks : estimation de la rétention du divertor d'ITER et influence de la présence d'hélium ».

Chaque année, la chancellerie distingue l'excellence scientifique, littéraire et artistique d'une quarantaine de jeunes docteurs issus des quinze universités et six grands établissements d'enseignement supérieur d'Ile de France.

La désignation des lauréats s'effectue en deux temps : d'abord un premier choix effectué par les établissements, puis un choix par l'un des dix-huit jurys spécialisés par discipline et par prix.



# Acronymes

<i>Acronyme</i>	<i>Signification</i>	<i>Meaning</i>
<b>AE</b>	Alfven Eigenmode	Alfven Eigenmode
<b>AIA</b>	Articulated Inspection Arm	Articulated Inspection Arm
<b>ALARA</b>	As Low As Reasonably Achievable	As Low As Reasonably Achievable
<b>AMU</b>	Aix-Marseille Université	Aix-Marseille University
<b>ASEAN</b>	Association des nations de l'Asie du Sud-Est	Association of South-East Asian Nations
<b>ASIPP</b>	Institute of Plasma Physics of the Chinese academy of sciences	Institute of Plasma Physics of the Chinese academy of sciences
<b>AUB</b>	Université américaine de Beyrouth	American University of Beirut
<b>AUG</b>	Asdex UpGrade	Asdex UpGrade
<b>BED</b>	Boucle d'Eau Décarbonaté	decarbonated water loop
<b>BEST</b>	Burning Experiment Superconducting Tokamak	Burning Experiment Superconducting Tokamak
<b>CAS</b>	Académie des Sciences chinoise	Chinese Academy of Sciences
<b>CFETR</b>		China Fusion Engineering Test Reactor
<b>CFP</b>	Composants Face au Plasma	Plasma-Facing Component
<b>CJEM</b>		CS Joints Environment Mockup
<b>CNNC</b>		China National Nuclear Corporation
<b>CNRS</b>	Centre National de la Recherche Scientifique	National Centre for Scientific Research
<b>CNSTN</b>	Centre National des Sciences et Technologies Nucléaires	
<b>CORIA</b>	COmplexe de Recherche Interprofessionnel en Aérothermochimie du CNRS - Université et INSA de Rouen	Complexe de Recherche Interprofessionnel en Aérothermochimie du CNRS
<b>CS</b>	Solénoïde Central	Central Solenoid
<b>DA</b>	Agences Domestiques	Domestic Agencies
<b>DEMO</b>	DEMOstration (Power Plant)	DEMOstration (Power Plant)
<b>DES</b>	Direction des EnergieS	Division of Energies
<b>DOE</b>	Département de l'Energie	Department of Energy
<b>DPC</b>	Département de Physico-chimie	Department of Physicochemistry
<b>DRF</b>	Direction de la Recherche Fondamentale	Fundamental Research Division
<b>DTT</b>	Divertor Tokamak Test facility	Divertor Tokamak Test facility
<b>DTU</b>		Technical University of Denmark
<b>EAST</b>	Experimental Advanced Superconducting Tokamak	Experimental Advanced Superconducting Tokamak
<b>ECE</b>		Electron Cyclotron Emission
<b>ECEI</b>		Electron Cyclotron Emission Imaging
<b>ECRH</b>	Electron Cyclotron Resonant Heating	Electron Cyclotron Resonant Heating
<b>EDF</b>	Electricité De France	French multinational electric utility company
<b>EPS</b>	European Physical Society	European Physical Society
<b>ERM</b>	Ecole Royale Militaire	Royal Military Academy

<i>Acronyme</i>	<i>Signification</i>	<i>Meaning</i>
<b>F4E</b>	Fusion for Energy	Fusion for Energy
<b>FAIR</b>	Findable Accessible Interoperable Reusable	Findable Accessible Interoperable Reusable
<b>FBG</b>	Fibres à réseau de BraGg	Fiber Bragg Grating
<b>FEC</b>		Fusion Energy Conference
<b>FESTIM</b>		Finite Element Simulation of Tritium In Materials
<b>FR-FCM</b>	Fédération de Recherche Fusion par Confinement Magnétique	Fédération de Recherche Fusion par Confinement Magnétique
<b>GEM</b>		Gas Electron Multiplier
<b>HADES</b>	High heAt LoaD tEST facility	High heAt LoaD tEST facility
<b>HFS</b>	Côté à fort champ	High Field Side
<b>HL-2A</b>		Huan-Liuqi-2A
<b>HL-3</b>		Huan-Liuqi-3
<b>HPC</b>	Calcul haute performance	High-Performance Computer
<b>HTS</b>		High Temperature Superconductor
<b>ICRF</b>		Ion Cyclotron Resonance Frequency
<b>ICRH</b>	Ion Cyclotron Resonance Heating	Ion Cyclotron Resonance Heating
<b>IMAS</b>	ITER integrated Modelling and Analysis Suite	ITER integrated Modelling and Analysis Suite
<b>INSTN</b>	Institut national des sciences et techniques nucléaires	French school for energy and health technology
<b>IO</b>	ITER Organization	ITER Organization
<b>IPPLM</b>		Institute of Plasma Physics and Laser Microfusion
<b>IRESNE</b>	Institut de REcherche sur les Systèmes Nucléaires pour la production d'Énergie bas carbone	
<b>ISFIN</b>	Institut Sciences de la Fusion et de l'Instrumentation en Environnements Nucléaires	Institute for Fusion and Instrumentation Sciences in Nuclear Environments
<b>ITER USDA</b>	L'Agence Domestique ITER des Etats Unis d'Amérique	ITER US Domestic Agency
<b>ITG</b>		Ion Temperature Gradient
<b>IUPAP</b>	Union Internationale de Physique Pure et Appliquée	
<b>JET</b>	Joint European Torus	Joint European Torus
<b>JIFS</b>		JT-60SA International Fusion School
<b>JT-60 SA</b>	Japan Tokamak 60 Super Advanced	Japan Tokamak 60 Super Advanced
<b>KAIST</b>		Korean Advanced Institute of Science and Technology
<b>KIT</b>	Karlsruhe Institute of Technology	Karlsruhe Institute of Technology
<b>LH</b>	Lower Hybrid	Lower Hybrid
<b>LIBS</b>	Laser Induced Breakdown Spectroscopy	Laser Induced Breakdown Spectroscopy
<b>LIST</b>	Laboratoire d'Intégration des Systèmes et des Technologies	
<b>LPP</b>	Laboratoire de Physique des Plasmas	Laboratory for Plasma Physics
<b>LSPM</b>	Laboratoire des Sciences des Procédés et des Matériaux (Paris)	
<b>MEMENTO</b>	Metallic Melt Evolution in Next-step TOKamak	Metallic Melt Evolution in Next-step TOKamak
<b>MENA</b>		Middle East and North Africa
<b>MHD</b>	magnétohydrodynamique	Magneto-HydroDynamics
<b>MIFI</b>	Magnet Infrastructure Facilities for ITER	Magnet Infrastructure Facilities for ITER
<b>MIT</b>		Massachusetts Institute of Technology
<b>MJT</b>		Multi Jack Bolt Tensioners
<b>MT</b>		Magnet Technology
<b>NBI</b>	Neutral Beam Injection	Neutral Beam Injection
<b>NTU</b>	Nanyang Technological University	Nanyang Technological University
<b>OIS</b>		Outer Intercoil Structure
<b>ORNL</b>		Oak Ridge National Laboratory
<b>PCS</b>	Système de Contrôle des Plasmas	Plasma Control System
<b>PFPO</b>		Pre-Fusion Plasma Operation

<i>Acronyme</i>	<i>Signification</i>	<i>Meaning</i>
<b>PFU</b>	Plasma-Facing Unit	Plasma-Facing Unit
<b>PLM</b>		Product Lifecycle Management
<b>POSTECH</b>		Pohang University of Science and Technology
<b>PPPL</b>	Princeton Plasma Physics Laboratory	Princeton Plasma Physics Laboratory
<b>RF</b>	Radio Fréquence	Radio Frequency
<b>SAFE</b>		Singapore Alliance with France for Fusion Energy
<b>SELFIE</b>	SELf FIEld joints test facility	SELf FIEld joints test facility
<b>SIFFER</b>	SIno French Fusion Energy centreR	SIno French Fusion Energy centreR
<b>SPA</b>		Specific Project Agreement
<b>SWIP</b>		SouthWestern Institute of Physics
<b>TBS</b>	Test Blanket System	Test Blanket System
<b>TCV</b>	Tokamak à Configuration Variable	Variable Configuration Tokamak
<b>TITAN</b>	Test-bed for ITer ion cyclotron ANtenna	Test-bed for ITer ion cyclotron ANtenna
<b>TRANSAT</b>	TRANSversal Actions for Tritium	TRANSversal Actions for Tritium
<b>TWA</b>	Travelling Wave Array	Travelling Wave Array
<b>UNIST</b>		Ulsan National Institute Science and Technology
<b>VUV</b>		Visible Ultra-Violet
<b>W7-X</b>		Wendelstein 7-X - réacteur expérimental à fusion nucléaire de type stellarator, construit en Allemagne par l'Institut Max-Planck de physique des plasmas
<b>WAVS</b>	Wide Angle Viewing System	Wide Angle Viewing System
<b>WEST</b>	W (tungsten) Environment in Steady-state Tokamak	W (tungsten) Environment in Steady-state Tokamak
<b>XICS</b>	X-Ray Imaging Crystal Spectrometer	X-Ray Imaging Crystal Spectrometer
<b>XR</b>	eXtented Reality	eXtented Reality





**Institut de Recherche sur la Fusion par  
confinement Magnétique**

Direction de la Recherche Fondamentale  
Centre de Cadarache  
13108 Saint-Paul-Lez-Durance

[irfm.cea.fr](http://irfm.cea.fr)