

Réacteurs nucléaires de fusion

**//considérations sur les questions
de sûreté et de radioprotection
des réacteurs de démonstration
après l'installation ITER**

Édition du 17 novembre 2017

Réacteurs nucléaires de fusion

//considérations sur les questions
de sûreté et de radioprotection
des réacteurs de démonstration
après l'installation ITER

Rapport IRSN 2017/199
ISRN/IRSN-2017/199-FR

L'IRSN

//en bref

L'**Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire** est un établissement public à caractère industriel et commercial dont les missions sont définies par la loi **n°2015-992 du 17 août 2015** relative à la transition énergétique pour une croissance verte et dont l'organisation et la gouvernance sont précisées dans le **décret n°2016-283 du 10 mars 2016**. L'IRSN est placé sous la tutelle conjointe du ministre chargé de l'écologie, du ministre de la défense et des ministres chargés de l'énergie, de la recherche et de la santé.

Expert public en matière de recherche et d'expertises relatives aux risques nucléaires et radiologiques, l'**Institut** couvre l'ensemble des problématiques scientifiques et techniques associées à ces risques. En interaction avec les acteurs concernés par ces risques, l'IRSN concourt aux politiques publiques en matière de sûreté nucléaire, de protection de l'homme et de l'environnement contre les rayonnements ionisants ainsi que de protection des matières nucléaires, de leurs installations et de leurs transports vis-à-vis du risque de malveillance. Par son action, il concourt activement à d'autres politiques publiques majeures comme celle de la recherche et de l'innovation, de la santé-travail ou de la santé environnementale.

Documents de référence

Éditions propriété de l'IRSN
31, avenue de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
Tél : +33 (0)1 58 35 88 88

Site web : www.irsn.fr

ISSN 2117-7791

Pour plus d'informations
contacter :

IRSN
Bureau de la communication
stratégique et scientifique
BP 17
92262 Fontenay-aux-Roses
Cedex
Fax : +33 (0)1 58 35 81 39

doc.syn@irsn.fr

Avant-propos

Expert public des risques nucléaires et radiologiques, l'**Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire** conduit des programmes de recherche et mène des études dans ses domaines de compétences scientifiques et techniques et fournit un appui technique aux autorités publiques compétentes en matière de sûreté et de sécurité nucléaires et de radioprotection. Dans l'exercice de ses missions d'évaluation et de prévention des risques, missions propres ou missions en appui aux autorités de sûreté, de sécurité et de radioprotection, l'Institut est amené à prendre position sur un certain nombre de sujets à caractères scientifique et technique.

Dans sa volonté de partager ses connaissances et de fournir une information de qualité à l'ensemble de ses partenaires et des acteurs concernés par ces risques, l'**IRSN** publie des « documents de référence », qui reflètent sa position, sur un sujet donné, au jour de leur publication.

Cette position peut être revue, en fonction du progrès des connaissances scientifiques, des évolutions réglementaires, ou de la nécessité de son approfondissement. Lorsqu'un positionnement n'est pas totalement conclusif, une synthèse de l'existant est proposée dans le but de capitaliser les informations utiles sur une question ou un sujet donné et d'apporter les informations concourant à la prise de décision.

Ces documents sont élaborés par des experts de l'**IRSN**, le cas échéant en collaboration avec des experts extérieurs, puis soumis à un processus de validation sous assurance qualité.

Ce document peut être librement utilisé et cité, à condition d'en mentionner la source et la date de publication. Les commentaires sont bienvenus. Ils peuvent être transmis à l'adresse indiquée en marge en faisant référence au document auquel ils s'adressent.

www.irsn.fr

Jean-Christophe Niel
Directeur général

Documents de référence

IRSN
BP 17
92262 Fontenay-aux-Roses
cedex
Fax : +33 (0) 1 58 35 81 39

doc.syn@irsn.fr

Préface

Le présent ouvrage - qui se place dans le champ de l'anticipation - a pour objectif d'explicitier les questions de sûreté et de radioprotection à examiner dès la conception des futurs réacteurs nucléaires de fusion après ITER, qui devraient constituer l'étape préparatoire à la réalisation de moyens industriels de production d'électricité à l'aide de la fusion nucléaire.

Ces réacteurs - qui succéderont à l'installation expérimentale ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), visant à démontrer la faisabilité technique et scientifique de la fusion contrôlée, en cours de construction à Cadarache - sont actuellement à l'étude dans différents pays du monde (la République populaire de Chine, la République de Corée, la République d'Inde...).

L'installation ITER est la première installation de fusion utilisant un confinement magnétique à nécessiter une autorisation de création au titre de la réglementation française des installations nucléaires. Cette autorisation a été délivrée en 2012 après un examen approfondi par l'IRSN des dispositions de sûreté et de radioprotection retenues par l'exploitant.

En raison de sa conception et de son exploitation, ITER présente des thématiques de sûreté et de radioprotection tout à fait particulières : entre autres, le risque d'explosion d'isotopes de l'hydrogène et de poussières, le dysfonctionnements du plasma, les défaillances du système magnétique...

Pour traiter ces spécificités, l'Institut a mis en place les dispositions suivantes :

- une collaboration avec l'autorité de sûreté canadienne portant sur le confinement du tritium et sur les effets des rejets de tritium dans l'environnement ;
- l'appui technique d'un expert en physique des plasmas ;
- la réalisation de calculs neutroniques et d'activation de structures par le Centre européen pour la recherche nucléaire (CERN) de Genève et la mise en œuvre de programmes de recherche et développement au sein de l'Institut et/ou en partenariat sur des problèmes particuliers de sûreté posés par une installation de fusion nucléaire.

En réalisant l'analyse de sûreté d'ITER, l'IRSN a acquis une expérience toute particulière dans ce domaine. Fort de cette expérience, et en s'appuyant sur ses acquis, l'Institut a considéré qu'il était judicieux de s'interroger sur les questions de sûreté et de radioprotection que pourraient poser les réacteurs de démonstration actuellement en projet.

Les futurs réacteurs de démonstration vont principalement se différencier de l'installation ITER par le fait de viser une autoalimentation en tritium et par des durées de fonctionnement significativement plus longues. Ces différences auront un impact très important sur la conception et, par conséquence immédiate, sur la sûreté.

Les réflexions présentées dans cet ouvrage mettent en exergue l'importance croissante des questions de sûreté et de radioprotection dans ces nouveaux concepts par rapport à l'installation ITER.

Giovanni Bruna
Directeur scientifique

//Auteur

Didier Perrault

Pôle sûreté nucléaire
Expert sénior

Sommaire

1/ Introduction	15
2/ Le concept de « tokamak »	17
3/ La conception d'une installation nucléaire de fusion	27
4/ L'installation expérimentale de fusion ITER	33
5/ Les projets de réacteurs nucléaires de fusion	35
5/1 Les réacteurs expérimentaux intermédiaires	36
5/1/1 Le projet chinois « CFETR »	36
5/1/2 Le projet américain « FNSF-AT »	37
5/1/3 Le projet indien « SST-2 »	38
5/2 Les projets de réacteurs de fusion électrogènes	39
5/2/1 Le projet coréen « K DEMO »	39
5/2/2 Le projet européen « DEMO »	40
5/2/3 Le projet japonais	41
6/ Les principales différences entre les réacteurs en projet et l'installation expérimentale ITER	43
6/1 L'autoalimentation en tritium	43
6/2 Des durées de fonctionnement significatives	46
7/ Les questions de sûreté et de radioprotection à examiner dès la conception des projets de réacteurs DEMO	49
7/1 L'évacuation de la puissance résiduelle	49
7/1/1 Lors du fonctionnement sans plasma	49
7/1/2 Lors des transferts de secteurs et lors de leur entreposage et de leur maintenance en cellules chaudes	51
7/2 Les risques d'exposition aux rayonnements ionisants	54
7/3 Les types d'accidents à envisager	55
7/3/1 Évolution des quantités de tritium et de poussières dans la chambre à vide	60
7/3/2 Présence de couvertures tritigènes	61
7/3/3 Augmentation du nombre des cas possibles de perte de contrôle du plasma	62
7/3/4 Augmentation de l'énergie magnétique des bobines toroïdales	63

7/3/5	Augmentation des quantités d'hélium mises en œuvre	63
7/3/6	Augmentation du nombre de locaux où pourraient se trouver des quantités significatives d'isotopes de l'hydrogène en dehors de la chambre à vide	64
7/3/7	Accès vertical dans la chambre à vide	64
7/3/8	Définition d'une protection à l'égard d'aléas extrêmes	65
7/4	Les rejets dans l'environnement en fonctionnement normal	65
7/4/1	Réduction des quantités de tritium dans l'installation	66
7/4/2	Examen des voies principales possibles de rejets gazeux de tritium	68
7/4/2/1	Les rejets associés aux circuits de refroidissement des couvertures tritigènes	68
7/4/2/2	Les rejets associés aux transferts des équipements internes vers les cellules chaudes et à leur traitement dans ces cellules	69
7/4/2/3	Les rejets associés aux équipements de détritiation des déchets	70
7/5	Les déchets	70
8/	Conclusion	73
9/	Glossaire	75
10/	Références	79
11/	Synthèse du rapport de l'IRSN sur la demande d'autorisation de création de l'installation expérimentale ITER	83
12/	Échéancier des principales étapes passées et à venir pour l'installation ITER	91

Liste des figures

Figure 1. Principe de confinement magnétique d'un plasma dans un tokamak © Georges Goué/IRSN.	17
Figure 2. Schéma du tokamak de l'installation ITER. © ITER Organization.	18
Figure 3. Chambre à vide et équipements internes de l'installation ITER. © ITER Organization.	19
Figure 4. Différents types de couvertures tritigènes, d'après [1]. © Georges Goué/IRSN.	21
Figure 5. Système de limitation de pression de la chambre à vide de l'installation ITER. © Georges Goué/IRSN.	23
Figure 6. Cryopompe de l'installation ITER. © ITER Organization.	23
Figure 7. Cryostat de l'installation ITER. © ITER Organization.	24
Figure 8. Bâtiment tokamak de l'installation ITER. © ITER Organization.	27
Figure 9. Bâtiment tritium de l'installation ITER. © ITER Organization.	28
Figure 10 Bâtiment cellules chaudes de l'installation ITER. © ITER Organization.	29
Figure 11. Hotte de transfert automatisée de l'installation ITER [2]. © 2017 Elsevier B.V.	30
Figure 12. Conception du projet de réacteur chinois CFETR, d'après [3] et [4]. © DR.	36
Figure 13. Conception du projet de réacteur américain FNSF-AT [5]. © A. M. Garofalo/General Atomics.	38
Figure 14. Feuille de route de la République de l'Inde, d'après [6]. © DR.	39
Figure 15. Conception du projet de réacteur coréen K-DEMO, d'après [7]. © DR.	40
Figure 16. Conception du projet de réacteur DEMO européen [8].	41
Figure 17. Refroidissement des secteurs de couverture interne pour le projet de réacteur japonais SLIMCs [18]. © Kenji Tobita/JAEA.	52

- Figure 18. Bypass dans le circuit du combustible, d'après [33].
© Georges Goué/IRSN. 67
- Figure 19. Rejets associés aux circuits de refroidissement des couvertures tritigènes, d'après [36].
© Georges Goué/IRSN. 69

1/ Introduction

Alors que les réacteurs électronucléaires actuels utilisent le phénomène de fission de noyaux lourds, principalement d'uranium, pour produire de l'énergie, les projets de réacteurs nucléaires de fusion reposent sur la fusion de noyaux légers d'isotopes de l'hydrogène, le deutérium et le tritium.

Depuis le début des recherches sur la fusion nucléaire dans les années 1950, le concept de machine le plus fréquemment utilisé à cette fin est le « tokamak », qui comporte une chambre torique dans lequel un mélange gazeux d'isotopes d'hydrogène sous forme de plasma est confiné grâce à un champ magnétique hélicoïdal résultant de la combinaison de champs magnétiques produits par des bobines. D'autres projets visent à obtenir un champ magnétique hélicoïdal en donnant une forme hélicoïdale à la chambre torique et aux bobines comme le stellarator W7X développé en Allemagne. Par ailleurs, une autre approche est développée, consistant à exercer avec des lasers une forte pression sur une cible d'isotopes d'hydrogène, principalement dans le cadre du développement des armes nucléaires (installations Laser mégajoule [LMJ] du CEA, National Ignition Facility [NIF] développée par le Lawrence Livermore National Laboratory...). Le présent rapport ne traite que de l'approche la plus courante, c'est-à-dire le confinement magnétique dans un tokamak.

Depuis les années 1950, plus de 200 tokamaks ont été développés à travers le monde pour mener à bien des recherches sur la fusion. Vers la fin des années 1980, la décision a été prise par la Communauté européenne de l'énergie atomique, le Japon, l'Union soviétique et les États-Unis d'Amérique de construire ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*⁽¹⁾) en vue de « démontrer

La fusion est la combinaison de deux noyaux d'atomes légers, le deutérium et le tritium, pour former un noyau plus lourd qui dégage une grande quantité d'énergie portée par les produits de la réaction (noyaux, particules, rayonnement).

Le concept le plus utilisé pour que la réaction de fusion se produise est le tokamak, acronyme russe qui signifie « chambre toroidale avec bobines magnétiques » qui utilise des champs magnétiques pour créer, confiner et contrôler un plasma chaud dans lequel la réaction de fusion peut se produire.

(1) Réacteur thermonucléaire expérimental international.

la faisabilité technique et scientifique de la fusion contrôlée ». Cette décision s'inscrivait dans une démarche à long terme qui prévoyait de construire ensuite un second réacteur de recherche, dénommé DEMO (*DEMONstration power plant*⁽²⁾), plus proche d'un réacteur de production d'énergie, avant l'industrialisation de la fusion nucléaire.

(2)
Réacteur de démonstration.

Du fait des quantités de matières radioactives mises en œuvre en son sein, très significativement supérieures à celles mises en œuvre dans les tokamaks construits jusqu'alors, l'installation ITER est la première installation de fusion utilisant un confinement magnétique nécessitant une autorisation au titre de la réglementation des installations nucléaires. Par conséquent, sa création a été autorisée par le décret n°2012-1248 du 9 novembre 2012, après un examen approfondi des dispositions retenues par l'exploitant en vue de prévenir ou de limiter de manière suffisante les risques et les inconvénients qu'elle présente. L'expertise de ces dispositions a été réalisée par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Une synthèse de cette expertise est présentée dans l'annexe 1 du présent document. L'installation ITER est en cours de construction. Un échéancier des principales étapes passées et à venir est présenté dans l'annexe 2 du présent document.

Actuellement, il n'est plus prévu de mener un nouveau projet international après l'installation ITER. Différents projets de réacteurs nucléaires de fusion sont aujourd'hui en cours d'études dans différents pays du monde (la République populaire de Chine, la République de Corée, la République de l'Inde...) ; la plupart de ces projets reposent sur le même concept de « tokamak ». Dans la suite du présent document et par souci de simplification, tous ces projets de type « tokamak » seront appelés « réacteurs DEMO ». Pour ces installations, les questions de sûreté et de radioprotection se poseront de manière plus importante que pour l'installation ITER.

Le présent document a pour objectif de présenter, à partir des publications disponibles aujourd'hui et sur la base de l'expérience acquise lors de l'expertise de la sûreté de l'installation ITER, quelques considérations sur les questions de sûreté et de radioprotection qu'il conviendrait d'examiner dès la conception des « réacteurs DEMO ».

ITER est la première installation de fusion utilisant un confinement magnétique nécessitant une autorisation au titre de la réglementation des installations nucléaires.

Différents projets de réacteurs, dit « réacteurs DEMO », utilisant le concept de tokamak sont en développement dans le monde pour lesquels l'IRSN, sur la base de l'expérience acquise lors de l'expertise de la sûreté de l'installation ITER, interpelle sur les questions de sûreté et de radioprotection à prendre en considération dès la conception.

2/ Le concept de « tokamak »

Dans le concept d'une installation de fusion nucléaire par confinement magnétique dit « tokamak », les réactions de fusion ont lieu à l'intérieur d'un plasma, milieu constitué d'ions et d'électrons, de forme toroïdale. Le confinement magnétique du plasma (figure 1) est principalement produit par un champ magnétique toroïdal (B_t) créé par des bobines magnétiques toroïdales et par un champ magnétique poloïdal (B_p) créé par le passage d'un courant électrique dans le plasma. Les lignes de champ magnétique hélicoïdales ainsi créées autour desquelles les ions et les électrons s'enroulent, permettent de contenir le plasma à l'intérieur d'une enceinte toroïdale étanche, dite « chambre à vide », dans laquelle du deutérium et du tritium ont été préalablement introduits.

Le plasma est un gaz chaud de faible densité produit sous l'action d'un champ magnétique intense. Il est constitué d'ions positifs et d'électrons, qui ont été arrachés sous l'effet de la température.

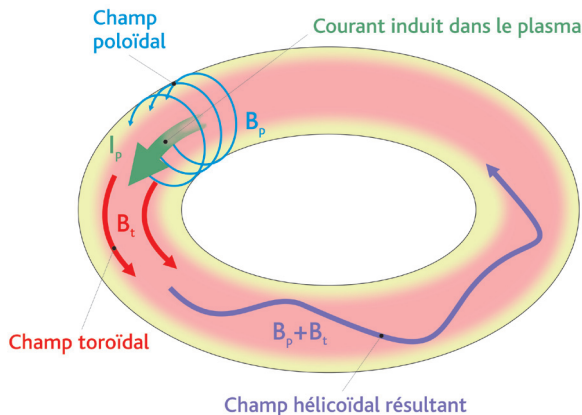
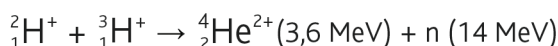


Figure 1. Principe de confinement magnétique d'un plasma dans un tokamak. © Georges Goué/IRSN.

Le courant induit, dit « courant de **plasma** », chauffe le plasma mais est insuffisant à lui seul pour atteindre les conditions de température permettant la **fusion** de deutérium et de **tritium**, il est donc nécessaire d'utiliser des moyens de chauffage additionnels qui seront mentionnés plus loin.

La réaction de fusion du deutérium (${}^2_1\text{H}^+$) et du **tritium** (${}^3_1\text{H}^+$), qui conduit à la production de particules α (${}^4_2\text{He}^{2+}$) et de neutrons (n), est la suivante :



Le **tritium** est l'isotope radioactif de l'hydrogène. Son noyau se désintègre avec une émission bêta d'une énergie moyenne de 5,7 keV qui conduit à la formation d'hélium 3 stable ; la période correspondante est de 12,3 ans.

Les neutrons produits sont de haute énergie (14 MeV) alors que l'énergie des neutrons produits par les réactions de fission est inférieure à 2 MeV ; l'énergie dégagée est, pour un cinquième, cédée par les particules α au **plasma** et, pour quatre cinquièmes, convertie en chaleur par les interactions des neutrons dans les matériaux constituant les équipements internes de la **chambre à vide** et la chambre à vide elle-même.

Un « **tokamak** » (figure 2) comprend les principaux équipements suivants :

Les neutrons produits lors de la fusion dans le plasma sont de haute énergie ; 4/5^e de cette énergie est convertie en chaleur.

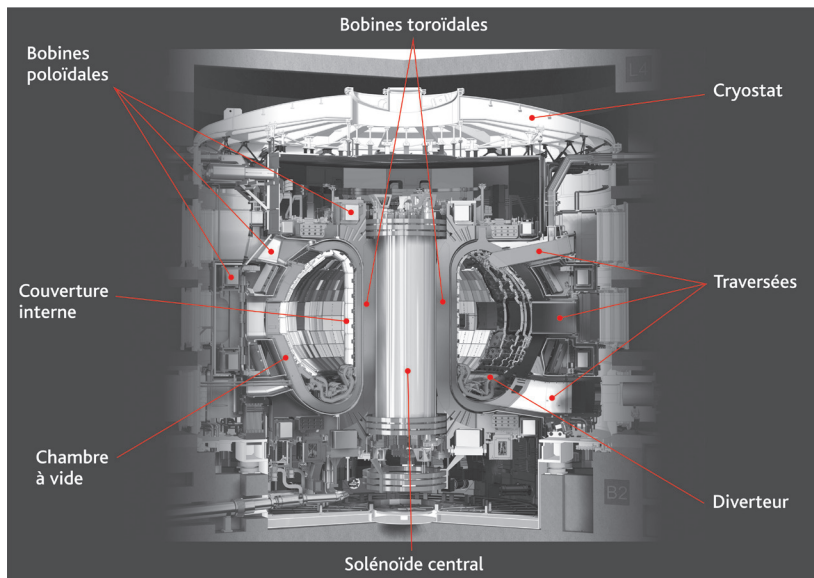


Figure 2. Schéma du tokamak de l'installation ITER. © ITER Organization.

- la chambre à vide et ses équipements internes (couverture interne et diverteur) ;

La **chambre à vide** est une enceinte métallique **toroïdale** étanche qui renferme essentiellement deux équipements : la **couverture interne** et le **diverteur** (figure 3).

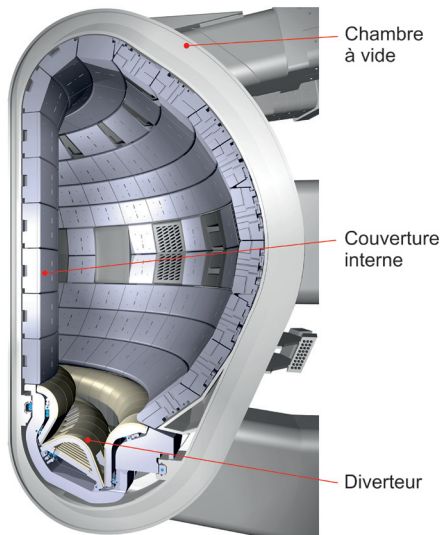
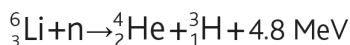
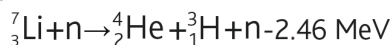


Figure 3. Chambre à vide et équipements internes de l'installation ITER. © ITER Organization.

La **couverture interne** assure la protection neutronique des parois métalliques de la **chambre à vide**. Elle est refroidie par un fluide caloporteur pour évacuer, vers des tours de refroidissement (pour l'installation **ITER**) ou vers un turboalternateur (pour « les réacteurs DEMO » électrogènes), la puissance thermique radiative du **plasma** et une grande partie de la puissance thermique due au ralentissement des neutrons dans sa structure. Il évacue également la puissance thermique produite par les réactions nucléaires des matériaux qui la constituent avec les neutrons provenant des réactions de **fusion** dans le plasma (« réactions neutroniques »). Par ailleurs, très partiellement pour l'installation ITER et intégralement pour « les réacteurs DEMO », la couverture interne est **tritigène**, c'est-à-dire qu'elle contient du lithium (Li) qui, sous le flux de neutrons provenant du plasma, produit du **tritium** selon les deux réactions suivantes :



L'essentiel de la chaleur évacuée sur ITER et transformée, *in fine* en électricité, pour un réacteur DEMO, provient du ralentissement des neutrons dans les structures de la chambre à vide et de ses équipements internes.

(3)
Le tungstène est un métal hautement réfractaire qui offre une extrême résistance à la chaleur et à l'usure.

Les couvertures tritigènes favorisent la production de tritium en même temps qu'elles assurent la protection neutronique des parois métalliques de la chambre à vide.

La paroi de la **couverture interne** qui fait face au **plasma**, dite première paroi, est soumise à des contraintes importantes dues au flux de neutrons, au flux thermique et aux chocs thermiques qui conduisent à son érosion, et donc à la création de poussières (voir chapitre 3). En outre, cette première paroi adsorbe du **tritium**. Constituée de béryllium ou de tungstène(3), elle doit être changée régulièrement en cours d'exploitation. Pour ce faire, des parties plus ou moins grandes de la couverture interne doivent être extraites de la **chambre à vide** à l'aide de robots puis acheminées, par des moyens de transport également robotisés, dans des cellules chaudes, dans lesquelles est réalisé ce changement de la première paroi.

Les **couvertures tritigènes** (voir paragraphe 6.1) constitueront des équipements essentiels des futures installations nucléaires de **fusion** ; elles font l'objet d'une intense activité de recherche et développement dans le monde ; plusieurs types de couvertures sont ainsi à l'étude (voir quelques exemples dans la figure 4) qui comportent systématiquement :

- du lithium qui, soumis au flux de neutrons provenant du **plasma**, conduit à la formation de **tritium** ; le lithium peut se présenter sous différentes formes (lithium liquide, eutectique lithium plomb, céramique lithiée, sels fondus de lithium...) ;
- un matériau multiplicateur de neutrons, comme le béryllium ou le plomb, qui permet d'augmenter la production de **tritium** ; les interactions des neutrons avec ces matériaux provoquent des réactions nucléaires qui conduisent à l'émission de deux fois plus de neutrons (réactions de type $[n, 2n]$) ;
- un fluide caloporteur (eau, hélium, métal liquide...) pour évacuer, vers des tours de refroidissement (pour l'installation **ITER**) ou vers un turboalternateur (pour « les réacteurs DEMO » électrogènes), une partie de la puissance thermique radiative du **plasma**, la puissance thermique due au ralentissement des neutrons dans sa structure et la puissance thermique issue des « réactions neutroniques ».

Le **diverteur** implanté en partie basse de la **chambre à vide** permet d'en extraire l'hélium 4 (constitué de particules α provenant des réactions de **fusion** ayant capté des électrons du **plasma**), le combustible (**tritium** et deutérium) qui n'a pas « fusionné » et des impuretés (notamment des poussières

provenant de l'érosion de la première paroi de la **couverture interne** et du **diverteur**). Comme la couverture interne, le diverteur est refroidi par un fluide caloporteur pour évacuer, vers des tours de refroidissement (pour l'installation ITER) ou vers un turboalternateur (pour « les réacteurs DEMO » électrogènes), une partie de la puissance thermique radiative du **plasma**, la puissance thermique due au ralentissement des neutrons dans sa structure et la puissance thermique issue des « réactions neutroniques ». Le diverteur est également équipé d'une première paroi qui fait face au plasma, dont le matériau (tungstène) peut être différent de celui de la première paroi de la couverture interne, en raison du flux thermique plus important provenant du plasma, et qui doit également être changée en cours d'exploitation ; cette maintenance est réalisée de la même manière que pour la couverture interne.

Le diverteur, implanté en partie basse de la chambre à vide, permet d'extraire de l'hélium, le combustible qui n'a pas « fusionné » (et qui peut être réutilisé) et des impuretés.

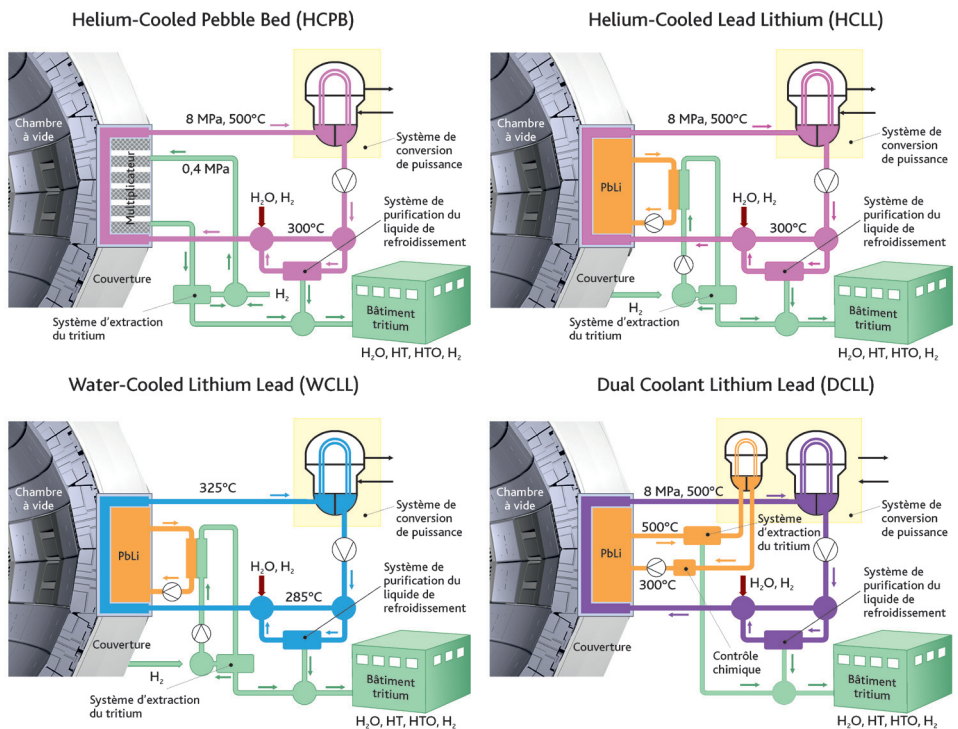


Figure 4. Différents types de couvertures tritigènes, d'après [1] (HCPB : couverture « multiplicateur de neutrons » refroidie à l'hélium ; HCLL : couverture plomb-lithium refroidie à l'hélium ; WCLL : couverture plomb-lithium refroidie à l'eau ; DCLL : couverture plomb-lithium refroidie par de l'eau et de l'hélium). © Georges Goué/IRSN.

La **chambre à vide** est une enceinte métallique ; de l'eau de refroidissement circule entre les deux parois pour évacuer, vers des tours de refroidissement (pour l'installation **ITER**) ou vers un turboalternateur (pour « les réacteurs DEMO » électrogènes), la puissance thermique due au ralentissement des neutrons dans les parois et dans les blocs en acier boré installés entre ces parois et la puissance thermique issue des « réactions neutroniques ». Des traversées permettent la mise en place d'équipements permettant de suivre le comportement et les performances du **plasma**, de chauffage additionnel du plasma, du circuit de combustible et des circuits de refroidissement et de mise sous vide (voir la figure 3). Des traversées sont également prévues pour permettre l'extraction de parties de **couverture interne** ou de **diverteur** à des fins de maintenance. La section de ces traversées est très importante lorsque les parties de la couverture interne ou du diverteur à extraire sont très volumineuses, ce qui a un impact important sur la conception générale du **tokamak**.

La **chambre à vide** est munie en outre d'un système de limitation de pression pour faire face à toutes les situations accidentelles envisageables de remontée en pression interne (entrée d'eau, entrée d'air...). Ce système comprend une ligne de décharge équipée de vannes et de disques de rupture aboutissant dans un réservoir de décharge à moitié rempli d'eau, ce qui permet la condensation, par barbotage, de la majeure partie de l'eau tritiée (HTO) formée en cas de fuite d'eau d'un système de refroidissement dans la chambre à vide par réaction avec le **tritium**. La partie de l'eau tritiée non condensée serait pour l'essentiel piégée par le système de ventilation et de détritiation qui met en dépression le ciel du réservoir de décharge. La partie non piégée serait rejetée dans l'environnement par une cheminée de l'installation (figure 5). Dans le cas d'une entrée d'air dans la chambre à vide, les gaz incondensables tritiés (HT) seraient pour l'essentiel piégés uniquement par le système de ventilation et de détritiation. Les autres matières radioactives présentes dans la chambre à vide et dans les systèmes de refroidissement (poussières activées et produits de corrosion activés) seraient pour l'essentiel piégés par des filtres du système de ventilation et de détritiation.

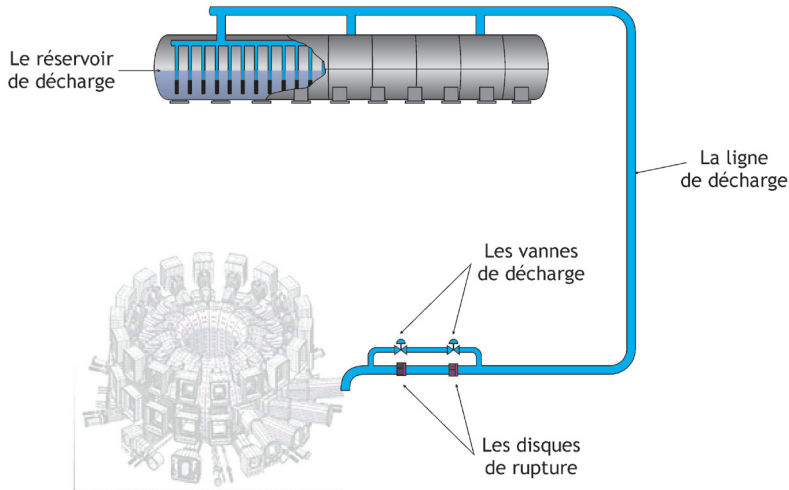


Figure 5. Système de limitation de pression de la chambre à vide de l'installation ITER. © Georges Goué/IRSN.

- les cryopompes ;

Les **cryopompes** (figure 6), implantées sous la **chambre à vide** en aval du **diverteur**, permettent d'évacuer vers un bâtiment auxiliaire les gaz et les poussières de la chambre à vide (principalement le **tritium** et le deutérium n'ayant pas réagi, l'hélium 4 issu des réactions de **fusion** et les poussières provenant de l'érosion de la première paroi de la **couverture interne** et de la première paroi du diverteur).

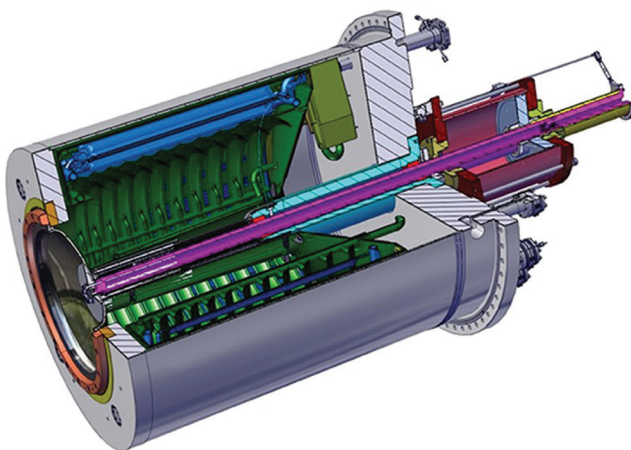


Figure 6. Cryopompe de l'installation ITER. © ITER Organization.

- le système magnétique ;

Le système magnétique est constitué de bobines supraconductrices refroidies par une circulation d'hélium liquide à une température de 4,5 K. Il s'agit principalement des bobines toroïdales, des bobines poloïdales et du solénoïde central qui permettent de produire le champ magnétique nécessaire pour confiner le plasma au sein de la chambre à vide.

- le cryostat ;

L'ensemble des bobines magnétiques sont enfermées dans une enveloppe sous vide cylindrique en acier inoxydable, « le cryostat » (figure 7), dont la fonction essentielle est de maintenir des conditions de température extrêmement basses nécessaires au fonctionnement des bobines supraconductrices. Le cryostat est lui-même totalement enfermé dans une enceinte de protection radiologique qui permet de limiter l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants provenant de la chambre à vide.

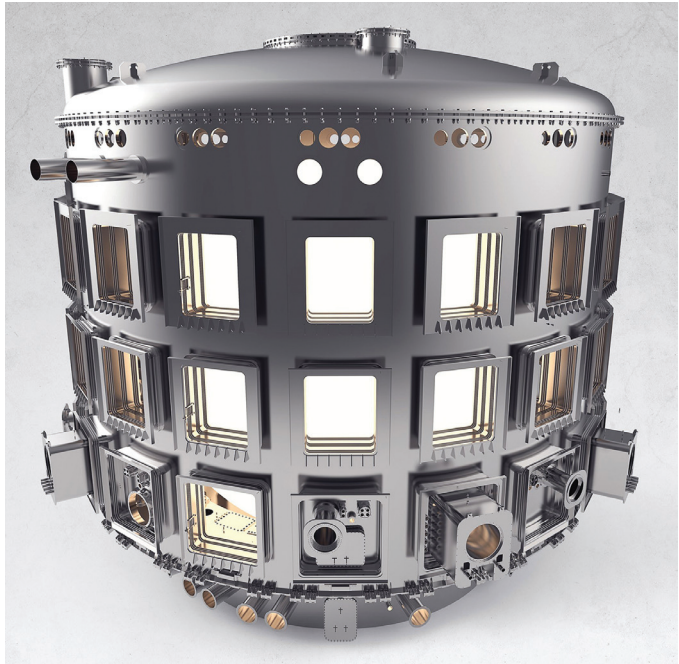


Figure 7. Cryostat de l'installation ITER. D'une hauteur et d'un diamètre de 30 m environ pour un poids total de 3 800 t d'acier, il est percé de 280 ouvertures pour permettre l'accès aux canalisations et alimentations électriques et aux systèmes de chauffage, de diagnostics et de télémanipulation. © ITER Organization.

- **les équipements de suivi du comportement et des performances du plasma ;**

Les équipements de suivi du comportement et des performances du **plasma** dans la **chambre à vide** sont, pour l'essentiel :

- des systèmes de mesures magnétiques pour le contrôle de la forme et de la position du plasma,
- des systèmes optiques pour le contrôle de la température et des profils de densité du plasma,
- des dispositifs spectroscopiques et d'analyseurs de particules pour déterminer les caractéristiques des différentes particules (ions, électrons, particules α , impuretés...),
- des mesures neutroniques pour calculer la quantité d'énergie de **fusion** produite.

- **les équipements de chauffage additionnel du plasma ;**

Le chauffage additionnel du **plasma** est assuré par divers équipements utilisant deux modes de chauffage différents, d'une part l'injection d'un faisceau d'atomes électriquement neutres de haute énergie, d'autre part l'émission d'ondes électromagnétiques.

- **les tuyauteries d'alimentation en combustible (deutérium et tritium) ;**

Le deutérium et le **tritium** introduits dans la **chambre à vide** proviennent du bâtiment tritium, qui sera présenté dans la suite du présent document.

- **les systèmes de refroidissement ;**

La puissance thermique radiative du **plasma**, la puissance thermique due au ralentissement des neutrons et la puissance thermique produite par les réactions neutroniques dans la **chambre à vide** et ses équipements internes sont évacuées par trois systèmes de refroidissement primaires, un pour la chambre à vide, un pour la **couverture interne** et un pour le **diverteur**. Ces systèmes de refroidissement primaires sont refroidis grâce à des échangeurs de chaleur alimentés par un système de refroidissement secondaire, lequel transfère à son tour la chaleur à un troisième circuit, comportant des tours de refroidissement pour les installations qui, comme **ITER**, ne produisent pas d'électricité ou alimentant un turboalternateur pour « les réacteurs DEMO » électrogènes.

La chambre à vide est entourée par un grand nombre de systèmes annexes – les équipements de cryogénie, de suivi et de mesures, de chauffage additionnel, d'alimentation en combustible, de refroidissement, de vide et d'alimentation électrique – qui concourent à créer et à maintenir les conditions nécessaires à la fusion.

Une disruption est le nom donné à la perte du confinement du plasma dans une chambre à vide. Des systèmes sont à l'étude pour y remédier.

En résumé :

ITER sera la plus grande installation au monde utilisant un tokamak et est conçue pour démontrer la faisabilité scientifique et technique de l'énergie de fusion. Le plasma chaud dans lequel se produit la réaction de fusion nucléaire est formé sous l'action d'un champ magnétique intense. La réaction de fusion entre un atome de deutérium et de tritium est celle qui produit le plus d'énergie, aux températures les plus « basses ». Le plasma sera confiné dans la chambre à vide. La couverture interne protège la chambre à vide et les aimants supraconducteurs de l'énergie portée par les neutrons produits. Cette énergie sera évacuée pour ITER et transformée, *in fine* en électricité, pour un réacteur DEMO. Le diverteur situé dans la chambre à vide permet d'éliminer les produits de la réaction de fusion. L'ensemble des éléments internes à la chambre à vide sont soumis à des flux intenses d'énergies qui nécessitent de prévoir des traversées pour permettre leur extraction à des fins de maintenance. Des systèmes annexes situés autour de la chambre centrale permettent de créer les conditions nécessaires à la fusion. L'enjeu majeur dans le futur consiste à développer des couvertures tritigènes capables d'assurer l'autoalimentation en tritium des réacteurs.

- **les systèmes de prévention des disruptions ;**

Un plasma est le siège de multiples types d'instabilités. Les instabilités survenant à petite échelle conduisent à des turbulences semblables à celles qui peuvent être observées dans un fluide ; elles ont pour effet de brasser les particules (ions et électrons) chaudes du centre du plasma avec celles plus excentrées et plus froides mais elles ne conduisent pas à déstabiliser suffisamment le plasma pour lui faire perdre son confinement magnétique. Par contre, les instabilités survenant à grande échelle affectent l'ensemble du plasma. Il peut s'agir d'oscillations, de propagations de vagues ou de déplacements verticaux vers le haut ou vers le bas. Si le plasma entre en contact avec la première paroi de la couverture interne ou la première paroi du diverteur, celui-ci perd totalement son confinement magnétique en quelques millisecondes. Cet arrêt soudain du fonctionnement avec plasma est appelé « disruption ».

Dans les conditions de fonctionnement actuelles d'un tokamak, les disruptions sont fréquentes et c'est une des raisons pour lesquelles les séquences de fonctionnement avec du plasma, appelées « décharges plasma », restent très courtes (le plus souvent de l'ordre de quelques dizaines de secondes ; toutefois, pour le tokamak *Tore-supra*, une durée de l'ordre de 7 minutes a été obtenue en 2003).

Compte tenu de l'importante énergie emmagasinée dans le plasma, lorsqu'une disruption survient, elle provoque des phénomènes physiques (chocs thermiques, émissions de faisceaux d'électrons, courants de Foucault...) qui ont des conséquences certaines (charges électromagnétiques dans les équipements internes de la chambre à vide et la chambre à vide elle-même, production de poussières provenant de l'érosion de la première paroi de la couverture interne) ou qui entraînent des risques de fuite d'eau.

Pour éviter le plus possible que ne surviennent des disruptions, des systèmes sont à l'étude visant à permettre (par exemple par injection massive de gaz) un arrêt de la « décharge plasma » sans disruption. De tels systèmes pourraient être ajoutés dans le tokamak de l'installation ITER et seront très probablement prévus dès la conception des futures installations nucléaires de fusion.

3/

La conception d'une installation nucléaire de fusion

Dans une installation nucléaire de fusion, le tokamak, implanté dans le bâtiment principal, dit « bâtiment tokamak », est entouré de locaux qui abritent essentiellement les systèmes de refroidissement primaires (figure 8) et le réservoir de décharge de la chambre à vide.

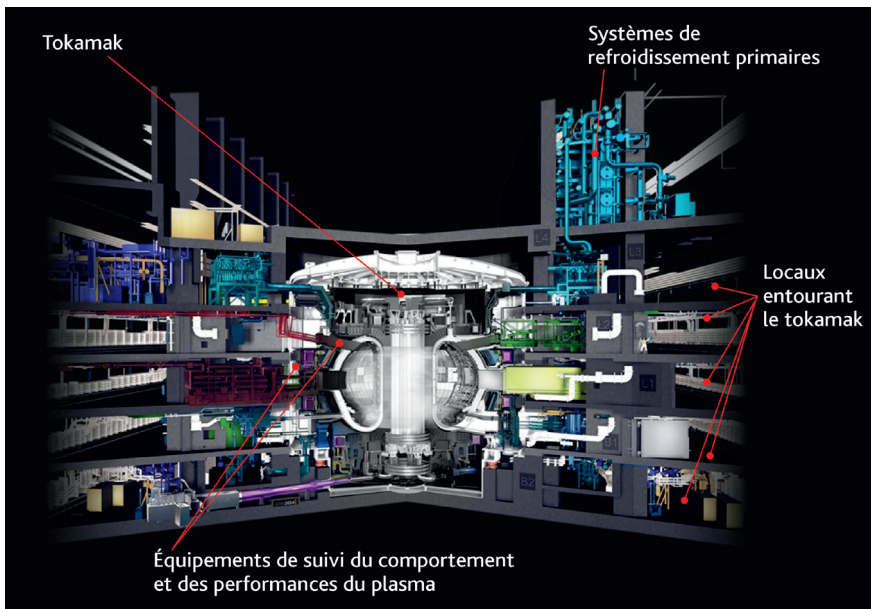


Figure 8. Bâtiment tokamak de l'installation ITER. © ITER Organization.

Les tuyauteries d'alimentation de la **chambre à vide** en combustible (deutérium et **tritium**) et les **cryopompes** permettant l'extraction des produits des réactions de **fusion**, qui sont implantées dans le « bâtiment **tokamak** », ne constituent qu'une partie du circuit de combustible. Ce circuit doit permettre de recycler dans la chambre à vide le combustible encore présent dans les produits qui auront été extraits de cette chambre et celui produit dans les **couvertures tritigènes**. Les autres équipements du circuit de combustible sont implantés dans un bâtiment auxiliaire, dit « bâtiment tritium » (figure 9). Ils permettent (voir la figure 18) :

- de traiter les produits extraits de la **chambre à vide** et des **couvertures tritigènes**, c'est-à-dire de séparer les isotopes de l'hydrogène (hydrogène, deutérium, **tritium**) des autres gaz (He, Ar...) et des impuretés (poussières...) ;
- d'effectuer une séparation isotopique des isotopes de l'hydrogène ; le système de séparation isotopique est constitué de colonnes de distillation cryogénique, dont le principe de fonctionnement repose sur les différences qui existent entre les températures d'ébullition des différents isotopes ; les isotopes de l'hydrogène séparés ou des mélanges de ces isotopes sont ensuite entreposés ; les entreposages de combustible sont réalisés sous la forme de lits d'hydrures métalliques (zirconium, titane, uranium...) ;
- d'assurer l'alimentation en combustible de la **chambre à vide**.

Les bâtiments entourant la chambre à vide ont pour fonction d'une part de refroidir les éléments implantés autour de la chambre, d'autre part d'extraire les produits de la réaction soit pour les évacuer sous forme de déchets soit pour les recycler et les réintroduire dans la chambre.

Système de séparation isotopique

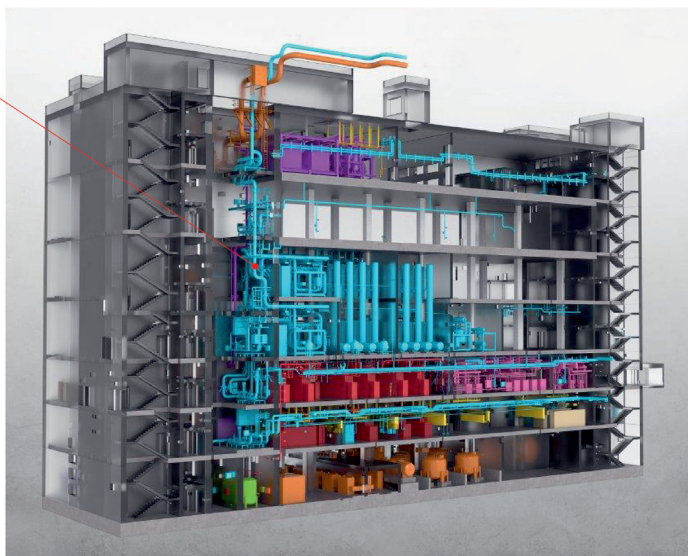


Figure 9. Bâtiment tritium de l'installation ITER. © ITER Organization.

Comme on l'a vu plus haut, les équipements internes de la **chambre à vide** doivent faire l'objet d'une maintenance périodique. Cette maintenance est réalisée dans des cellules qui sont implantées dans un bâtiment auxiliaire, dit « bâtiment cellules chaudes » (figure 10). Ce bâtiment peut aussi être utilisé pour traiter et entreposer les déchets radioactifs de moyenne activité à vie longue (MA-VL) et les déchets tritiés.

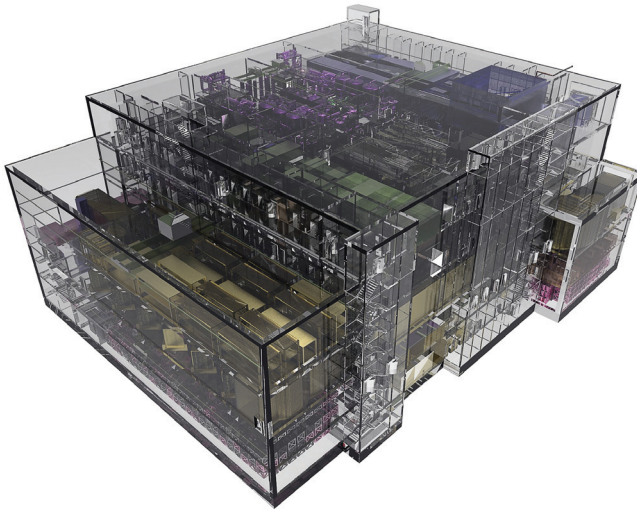


Figure 10. Bâtiment cellules chaudes de l'installation ITER. © ITER Organization.

Il convient de noter que les **débits de dose** résultant de l'activation des équipements internes de la **chambre à vide** sont tels que l'extraction des parties de ces équipements ne peut être réalisée qu'au moyen de dispositifs robotisés et que leur transfert de la chambre à vide aux cellules ne peut se faire qu'au moyen de hottes de transfert automatisées (figure 11).

Les autres déchets, de faible et de moyenne activité à vie courte (FMA-VC) ou de très faible activité (TFA), sont traités et entreposés dans un autre bâtiment auxiliaire, dit « bâtiment déchets ».

Tous les bâtiments sont munis de systèmes de ventilation qui, associés au confinement statique assuré par les équipements de procédé, les locaux et les bâtiments, permettent le confinement des matières radioactives. Les systèmes de ventilation d'un très grand nombre de locaux et d'équipements (boîtes à gants...) comportent des équipements de détritiation de l'air en fonctionnement normal ou accidentel.

Du fait des débits de dose élevés, des moyens robotisés sont utilisés pour le transfert des équipements qui font l'objet d'une maintenance périodique.

L'ensemble des bâtiments nucléaires (tokamak, tritium, déchets, cellules chaudes) disposent de systèmes de ventilation assurant le confinement des matières radioactives.

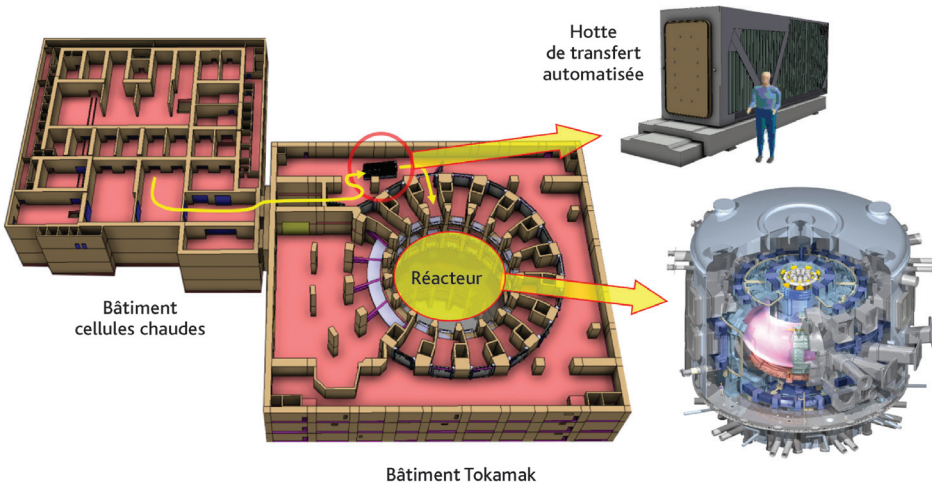


Figure 11. Hotte de transfert automatisée de l'installation ITER [2].
© 2017 Elsevier B.V.

Dans une installation nucléaire de fusion, il existe deux types de matières radioactives :

- le tritium ;

Le tritium se présente le plus souvent sous forme de gaz (T_2), qui diffuse facilement à travers certains joints et certains matériaux, ou sous forme d'eau tritiée (HTO), souvent corrosive pour les équipements concernés.

Le tritium nécessaire aux réactions de fusion proviendra de l'extérieur pour l'installation ITER et sera produit dans les couvertures tritigènes pour les réacteurs DEMO.

La plus grande partie du tritium se trouve dans le « bâtiment tritium » (plusieurs kg) mais une quantité importante est également présente dans la chambre à vide (dans la première paroi de la couverture interne et dans la partie de cette couverture contenant du lithium), ainsi que, dans une moindre mesure, dans le bâtiment cellules chaudes du fait des opérations de maintenance qui y sont réalisées sur les équipements internes de la chambre à vide et de l'entreposage de déchets.

Sans intervention, les quantités de tritium adsorbées dans la première paroi des équipements internes de la chambre à vide pourraient devenir très importantes. En fait, les exploitants des installations nucléaires de fusion sont amenés à limiter

les quantités de **tritium** adsorbées afin de ne pas perdre trop de combustible et d'éviter que les conséquences en cas d'accidents impliquant du tritium ne deviennent trop élevées. Pour réduire les quantités de tritium adsorbées, ils procèdent à une désorption du tritium de la première paroi des équipements internes par un étuvage de la **chambre à vide**, en faisant fonctionner les systèmes de refroidissement primaires à une température bien plus élevée qu'en fonctionnement normal.

- **des matériaux ou des produits activés ;**

Les interactions des neutrons provenant des réactions de **fusion** dans le **plasma** avec l'environnement proche de celui-ci conduisent à la production :

- de matériaux de structure activés,

La **couverture interne** et le **diverteur** sont fortement activés ainsi qu'à un degré moindre, la **chambre à vide**, les **bobines** magnétiques, le **cryostat** et les équipements permettant de suivre le comportement et les performances du **plasma**, de chauffage additionnel du plasma, du circuit de combustible, des circuits de refroidissement et de mise sous vide. Si la couverture interne est tritigène, elle contiendra en outre des fluides, des gaz et des matériaux solides activés, qui diffèrent selon le type de **couverture tritigène** retenu.

- de poussières activées,

Les poussières résultant de l'érosion de la première paroi de la **couverture interne** de la **chambre à vide** et de la première paroi du **diverteur** sont activées ; elles renferment en outre du **tritium** adsorbé. Sans intervention, les quantités de poussières activées dans la chambre à vide pourraient être très importantes. Comme ci-dessus pour le tritium, les exploitants des installations nucléaires de **fusion** sont amenés à limiter les quantités de poussières car elles perturbent le **plasma** ; de plus, les conséquences d'accidents qui pourraient impliquer ces poussières ne doivent pas être trop élevées. Pour cela, des poussières sont régulièrement extraites de la chambre à vide à l'aide d'aspirateurs robotisés. Il en résulte toutefois un entreposage conséquent de poussières activées dans le bâtiment cellules chaudes.

- de produits d'activation de l'eau,

Les produits d'activation de l'eau des systèmes de refroidissement primaires sont constitués de **tritium**, de

Deux types de matières radioactives sont produits lors de la fusion : le tritium qui sera produit dans les réacteurs DEMO et introduit dans ITER et des matériaux ou des produits activés. Les poussières activées comme le tritium doivent être éliminées périodiquement notamment pour limiter les conséquences en cas d'accident.

carbone 14, d'azote 16 et d'azote 17. La production de tritium par activation de l'eau des systèmes de refroidissement primaires est toutefois négligeable par rapport aux quantités de tritium qui diffusent depuis l'intérieur de la chambre à vide à travers les parois des systèmes de refroidissement.

- de produits de corrosion activés de l'eau,

Les produits de corrosion formés dans les systèmes de refroidissement primaires et mobilisables en cas de perte de fuite d'eau sont des ions en solution et des dépôts non fixés sur les parois qui sont activés lors de leur passage dans les équipements internes de la chambre à vide et dans la chambre à vide.

- de gaz activés,

L'air présent entre le cryostat et l'enceinte de protection radiologique ainsi que, dans une moindre mesure, l'air des locaux du bâtiment tokamak sont activés par les flux de neutrons produits par les réactions de fusion. Les principaux isotopes entraînant des risques d'irradiation sont le carbone 14 et l'argon 41.

Les gaz inertes (azote, néon...) qui sont introduits en faibles quantités entre le plasma et le diverteur pour réduire les transferts de chaleur radiatifs vers la première paroi du diverteur sont également activés.

En résumé :

Les bâtiments entourant la chambre à vide ont pour fonction d'une part de refroidir les éléments implantés autour de la chambre, d'autre part d'extraire les produits de la réaction soit pour les évacuer sous forme de déchets soit pour les recycler et les réintroduire dans la chambre. Du fait des débits de dose élevés, des moyens robotisés sont utilisés pour le transfert des équipements qui font l'objet d'une maintenance périodique. L'ensemble des bâtiments nucléaires (tokamak, tritium, déchets, cellules chaudes) disposent de systèmes de ventilation assurant le confinement des matières radioactives. Deux types de matières radioactives sont produits lors de la fusion : le tritium qui sera produit dans les réacteurs DEMO et introduit dans ITER et des matériaux ou des produits activés. Les poussières activées de même que le tritium doivent être éliminés périodiquement notamment pour limiter les conséquences en cas d'accident.

4/ L'installation expérimentale de fusion ITER

L'objectif général visé pour l'installation **ITER** est de « démontrer la faisabilité technique et scientifique de la **fusion** contrôlée en produisant une puissance de l'ordre de 500 MW pendant des durées de plusieurs centaines de secondes ».

Durant les 20 années de fonctionnement prévues pour cette installation, de l'ordre de 40 000 décharges **plasma** pourraient être réalisées.

Outre la puissance de fusion visée, les principales caractéristiques du **tokamak** de l'installation **ITER** sont :

- une **chambre à vide** d'un volume d'environ 1 600 m³ ;
- un courant nominal de **plasma** de 15 MA ;
- une première paroi de la **couverture interne** en béryllium ;
- une première paroi du **diverteur** en tungstène ;
- la présence de six modules **tritigènes** sur les 440 modules de la **couverture interne** ; les six emplacements réservés pour ces modules permettront aux sept membres de l'organisation internationale **ITER** pour l'énergie de **fusion** (**ITER Organization**) (la République Populaire de Chine, la **Communauté européenne de l'énergie atomique**, la République de l'Inde, le Japon, la république de Corée, la fédération de Russie et les États-Unis d'Amérique) de tester les types de **couvertures tritigènes** qu'ils développent.

En résumé :

L'objectif général visé pour l'installation ITER est de « démontrer la faisabilité technique et scientifique de la fusion contrôlée en produisant une puissance de l'ordre de 500 MW pendant des durées de plusieurs centaines de secondes ».

Près de 40 000 décharges plasma y sont prévues avec pour contrainte des quantités autorisées de tritium limitées dans l'installation. Cette installation offre la possibilité d'y étudier les performances des systèmes annexes (chauffage, télémanipulation, cryogénie...) et d'y expérimenter la production de tritium à travers les six emplacements réservés pour les modules tritigènes sur les 440 existants.

Le domaine de fonctionnement autorisé pour l'installation ITER est notamment limité par :

- une quantité de tritium dans l'ensemble de l'installation inférieure ou égale à 4 kg,
- une quantité de tritium dans la chambre à vide inférieure ou égale à 1 kg,
- une masse de poussières dans la chambre à vide inférieure ou égale à 1 000 kg (tungstène et béryllium).

5/ Les projets de réacteurs nucléaires de fusion

Pour succéder à l'installation expérimentale **ITER** en vue de pouvoir réaliser dans l'avenir des moyens de production d'électricité à l'aide de la **fusion** nucléaire, le chemin suivi diffère d'un pays à l'autre. Toutefois, deux stratégies générales apparaissent :

- certains pays visent, avant de construire un réacteur de **fusion** pour la production d'électricité, à en démontrer la faisabilité à l'aide de réacteurs expérimentaux de taille plus modeste (puissance de fusion inférieure à 1 000 MW) ; c'est le cas de la République populaire de Chine, des États-Unis d'Amérique et de la République de l'Inde. Dans la suite du présent document, ces projets sont regroupés sous l'appellation « réacteurs expérimentaux intermédiaires » ;
- d'autres pays visent à construire directement un réacteur expérimental de **fusion** producteur d'électricité, d'une puissance de fusion supérieure à 1 000 MW ; c'est le cas de la République de Corée, de la **Communauté européenne de l'énergie atomique** et du Japon. Dans la suite du présent document, ces projets sont regroupés sous l'appellation « réacteurs de fusion électrogènes ».

La Fédération de Russie n'a pas à ce jour de projet connu d'installation nucléaire de **fusion** de type **tokamak**.

À l'international des pays ont opté pour construire soit directement des réacteurs de fusion producteurs d'électricité soit préalablement des réacteurs expérimentaux.

5/1 Les réacteurs expérimentaux intermédiaires

5/1/1

Le projet chinois « CFETR »

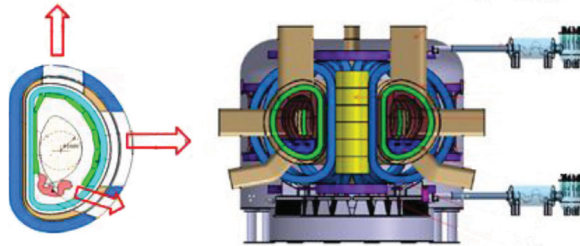
La République populaire de Chine estime qu'avant de construire un réacteur de fusion producteur d'électricité, il est nécessaire de :

- démontrer la réelle efficacité de la mise en œuvre d'une **couverture tritigène** (autoalimentation en **tritium**, traitement du tritium, refroidissement de la couverture) ;
- démontrer la tenue des matériaux utilisés pour une fluence neutronique importante ;
- d'améliorer la conception du **diverteur**.

Dans cette optique, la République populaire de Chine prévoit de construire une installation dénommée « CFETR » (*China Fusion Engineering Test Reactor*⁽⁴⁾). D'une puissance de fusion de 200 MW au début d'exploitation, la puissance de fusion de l'installation CFETR serait portée dans une deuxième phase à 1 000 MW. Ce projet a fait l'objet d'un nombre assez important de publications.

La République populaire de Chine n'a pas encore déterminé le type des **couvertures tritigènes** qui équiperait l'installation CFETR. De nombreux types de couvertures tritigènes font l'objet d'études dans ce pays.

La configuration du **tokamak** retenue est celle de traversées aux niveaux équatorial, inférieur et supérieur de la **chambre à vide**, utilisées pour l'extraction pour maintenance des secteurs très volumineux de la **couverture interne** et du **diverteur** (figure 12).



Fenêtres hautes,
équatoriales et basses

Figure 12. Conception du projet de réacteur chinois CFETR, d'après [3] et [4]. © DR.

Le projet chinois vise à étudier le comportement de la couverture tritigène et la tenue des matériaux et à optimiser la conception du diverteur à une puissance de fusion portée jusqu'à 1 000 MW. La maintenance par des traversées aux niveaux équatorial, inférieur et supérieur, a été retenue.

(4) Installation expérimentale Chinoise test de réacteurs de fusion.

5/1/2

Le projet américain « FNSF-AT »

Il n'existe pas à ce jour de décision gouvernementale des États-Unis d'Amérique de construire un réacteur DEMO. Par contre, une stratégie a été proposée par le **Department Of Energy**⁽⁵⁾ (DOE) ; elle suggère que, avant de décider de la construction d'un réacteur expérimental de **fusion** producteur d'électricité, soit construite une installation dénommée « FNSF-AT » (*Fusion Nuclear Science Facility - Advanced Tokamak*⁽⁶⁾) capable de démontrer que :

- les installations nucléaires de **fusion** pourront s'autoalimenter en **tritium** et produire simultanément de l'électricité ;
- la **couverture interne** et le **diverteur** pourront être utilisés relativement longtemps sans nécessité de maintenance ;
- les phénomènes physiques mis en jeu sont bien compris (dommages causés par les interactions des neutrons avec les matériaux, comportement du **tritium** dans la première paroi de la **couverture interne** et celle du **diverteur**...).

Si les études de conception de l'installation FNSF-AT étaient lancées dans les prochaines années, l'installation ne devrait pas être opérationnelle avant 2030. Un réacteur expérimental de **fusion** producteur d'électricité n'est donc pas envisageable avant 2050.

Afin de pouvoir être adaptée en fonction de l'évolution des connaissances, l'installation FNSF-AT devrait être modulable, grâce notamment à la mise en place de traversées verticales pour l'extraction des équipements internes de la **chambre à vide** (maintenance verticale, figure 13). La puissance de **fusion** de cette installation, de 125 MW lors de sa mise en service, pourrait être ensuite portée à 250 MW, puis à 400 MW. Il est visé une durée de fonctionnement moyen avec **plasma** d'environ 30 % par an.

Deux types de **couvertures tritigènes** sont envisagés :

- le type HCCB (*Helium Cooled Ceramic Breeder*⁽⁷⁾) utilisant une céramique lithiée pour la production de **tritium**, le béryllium comme multiplicateur de neutrons et de l'hélium pour le refroidissement des structures ;
- le type DCLL (*Dual Coolant Lithium Lead*⁽⁸⁾) utilisant l'eutectique LiPb pour la production de **tritium**, comme multiplicateur de neutrons ainsi que pour le refroidissement des structures et de l'hélium pour le refroidissement des structures ; ce type de couvertures de type DCLL semble privilégiée.

(5) Département de l'énergie, États-Unis.

(6) Installation d'études de la fusion nucléaire – tokamaks avancés.

Le projet américain vise à développer un système d'autoalimentation en tritium par l'étude de deux types de couvertures tritigènes qui permette en outre de produire de l'électricité, à optimiser les durées d'utilisation des composants de la chambre à vide et à étudier les phénomènes physiques mis en jeu pour une puissance de fusion portée jusqu'à 400 MW.

La maintenance par des traversées verticales est privilégiée. La quantité de tritium utilisée sera d'environ 4 kg pour une durée de fonctionnement avec plasma d'environ 30 % par an.

(7) Céramique génératrice refroidie à l'hélium.

(8) Lithium-Plomb doublement refroidis.

La quantité de **tritium** présent dans l'ensemble de l'installation serait de l'ordre de 4 kg.

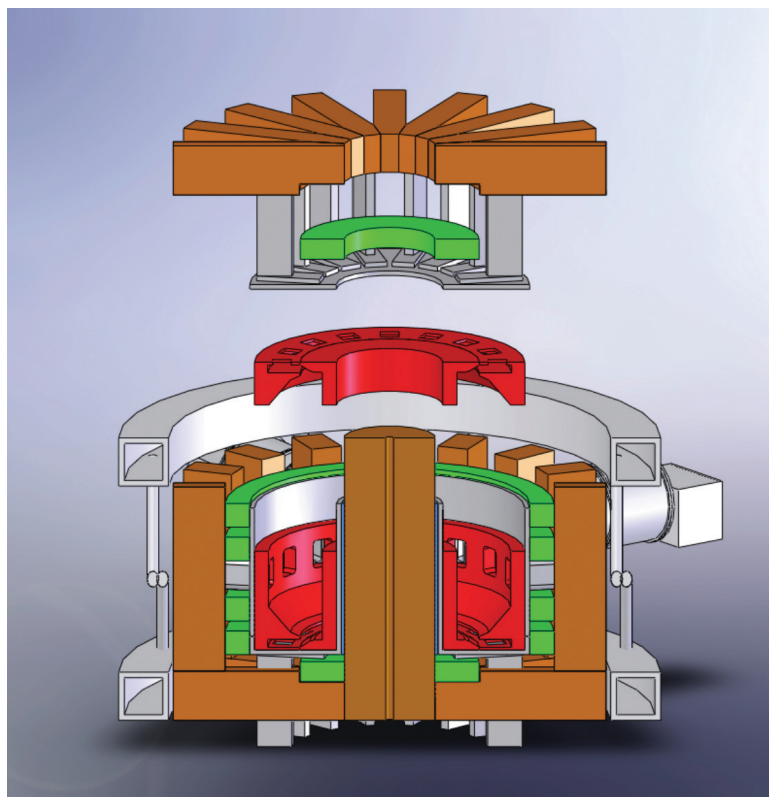


Figure 13. Conception du projet de réacteur américain FNSF-AT [5].
© A. M. Garofalo/General Atomics.

5/1/3

Le projet indien « SST-2 »

Le programme de la République de l'Inde prévoit la réalisation de l'installation dénommée « SST-2 » (*Steady State Superconducting Tokamak-2*⁽⁹⁾) d'ici 2027 et d'un réacteur de **fusion** producteur d'électricité d'une puissance de fusion de 3 300 MW d'ici 2037 (figure 14). L'installation SST-2 aurait pour objectif principal de tester les équipements du futur réacteur de fusion, notamment les **couvertures tritigènes**. D'une puissance de fusion de 100 MW au début d'exploitation, la puissance de fusion de l'installation SST-2 serait portée par la suite à 500 MW. Ce programme a fait l'objet de très peu de publications jusqu'à maintenant.

⁽⁹⁾ Tokamak supraconducteur en régime permanent.

Le projet indien vise à étudier différents types de couvertures tritigènes et les différents équipements pour une puissance de fusion portée jusqu'à 500 MW.

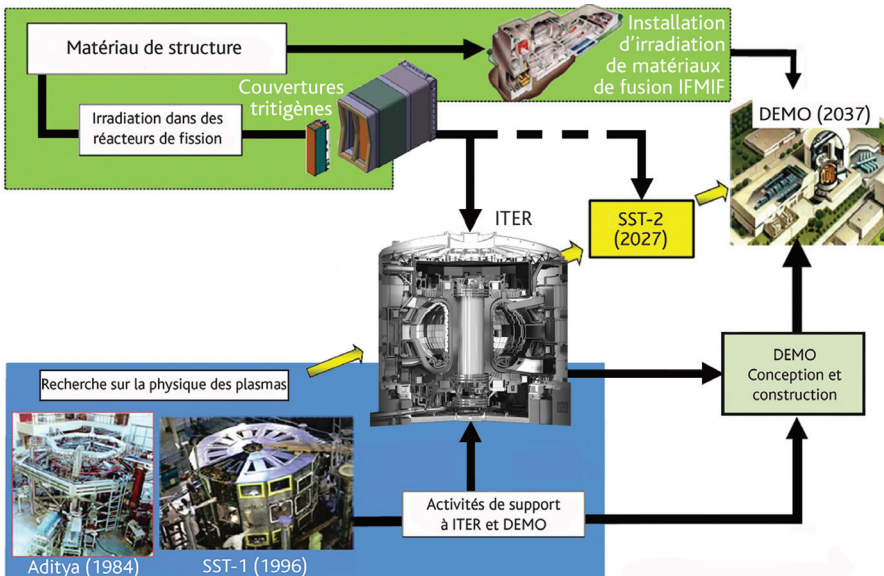


Figure 14. Feuille de route de la République de l'Inde, d'après [6]. © DR.

5/2

Les projets de réacteurs de fusion électrogènes

5/2/1

Le projet coréen « K DEMO »

La République de Corée prévoit de construire d'ici 2037 un réacteur dénommé « K DEMO » dont le volume de la **chambre à vide** serait proche de celui de l'installation ITER. Son exploitation comporterait deux phases :

- une première phase servirait aux tests de divers composants (**couvertures tritigènes**, équipements de suivi du comportement et des performances du **plasma**...) ; la puissance de **fusion** serait, pendant cette phase, limitée à 10 % de la capacité maximale avec une disponibilité de l'ordre de 10 à 20 % ;
- la deuxième phase viserait, après le remplacement de certains composants, à produire une puissance électrique significative avec une disponibilité d'au moins 70 %, dans l'optique de la conception des futurs réacteurs de **fusion** industriels.

Deux options, assez proches l'une de l'autre, sont à l'étude, avec des puissances de **fusion** respectivement de 1 700 MW et de 2 400 MW et des puissances électriques nettes de 100 MWe et de 300 MWe. Ce projet a fait l'objet d'un nombre relativement important de publications.

Le projet coréen vise à construire un réacteur DEMO de taille semblable à celui d'ITER qui permettrait *in fine* de produire une puissance électrique significative avec une disponibilité minimum de 70 % pour une puissance de fusion portée jusqu'à 2 400 MW.

La maintenance verticale est privilégiée. La couverture tritigène serait en céramique lithiée, génératrice de tritium, refroidie à l'eau.

(10)
Céramique génératrice
refroidie à l'eau.

Les couvertures tritigènes seraient de type WCCB (*Water Cooled Ceramic Breeder*⁽¹⁰⁾) utilisant une céramique lithiée pour la production de tritium, le béryllium comme multiplicateur de neutrons et de l'eau sous pression pour le refroidissement. La maintenance verticale est privilégiée (figure 15).

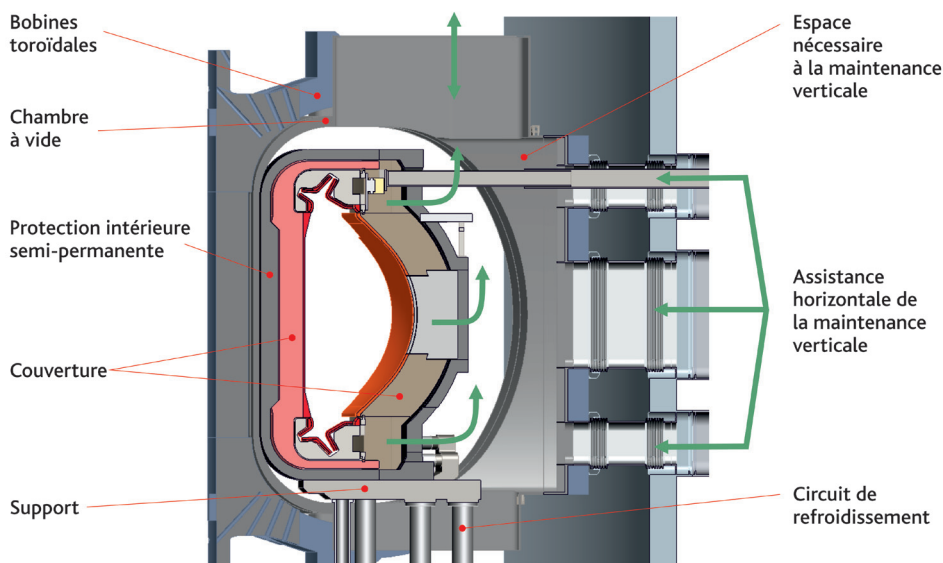


Figure 15. Conception du projet de réacteur coréen K-DEMO, d'après [7].
© DR.

5/2/2

Le projet européen « DEMO »

Le projet de la Communauté européenne de l'énergie atomique vise à construire un réacteur DEMO de conception semblable à celle d'ITER qui permettrait *in fine* de produire une puissance électrique de 500 MW avec une bonne disponibilité pour une puissance de fusion portée jusqu'à 1 950 MW. La maintenance verticale semble privilégiée. Plusieurs types de couvertures tritigènes sont envisagés.

La Communauté européenne de l'énergie atomique vise à exploiter un « DEMO européen » vers 2040. Son exploitation débiterait par une première phase, dite DEMO 1, au cours de laquelle, à partir de conceptions proches de celles de l'installation ITER, les couvertures tritigènes et le diverteur seraient améliorés et la disponibilité serait nettement plus élevée (environ 30 %). La deuxième phase d'exploitation, dite DEMO 2, aurait pour objectif de délivrer une puissance électrique nette de l'ordre de 500 MWe à partir d'une puissance de fusion d'environ 1 950 MW, avec une bonne disponibilité. Ce projet a fait l'objet d'un nombre important de publications.

Plusieurs types de couvertures tritigènes sont à l'étude en vue d'un choix qui serait réalisé vers 2020.

Pour ce qui concerne la conception générale du tokamak du projet de « DEMO Européen », la maintenance verticale semble privilégiée (figure 16).

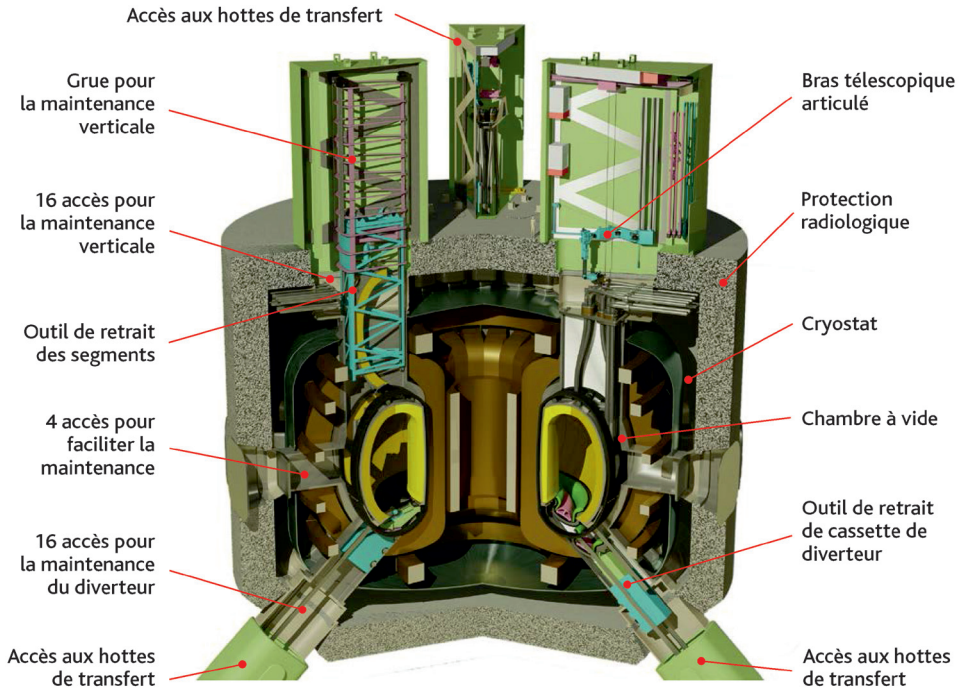


Figure 16. Conception du projet de réacteur DEMO européen [8].

5/2/3

Le projet japonais

Jusque vers l'année 2014, le Japon a longtemps présenté le projet de réacteur dénommé « SlimCS » (petit solénoïde central), d'une puissance de fusion d'environ 3 000 MW, comme le prochain projet d'installation de fusion de ce pays. Puis, le Japon s'est orienté vers un nouveau projet dont la puissance de fusion serait de 1 300 à 1 500 MW ; ce projet, qui a fait l'objet de quelques publications, sera, faute de dénomination officielle, dénommé « nouveau projet japonais » dans la suite du présent document. Enfin, fin 2015, le Japon a diffusé une feuille de route, établie par une équipe constituée, à la demande du MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology⁽¹¹⁾), de membres du NIFS (National Institute for Fusion Science⁽¹²⁾) et de JAEA (Japon Atomic Energy Agency⁽¹³⁾), qui prévoit de débiter vers 2030 la construction d'un réacteur DEMO d'une puissance de fusion de l'ordre de 1 000 MW [9].

Le projet japonais vise à construire un réacteur DEMO d'une puissance de fusion portée jusqu'à 1 000 MW.

(11) Ministère de l'Éducation, de la Culture, des Sports, des Sciences et technologies japonaises.

(12) Institut national pour la fusion japonais.

(13) Agence de l'énergie atomique japonaise.

6/ Les principales différences entre les réacteurs en projet et l'installation expérimentale ITER

Si la conception de base du **tokamak** est identique pour l'installation expérimentale **ITER** et les installations nucléaires de **fusion** en projet, ces dernières vont principalement se différencier par le fait de viser une autoalimentation en **tritium** et par des durées de fonctionnement significativement plus longues. Ces différences auront un impact très important sur la conception des nouvelles installations.

6/1

L'autoalimentation en tritium

Le **tritium** provenant de la détritiation de l'eau lourde des réacteurs nucléaires actuels de type Candu qui sera utilisé pour l'installation **ITER** ne sera pas disponible en quantités suffisantes pour pouvoir alimenter les réacteurs DEMO pour lesquels les besoins de tritium seront beaucoup plus importants. Un réacteur DEMO de puissance de **fusion** de 1 000 MW fonctionnant en continu consommera en effet environ 60 kg de tritium par an, alors que, durant ses 20 années d'exploitation au cours desquelles le fonctionnement avec un **plasma** n'interviendra en moyenne qu'environ 1 % du temps, l'installation ITER n'aura besoin que de 20 kg de tritium.

Les principaux axes de développement liés aux installations nucléaires de fusion en projet cherchent à obtenir l'autoalimentation en tritium et à augmenter significativement les durées de fonctionnement du plasma.

Pour assurer l'alimentation des réacteurs DEMO en tritium, les couvertures tritigènes de ces réacteurs visent dès lors à produire plus de tritium que le réacteur n'en consommera, afin de tenir compte des pertes de tritium dues à sa décroissance radioactive et des pertes de tritium dues à sa perméation dans les équipements de l'installation. Une installation nucléaire de fusion devrait en outre être capable de produire le tritium nécessaire au démarrage des nouvelles installations nucléaires qui lui succéderaient jusqu'à ce que ces nouvelles installations soient elles-mêmes autoalimentées. Les couvertures tritigènes sont donc caractérisées par le rapport entre la production et la consommation de tritium dans l'installation, dit TBR (*Tritium Breeding Ratio*⁽¹⁴⁾), qui doit être supérieur à 1. Le TBR minimum pour assurer l'autoalimentation d'un réacteur DEMO varie, selon les publications, entre 1,1 et 1,2.

(14)

Rapport de tritium
« reproduit ».

Pour que l'autoalimentation en tritium soit possible, le rapport entre production et consommation de tritium dans l'installation doit être supérieur à 1 et le plus faible possible.

Il sera d'autant plus facile d'obtenir l'autoalimentation recherchée que le TBR minimum à atteindre sera faible. Un paramètre important à ce sujet est le pourcentage du tritium introduit dans la chambre à vide qui fait l'objet d'une réaction de fusion nucléaire avec du deutérium, pourcentage dénommé « taux de combustion dans le plasma ». Ce taux est faible car le combustible qui est introduit dans la chambre à vide ne parvient pas dans sa totalité à l'intérieur du plasma et parce que seule une partie du combustible qui entre dans le plasma fait l'objet de réactions de fusion, la présence d'hélium dans le plasma (résultant des réactions de fusion) nuisant à la réalisation des réactions de fusion. Lorsque le combustible est introduit dans la chambre à vide sous forme de gaz, 5 % seulement du combustible entre dans le plasma ; lorsque le combustible est introduit sous forme de glaçons, 50 à 90 % du combustible parvient à l'intérieur du plasma. Pour l'installation ITER, le taux de combustion dans le plasma ne devrait pas dépasser 0,3 %. Chaque décharge plasma de quelques minutes mettra en œuvre environ 100 g de tritium dont 0,3 g environ seront consommés ; quelques grammes resteront adsorbés dans les premières parois des équipements internes de la chambre à vide, le reste devra être recyclé dans le circuit combustible. Pour les réacteurs DEMO, les taux de combustion dans le plasma annoncés varient selon les auteurs de 1 à 5 % [10-12]. Pour une même puissance de fusion, plus le taux de combustion dans le plasma est élevé, moins il faut introduire de tritium dans la chambre à vide et par conséquent plus faible est la quantité de tritium à traiter dans le bâtiment tritium ; les quantités de tritium perdues par décroissance et

par perméation sont également plus faibles et le TBR minimum à atteindre est moins élevé. En résumé, plus le taux de combustion dans le **plasma** est élevé, plus le TBR minimum à atteindre est faible, plus l'autoalimentation en **tritium** apparaît accessible.

Un autre paramètre, moins influant que le taux de combustion dans le **plasma**, peut être considéré pour réduire le TBR minimum à atteindre. Il s'agit de la durée nécessaire pour traiter le **tritium** dans le bâtiment tritium avant de le recycler ; plus cette durée est réduite, plus le TBR minimum à atteindre est faible. Dans l'installation **ITER**, il n'y aura pas de recyclage du tritium pendant les **décharges plasma**, compte tenu de la faible durée de ces décharges. Pour les projets de réacteurs DEMO, la durée nécessaire au recyclage du tritium a été estimée, en première approximation, pouvoir être comprise entre 1 et 24 heures, selon le procédé de recyclage retenu et les technologies associées [13].

Par ailleurs, pour atteindre le TBR minimum, il convient que la production de **tritium** soit la plus importante possible. Pour cela, le choix des **couvertures tritigènes** parmi les nombreux types de couvertures à l'étude sera essentiel, et la surface occupée par les couvertures tritigènes à l'intérieur de la **chambre à vide** devra être la plus importante possible. Mais les couvertures tritigènes ne pourront pas recouvrir la totalité de la surface interne de la chambre à vide en raison de la présence du **diverteur** et des nombreux équipements d'accès à l'intérieur de la chambre à vide pour l'injection de combustible, le chauffage additionnel et le suivi du comportement et des performances du **plasma**, ainsi que pour les systèmes de prévention des **disruptions** et les entrées et sorties d'équipements internes.

Les nombreuses publications portant sur la capacité d'une installation nucléaire de **fusion** à s'autoalimenter en **tritium** montrent que cet objectif, qui est une condition *sine qua non* de l'exploitation industrielle des réacteurs à fusion de type **tokamak** pour la production d'électricité, est difficile à obtenir.

Pour l'**IRSN**, il y a lieu de prendre également en compte l'impact sur la sûreté et la radioprotection des choix qui seront faits pour atteindre l'autosuffisance en **tritium**. En effet, comme cela sera mis en évidence dans la suite de ce document, les rejets de tritium dans l'environnement dépendront fortement du type de **couvertures tritigènes** retenu et, à un degré moindre, du taux de combustion dans le **plasma** visé.

Tout ce qui augmente le taux de combustion du tritium dans le plasma, le taux de production de tritium dans les couvertures internes et la surface occupée par ces couvertures à l'intérieur de la chambre à vide et par ailleurs tout ce qui élimine la durée de recyclage du tritium favorise l'autoalimentation en tritium de l'installation.

Des durées de fonctionnement significatives

Pour l'installation expérimentale **ITER**, la durée moyenne de fonctionnement avec **plasma** ne sera que de l'ordre de 1 % du temps. Pour les projets de réacteurs DEMO, les durées visées de fonctionnement avec plasma varient de 30 à 70 % du temps.

Une des conséquences de cette durée de fonctionnement avec **plasma** très significativement plus importante que celle de l'installation **ITER** est que le nombre de déplacements par atome⁽¹⁵⁾ (dpa) dus aux neutrons de 14 MeV dans les matériaux des structures environnant le plasma, de l'ordre de 2 à 3 pour l'installation **ITER**, pourra atteindre 150 pour un réacteur DEMO de forte puissance fonctionnant avec une grande disponibilité. Par ailleurs, les quantités d'hélium et d'hydrogène générées du fait des réactions neutroniques dans ces mêmes matériaux, qui seront négligeables pour l'installation **ITER**, seront importantes pour les réacteurs DEMO et constitueront une source supplémentaire d'endommagement de ces matériaux. Le choix de matériaux capables de supporter un bombardement neutronique intense est donc essentiel pour la conception des réacteurs DEMO.

La durée significative de fonctionnement avec **plasma** recherchée implique également des modifications de conception très importantes par rapport à celle de l'installation **ITER**. En effet, la durée nécessaire à l'extraction de la **chambre à vide** et au transport jusqu'aux cellules chaudes d'une partie ou de la totalité des 440 modules de la **couverture interne** ou des 54 cassettes du **diverteur** de l'installation **ITER** est totalement incompatible avec les durées longues de fonctionnement avec plasma visées pour les réacteurs DEMO (la durée nécessaire au remplacement de l'intégralité de la première paroi de la couverture interne et de la première paroi du diverteur est estimée à environ deux années pour l'installation **ITER** ; le changement du seul diverteur nécessiterait environ six mois d'arrêt). Pour réduire les durées d'intervention pour maintenance dans la chambre à vide, les conceptions des projets de réacteurs DEMO s'orientent vers la mise en place de couvertures internes composées de quelques secteurs ou demi-secteurs pouvant être extraits de la chambre à vide par des traversées de très grandes dimensions (voir figures 12, 15 et 16). Le volume et le poids (de 30 à 720 t) de ces secteurs ou demi-secteurs impliquent de disposer de véhicules de transport automatisés eux-mêmes très volumineux et très lourds. Les cellules chaudes qui accueilleront les secteurs ou demi-secteurs

(15) Nombre moyen de déplacements subis par les atomes d'un matériau soumis à un flux de neutrons. Ce nombre mesure la modification de la structure du matériau, ce qui entraîne une détérioration de propriétés initiales de ce dernier.

Pour augmenter la durée de fonctionnement du plasma il est nécessaire de réduire les durées d'intervention pour maintenance dans la chambre à vide. Cela consiste à augmenter la taille des éléments constituant la couverture interne et donc les traversées, les véhicules de transport et les cellules chaudes où ils seront traités.

pour en assurer la maintenance seront, en conséquence, également de très grandes dimensions (six fois la surface des cellules chaudes de l'installation ITER pour le projet DEMO européen).

6/ Les principales différences entre les réacteurs en projet et l'installation ITER

7/ Les questions de sûreté et de radioprotection à examiner dès la conception des projets de réacteurs DEMO

7/1 L'évacuation de la puissance résiduelle

7/1/1

Lors du fonctionnement sans plasma

Pour l'installation ITER, la **puissance résiduelle** à évacuer est relativement faible (11 MW au moment de l'arrêt du **plasma**, 0,6 MW au bout d'un jour). Les structures à l'intérieur du **cryostat** sont à des températures très basses. En cas de défaillance de tous les circuits de refroidissement, la montée des températures des structures du **tokamak** serait lente, d'autant plus qu'il est prévu dans cette situation d'introduire de l'air dans le cryostat afin de ralentir encore cette remontée des températures. Il faudrait environ quatre mois pour que la température du **diverteur** devienne suffisamment élevée pour provoquer une rupture de son système de refroidissement et donc une entrée d'eau de refroidissement dans la **chambre à vide**. La proportion de poussières suffisamment

chaudes pour être oxydables par l'eau (température supérieure à environ 350 °C) devrait être importante et la production d'hydrogène dans la chambre à vide serait significative. Une explosion d'hydrogène ou de poussières dans la chambre à vide devrait conduire à des rejets de tritium et de poussières dans l'environnement.

Pour les réacteurs DEMO, la puissance résiduelle à évacuer devrait être bien supérieure à celle de l'installation ITER en raison de durées de fonctionnement avec plasma plus longues et, pour certains projets, d'une puissance de fusion plus importante. Ainsi, pour un réacteur DEMO de forte puissance dont la disponibilité serait élevée et qui utiliserait les mêmes matériaux que ceux de l'installation ITER, la puissance résiduelle à évacuer pourrait être d'un à deux ordres de grandeur supérieure à celle de l'installation ITER [14]. Toutefois, l'utilisation de matériaux s'activant plus faiblement⁽¹⁶⁾ (acier martensitique, alliage de vanadium, composites en carbures de silicium...), qui est prévue pour tous les projets de réacteurs DEMO en vue de limiter les risques d'exposition aux rayonnements ionisants, devrait également réduire la puissance résiduelle à évacuer ; dans ces matériaux, des éléments permettant une décroissance rapide de la radioactivité après leur activation, tels que le tungstène ou le tantale, remplaceraient certains éléments aujourd'hui utilisés tels que le molybdène, le niobium ou le nickel.

Le tableau 1 ci-dessous précise les valeurs de puissance résiduelle présentées dans quelques publications récentes pour quelques projets de réacteurs DEMO. Elles sont difficiles à comparer car les durées de fonctionnement avec plasma sont rarement précisées.

(16) Schématiquement, on retiendra qu'un matériau basse activation doit pouvoir être manipulé sans précaution complexe après une période de 100 ans.

Projet d'installation	Puissance de fusion	Puissance résiduelle		Publication
		Au moment de l'arrêt	Après un jour	
DEMO européen	2 000 MW	80 MW	30 MW	[15]
Nouveau projet japonais	1 350 MW	38 MW	8,3 MW	[16]
Ancien projet japonais (SlimCS)	3 000 MW	54,4 MW	11,3 MW	[17–18]
ITER	500 MW	11 MW	0,6 MW	

Tableau 1. Quelques valeurs de puissance résiduelle présentées dans quelques publications récentes pour des projets de réacteurs DEMO.

À titre de comparaison, on peut rappeler ici que, pour un réacteur nucléaire à eau sous pression de type N4, délivrant une **puissance résiduelle** de 1 450 MWe, la puissance résiduelle est de 264 MW juste après un arrêt automatique du réacteur et d'environ 24 MW après un jour.

Sur la base des estimations de **puissance résiduelle** à évacuer, il convient que les concepteurs évaluent les conséquences possibles d'une défaillance totale des systèmes de refroidissement du **tokamak**. À cet égard une étude réalisée par le MAG (*Materials Assessment Group*⁽¹⁷⁾) pour le projet de réacteur DEMO européen a calculé une montée des températures de la première paroi en tungstène de la **couverture interne** d'environ 1 000 °C au bout de 10 jours, ce qui, en cas d'entrée d'air probable dans la **chambre à vide** due à une défaillance au niveau d'une traversée compte tenu des températures atteintes, pourrait conduire à la formation de quantités significatives d'aérosols de trioxyde de tungstène (WO₃) radioactif (10 à 100 kg/h en fonction du type d'alliage de tungstène pour une surface de la première paroi de 1 000 m²). Ces aérosols très volatils pourraient être dispersés dans l'environnement en cas de dégradations des barrières de confinement consécutives à la défaillance totale des systèmes de refroidissement du tokamak [19, 20].

Une évaluation analogue devrait être faite pour les autres projets de réacteurs DEMO, y compris ceux pour lesquels la **puissance résiduelle** à évacuer est équivalente à celle de l'installation ITER, les conséquences de la montée des températures des structures du **tokamak** pouvant être différentes en raison notamment de la présence des **couvertures tritigènes**.

La conception du **tokamak**, et notamment de ses systèmes de refroidissement, dépend donc très fortement de l'évaluation des questions relatives à l'évacuation de la **puissance résiduelle**. Pour l'**IRSN**, il est donc essentiel de traiter ces questions dès le stade des options de sûreté.

7/1/2

Lors des transferts de secteurs et lors de leur entreposage et de leur maintenance en cellules chaudes

Comme cela a été mentionné plus haut, les secteurs de la **couverture interne** des réacteurs DEMO qui seront transférés vers les cellules chaudes devraient être de grandes dimensions. Pour ces réacteurs (ou au moins certains de ces réacteurs), il est donc probable que la **puissance résiduelle** de chacun des secteurs de la couverture interne sera significative et que, contrairement à ce qui est prévu

(17) Groupe d'évaluation des matériaux.

Les conséquences de la défaillance des systèmes de refroidissement dans les installations nucléaires de fusion dépendent de la puissance résiduelle à évacuer. Pour les réacteurs DEMO, la puissance résiduelle sera plus importante que sur l'installation ITER.

pour l'installation ITER, ces secteurs devraient être refroidis au cours des différentes opérations de transfert entre la chambre à vide et les cellules chaudes.

Ainsi, par exemple, la puissance résiduelle d'un secteur de l'ancien projet de réacteur DEMO japonais « SlimCS » a été évaluée à 4,55 MW à l'arrêt et à 0,26 MW après un mois. Dans ces conditions, les concepteurs ont considéré qu'il faudrait attendre un mois avant de transporter un tel secteur et qu'il faudrait le refroidir durant son transfert car, en l'absence de refroidissement, le secteur atteindrait une température d'environ 1 000 °C au bout d'environ 40 jours [18, 21].

Il convient donc que les concepteurs examinent dès le stade des options de sûreté les conséquences possibles d'une défaillance totale du refroidissement d'un secteur lors de son transfert entre la chambre à vide et les cellules chaudes, ainsi que lors des traitements et de l'entreposage des secteurs dans le bâtiment cellules chaudes (figure 17).

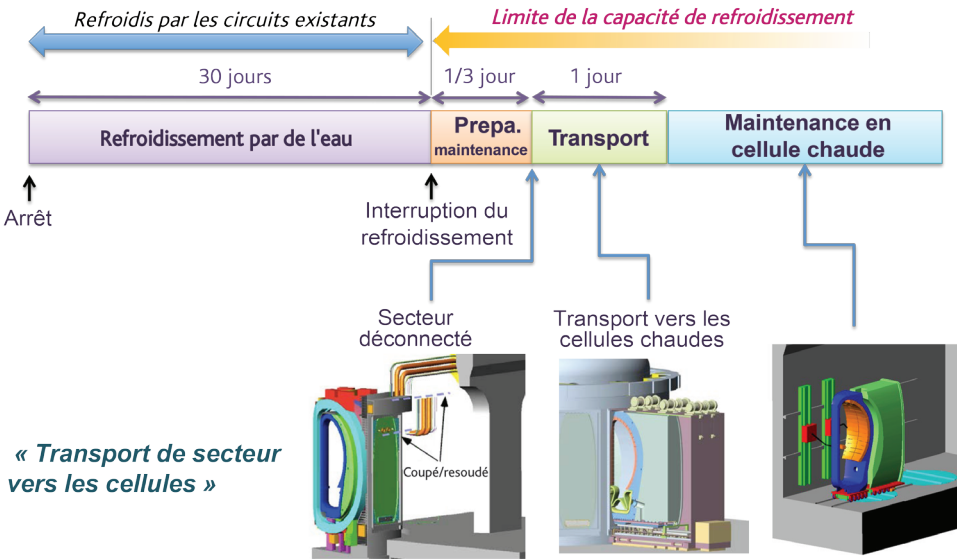


Figure 17. Refroidissement des secteurs de couverture interne pour le projet de réacteur japonais SLIMCs [18]. © Kenji Tobita/JAEA.

• Lors de la préparation d'un secteur en vue de son transfert :

Lors de cette opération, le secteur à transférer est déconnecté de son système de refroidissement normal pour être connecté

à un système de refroidissement spécifique au transfert. Il convient donc d'examiner les conséquences possibles d'une défaillance du système de refroidissement spécifique au transfert en tenant compte des possibilités de reconnexion au système de refroidissement normal.

Il convient de noter de plus que, quand un secteur à transférer est déconnecté du système de refroidissement normal, les autres secteurs en place dans la **chambre à vide** doivent continuer d'être refroidis de manière fiable. La conception du ou des système(s) de refroidissement des secteurs de la **couverture interne** doit tenir compte de cette exigence.

- **Lors du transfert d'un secteur entre la chambre à vide et les cellules chaudes :**

L'étude des conséquences possibles d'une défaillance du refroidissement pendant le transfert doit non seulement considérer la durée maximale estimée pour un tel transfert mais aussi les incidents pouvant conduire à l'arrêt d'un transfert pendant une longue durée. Ces évaluations devront tenir compte de la conception des systèmes de refroidissement installés dans les moyens de transfert automatisés dont dépendent la conception de ces moyens de transfert et celle des zones de l'installation à traverser (dimensions des moyens de transfert automatisés, système de refroidissement de secours éventuel...). Ainsi, par exemple, JAEA a fait état de la nécessité de mettre en place des panneaux de refroidissement sur les murs d'un couloir de l'ancien projet de réacteur DEMO japonais SlimCS afin que le béton de ce couloir reste à une température inférieure à 65 °C et éviter ainsi une dégradation de cette barrière de confinement due à l'évaporation de l'eau contenue dans le béton [18].

- **Lors des opérations de maintenance et d'entreposage des secteurs dans les cellules chaudes :**

Dans les zones de maintenance et les entreposages des cellules chaudes pourraient se trouver rassemblés un certain nombre de secteurs dont la **puissance résiduelle** totale serait importante. Ainsi, les concepteurs du réacteur DEMO européen ont estimé [8, 22] que l'entreposage des déchets provenant de la rénovation d'un jeu complet d'équipements internes de la **chambre à vide** devrait être refroidi pendant environ 18 mois. Là aussi, les conséquences possibles des défaillances doivent être examinées dès le stade des options de sûreté.

Du fait de la taille prévisible des secteurs de la couverture interne des réacteurs DEMO la puissance résiduelle à évacuer devrait être élevée. Ils devront être refroidis à chaque étape du transfert de manière spécifique. La durée de transferts, les systèmes de refroidissement propres aux moyens de transferts automatisés et les lieux de maintenance et d'entreposage doivent être considérés.

La conception des secteurs de la **couverture interne** et notamment de leurs systèmes de refroidissement dans la **chambre à vide**, dans les moyens de transfert automatisés et dans les zones dédiées à leur maintenance et à leur entreposage, dépend donc très fortement de l'évaluation des questions relatives à l'évacuation de la **puissance résiduelle**. Pour l'**IRSN**, il est donc essentiel de traiter ces questions dès le stade des options de sûreté.

7/2

Les risques d'exposition aux rayonnements ionisants

Comme pour l'installation **ITER**, l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs dans les réacteurs DEMO devrait être essentiellement associée aux interventions humaines pendant les opérations de maintenance. Pour réduire les doses reçues par les travailleurs, les réacteurs DEMO feront, comme pour l'installation **ITER**, l'objet d'une maintenance largement robotisée. Par ailleurs, comme précédemment souligné, des recherches sont menées concernant l'utilisation de matériaux dont l'activation sous le flux de neutrons sera plus faible que pour les matériaux utilisés pour l'installation **ITER**.

La démarche d'optimisation mise en œuvre à la conception de l'installation **ITER** a retenu pour objectifs une dose interne individuelle proche de zéro (un objectif de dose nulle est incompatible avec la présence d'une quantité importante de **tritium** qui diffuse facilement à travers certains joints et certains matériaux) et une dose individuelle moyenne de 2,5 mSv/an, avec une dose individuelle maximale de 10 mSv sur un an et une **dose collective** annuelle de 500 H.mSv. Pour les réacteurs DEMO, il n'est pas certain que le seul recours à des matériaux dont l'activation par les neutrons sera plus faible permette d'atteindre des valeurs comparables. Aussi, il est important que la démarche d'optimisation à la conception soit largement développée, notamment pour les zones où les risques d'exposition aux rayonnements ionisants pourraient être significativement plus importants que pour l'installation **ITER**.

Les risques d'exposition pouvant résulter de l'activation des **couvertures tritigènes** sont à considérer tout particulièrement. L'activation de l'eutectique liquide LiPb présent dans certains types de couvertures envisagés conduirait à la production de mercure 203 (^{203}Hg) et de polonium 210 (^{210}Po), dont les coefficients de dose par incorporation sont respectivement 100

et 100 000 fois plus importants que celui de l'eau tritiée. Pour les phases de maintenance qui conduirait à l'ouverture d'un circuit ayant véhiculé du LiPb, il y aurait lieu de tenir compte des risques de dispersion de ^{203}Hg et ^{210}Po , isotopes volatils, dans le local [23]. L'eutectique LiPb est en outre corrosif pour les matériaux des structures dans lesquels il est transporté [24] ; des précipitations de produits de corrosion activés dans les parties froides des circuits (échangeurs de chaleur...) sont donc à craindre, qui pourraient conduire à la création de zones de forte exposition aux rayonnements ionisants [13].

Il existe par ailleurs des risques d'exposition associés aux rayonnements γ de forte énergie de l'azote 16, dont la période radioactive est de 7,1 s, produit par la réaction des neutrons avec l'oxygène de l'eau. Pour les locaux des circuits de refroidissement de l'installation ITER, compte tenu de sa faible durée de fonctionnement avec plasma, ces risques seront évités par une simple interdiction d'accès dans les locaux concernés lors du fonctionnement avec plasma. Pour les réacteurs DEMO, les durées de fonctionnement avec plasma étant beaucoup plus longues, la mise en place de protections radiologiques dans les locaux correspondants pourrait s'avérer nécessaire [15].

Les débits de dose aux secteurs ou demi-secteurs de la couverture interne d'un réacteur DEMO seront beaucoup plus importants lors de leur extraction pour maintenance que ceux associés aux modules de couverture interne de l'installation ITER. Ainsi, les débits de dose associés à un demi-segment du réacteur DEMO européen ont été estimés, en première approximation, à de l'ordre de 3 kGy/h au contact [25]. Des dispositions de conception devront être prises pour limiter l'exposition des travailleurs lors des transferts de ces éléments entre la chambre à vide et les cellules chaudes et pendant leur maintenance et leur entreposage dans les cellules chaudes.

Comme pour toute installation nucléaire, il appartient au concepteur de chaque réacteur DEMO de mener dès la conception une démarche d'optimisation des doses reçues par les opérateurs permettant de proposer des objectifs dosimétriques.

7/3

Les types d'accidents à envisager

Un tokamak constitue une zone complexe et dense en équipements renfermant des énergies importantes qui peuvent être à l'origine d'accidents ou intervenir au cours d'un accident. Il peut en résulter

Du fait de la taille prévisible des secteurs de la couverture interne des réacteurs DEMO, de l'activation des couvertures tritigènes et des durées de fonctionnement du plasma plus longues que pour ITER, les risques d'exposition aux rayonnements ionisants par les opérateurs seront accrus.

des défaillances de la première barrière de confinement des matières radioactives que constituent la **chambre à vide** et ses extensions (réservoir de décharge...), voire de la deuxième barrière de confinement formée par les locaux entourant le **tokamak**. Pour l'essentiel, les énergies à considérer sont :

- l'énergie du **plasma** (d'environ 700 MJ pour l'installation **ITER**), également partagée entre énergie thermique et énergie magnétique. Une **disruption** du plasma entraîne des chocs thermiques dans la première paroi de la **couverture interne**, avec la production de poussières et l'apparition de courants de Foucault et de charges électromagnétiques qui sont pris en compte dans le dimensionnement des équipements internes et de la **chambre à vide**. Dans certains cas, une telle disruption conduit en outre à la création d'un faisceau d'électrons qui viennent percuter la première paroi de la couverture interne créant des dommages qui pourraient provoquer la rupture de son système de refroidissement et donc une entrée d'eau dans la chambre à vide qui conduirait à un rejet de matières radioactives (**tritium**, poussières activées et produits de corrosion activés) dans l'environnement (voir le chapitre 2) ;
- l'énergie magnétique des **bobines** magnétiques (de l'ordre de 50 GJ pour l'installation **ITER**). En cas de perte de la supraconductivité des bobines (du fait par exemple d'une fuite d'hélium liquide de refroidissement des bobines), la chute du courant électrique dans les bobines conduit à l'apparition de courants de Foucault et de charges électromagnétiques qui sont pris en compte dans le **dimensionnement** des équipements internes de la **chambre à vide** et de la chambre à vide elle-même. Par ailleurs, un court-circuit dans une bobine peut provoquer des déformations locales de cette bobine. Enfin, un arc électrique peut se produire, provoquant localement une **fusion** de structures en métal de la bobine et d'équipements proches tel que la chambre à vide ou le **cryostat**. L'intégrité de la chambre à vide n'est pas affectée, contrairement à celle du cryostat. Toutefois, une entrée d'air dans le cryostat ne conduirait pas à des rejets de matières radioactives dans l'environnement ;
- l'énergie thermique des systèmes de refroidissement primaires. Toute fuite d'eau d'un système de refroidissement dans la **chambre à vide**, dans le **cryostat** ou dans les locaux environnant le **tokamak** conduit à des phénomènes de vaporisation et de montée en pression. Une entrée d'eau dans

la **chambre à vide** conduit à un rejet de matières radioactives (**tritium**, poussières activées et produits de corrosion activés) dans l'environnement (voir le chapitre 2). Une entrée d'eau dans le **cryostat** n'affecte pas l'intégrité de celui-ci. Une fuite d'eau de refroidissement dans un local environnant le **tokamak** conduirait à un rejet de produits de corrosion activés dans l'environnement *via* le système de ventilation du local ;

- les énergies dégagées en cas d'explosion d'isotopes de l'hydrogène (hydrogène, deutérium, **tritium**) ou en cas d'explosion de poussières :
 - une explosion mettant en jeu du deutérium et du **tritium** peut intervenir en cas d'entrée d'air dans la **chambre à vide**. Par ailleurs, en cas d'entrée d'eau dans la chambre à vide, une explosion d'hydrogène provenant de l'oxydation des poussières par l'eau, de deutérium et de tritium pourrait survenir dans le réservoir de décharge de la chambre à vide,
 - une explosion de poussières pourrait de plus être amorcée par une explosion de deutérium et de **tritium** dans la chambre à vide.
- l'énergie frigorifique du système d'alimentation en hélium liquide à une température de 4,5 K (le bâtiment **tokamak** de l'installation **ITER** contient environ 20 t d'hélium liquide). Toute fuite d'hélium dans le **cryostat** ou dans les locaux environnant le tokamak conduirait à une vaporisation soudaine de l'hélium liquide, avec une forte expansion volumétrique et une montée de la pression dans la zone concernée ;
- l'énergie des produits d'activation (voir le paragraphe 7.1.1).

L'identification des accidents pouvant survenir dans l'installation **ITER** a été rendue difficile par la nouveauté des questions à aborder. Une première liste d'accidents a été établie de manière pragmatique, à partir des défaillances envisageables, susceptibles de conduire à des conséquences importantes (fuite d'eau, entrée d'air...). Des méthodes plus détaillées ont ensuite été utilisées, qui consistent à partir soit des défaillances des composants soit des causes possibles de rejets. Enfin, les risques d'accidents pouvant résulter d'une agression externe (séisme...) ou d'une agression interne (incendie...) ont été examinés. En définitive, 10 accidents dits de **dimensionnement** ont été traités par l'exploitant de l'installation **ITER** dans un rapport préliminaire de sûreté, qui y a ajouté 12 accidents dits hors dimensionnement, qui sont des accidents de dimensionnement pour lesquels une ou plusieurs défaillances

supplémentaires ont été considérées ou de probabilité jugée très faible. Les échanges techniques lors de l'examen de ce rapport ont conduit l'exploitant à modifier certains scénarios accidentels et à en étudier quelques autres. La liste des accidents finalement retenus pour l'installation ITER, et des doses qui pourraient être reçues par le public distant de 2,5 km de l'installation, est la suivante :

► Pour ce qui concerne les accidents de dimensionnement :

- entrée d'eau dans la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : 10^{-4} mSv),
- entrée d'air dans la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : $1,3 \cdot 10^{-2}$ mSv),
- fuite du système de refroidissement primaire de la chambre à vide à l'extérieur de la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : 10^{-5} mSv),
- fuite du système de refroidissement primaire du diverteur à l'extérieur de la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : $1,8 \cdot 10^{-2}$ mSv),
- fuite dans le système de séparation isotopique (dose à long terme à 2,5 km : $1,1 \cdot 10^{-4}$ mSv),
- rupture d'une ligne d'alimentation en combustible (dose à long terme à 2,5 km : $4,9 \cdot 10^{-3}$ mSv),
- perte de confinement dans le bâtiment cellules chaudes (dose à long terme à 2,5 km : $3,6 \cdot 10^{-4}$ mSv),
- fuite d'un réservoir d'eau tritiée (dose à long terme à 2,5 km : $1,6 \cdot 10^{-2}$ mSv),
- perte de confinement d'une hotte de transfert automatisée (dose à long terme à 2,5 km : $4,3 \cdot 10^{-3}$ mSv),
- rupture de la plus grande ouverture d'une boîte à gants (dose à long terme à 2,5 km : $3,1 \cdot 10^{-5}$ mSv).

► Pour ce qui concerne les accidents hors dimensionnement :

- entrée d'air dans la chambre à vide et fuite dans la chambre à vide du système de refroidissement primaire de la couverture interne (dose à long terme à 2,5 km : $4,3 \cdot 10^{-3}$ mSv),
- entrée d'eau dans la chambre à vide et défaillance d'une traversée de la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : 0,13 mSv),

- perte de contrôle du **plasma** sans arrêt d'urgence de la **fusion** du plasma et entrée d'eau dans la **chambre à vide** (dose à long terme à 2,5 km : $3,4 \cdot 10^{-5}$ mSv),
 - fuite du système de refroidissement primaire de la **couverture interne** à l'extérieur de la **chambre à vide** et défaillance du système d'arrêt d'urgence de la **fusion** du **plasma** (dose à long terme à 2,5 km : 10^{-2} mSv),
 - entrée d'air dans la **chambre à vide** puis explosion dans la chambre à vide (dose à long terme à 2,5 km : 0,2 mSv),
 - perforation importante de la **chambre à vide** et du **cryostat** (dose à long terme à 2,5 km : 0,3 mSv),
 - fuite du système de refroidissement primaire de la **chambre à vide** à l'extérieur de la chambre à vide et perte du débit de refroidissement des autres systèmes (dose à long terme à 2,5 km : $3,6 \cdot 10^{-4}$ mSv),
 - fuites d'eau et d'hélium dans le **cryostat** (dose à long terme à 2,5 km : $2,4 \cdot 10^{-3}$ mSv),
 - rupture d'une ligne d'alimentation en combustible et défaillance du système de détritiation (dose à long terme à 2,5 km : 1,6 mSv),
 - incendie dans le bâtiment **tritium** (dose à long terme à 2,5 km : 0,17 mSv),
 - fuite du système de séparation isotopique dans son local puis explosion (dose à long terme à 2,5 km : 0,13 mSv),
 - incendie dans la zone de traitement des déchets avec propagation vers la zone d'entreposage (dose à long terme à 2,5 km : 0,3 mSv),
 - explosion de **tritium** durant la phase de régénération d'une **cryopompe** de la **chambre à vide** (dose à long terme à 2,5 km : inférieure à 0,3 mSv).
- En outre, les accidents suivants ont été exclus :
- présence d'un opérateur près d'une hotte de transfert automatisée transportant un équipement interne de la **chambre à vide** ;
 - chute du monte-charge avec une hotte de transfert automatisée transportant un équipement interne de la **chambre à vide** ;
 - incendie mettant en cause l'entreposage de poussières activées ;

La chambre à vide constitue la première barrière de confinement alors que les locaux entourant le tokamak en constituent une deuxième. Les défaillances ou les agressions externes envisageables qui pourraient provoquer des rejets radioactifs dans l'environnement ont été considérées pour l'installation ITER. La complexité accrue des réacteurs DEMO, les quantités plus importantes de matières et des énergies mises en jeu sont autant de raison d'avoir des probabilités et des conséquences d'accidents différentes de celles de l'installation ITER.

- incendie mettant en cause l'entreposage de déchets purement tritiés ;
- ouverture intempestive, lors d'une **décharge plasma**, d'un disque de rupture ou d'une vanne de la ligne de décharge de la **chambre à vide**.

Pour les quelques projets de réacteurs DEMO qui ont fait l'objet de publications relatives aux accidents envisagés, il apparaît que les types d'accidents considérés sont quasiment identiques à ceux qui ont été retenus pour l'installation ITER. Toutefois, il faudra tenir compte du fait que les probabilités ou les conséquences pourront être bien différentes, en raison notamment des quantités plus importantes de matières radioactives ou des énergies mises en jeu. En outre, compte tenu de la complexité accrue des projets de réacteurs DEMO par rapport à l'installation ITER, il n'est pas exclu que d'autres types d'accidents doivent être étudiés (voir les paragraphes 7.3.2, 7.3.3, 7.3.6 et 7.3.7 ci-après).

L'examen de ces questions doit être mené dès la conception. Une ébauche d'un tel examen, non exhaustive, est présentée ci-après.

7/3/1

Évolution des quantités de tritium et de poussières dans la chambre à vide

Les conséquences d'entrées accidentelles d'eau ou d'air dans la **chambre à vide** de l'installation ITER ont été estimées acceptables compte tenu des limitations des quantités de **tritium** (1 kg) et de poussières (1 000 kg) présentes dans la chambre à vide retenues par l'exploitant. Sur la base des connaissances actuelles, ces valeurs pourraient être atteintes après une ou deux années d'exploitation, soit après 100 à 200 heures de fonctionnement avec **plasma**. La durée des opérations d'étuvage qui seront alors menées pour réduire les quantités de tritium adsorbées et de nettoyage pour réduire les quantités de poussières ne devrait pas affecter la faible disponibilité attendue pour cette installation expérimentale.

Pour les réacteurs DEMO, les durées visées de fonctionnement avec **plasma** étant beaucoup plus longues, des limitations identiques à celles retenues pour l'installation ITER imposeraient des arrêts fréquents incompatibles avec les taux de disponibilité recherchés.

Si les concepteurs retiennent les mêmes limitations, il leur faudra mettre en avant des dispositions permettant de réduire l'adsorption du tritium dans les structures et la création de poussières ou de réduire les durées d'intervention pour détritier et dépoussiérer la chambre à vide ; un fonctionnement de la première paroi de la couverture interne à plus haute température favoriserait une plus faible adsorption du tritium ; par ailleurs un taux de combustion élevé dans le plasma serait également favorable. Par ailleurs, il peut être recherché des moyens de maîtriser l'inventaire en tentant de collecter les poussières au niveau du diverteur pendant le fonctionnement en plasma [26].

Les concepteurs pourraient aussi examiner d'autres choix quant aux limitations des quantités de tritium et de poussières dans la chambre à vide et montrer qu'avec les nouvelles limitations retenues, les conséquences d'accidents, notamment une entrée d'air dans la chambre à vide suivie d'une explosion d'isotopes de l'hydrogène et de poussières, seraient acceptables, compte tenu des dispositions de conception retenues par ailleurs.

Il est donc nécessaire que les éléments correspondants soient apportés dès le stade des options de sûreté.

La conception des réacteurs DEMO associée à une limitation des quantités de tritium et de poussières présentes dans la chambre à vide, doivent rendre acceptables les conséquences pour l'environnement d'une entrée d'eau ou d'air dans cette dernière.

7/3/2

Présence de couvertures tritigènes

La présence de couvertures tritigènes beaucoup plus étendues dans les réacteurs DEMO que dans l'installation ITER doit conduire les concepteurs à réexaminer les conséquences des accidents considérés, voire à étudier d'autres accidents.

À cette fin, il y a lieu de déterminer les quantités de matières radioactives qui pourront être présentes dans les couvertures tritigènes et qui peuvent être très différentes selon le type de couverture tritigène retenue.

Pour la couverture interne de l'installation ITER, il a été essentiellement retenu un risque de fuite d'eau de son circuit de refroidissement dans la chambre à vide. Pour les projets de réacteurs DEMO, les couvertures tritigènes peuvent être refroidies par des liquides (eau, eutectique LiPb) ou des gaz (hélium). Les concepteurs devront donc examiner les conséquences possibles des fuites de ces fluides dans la chambre à vide et en dehors de cette chambre et des réactions violentes envisageables (y compris lors des transferts et de la maintenance dans les cellules chaudes). Ainsi, par exemple, les risques d'interactions entre l'eau et le béryllium

Les accidents à considérer pour les réacteurs DEMO dépendent des types de couvertures tritigènes retenus.

ou l'eutectique LiPb (conduisant à la production d'hydrogène) ainsi qu'entre l'hélium et cet eutectique sont à considérer pour certains types de couvertures [28, 29].

Il convient que les éléments correspondants soient apportés dès le stade des options de sûreté.

7/3/3

Augmentation du nombre des cas possibles de perte de contrôle du plasma

Pour permettre de maîtriser les multiples types d'instabilités pouvant se produire dans le plasma, les concepteurs prévoient la mise en place d'équipements de suivi du comportement et des performances du plasma (surveillance du flux neutronique, du champ magnétique...) et d'actionneurs (vannes de régulation du combustible, moyens de chauffage additionnel...) avec le contrôle commande correspondant. En cas de dysfonctionnement du contrôle du plasma, le plasma s'arrête brutalement (*disruption*).

Pour l'installation ITER, les décharges plasma seront des décharges de courte durée, dénommées « scénarios inductifs », car le courant de plasma est créé en augmentant de façon régulière le courant dans le solénoïde central. Pour les réacteurs DEMO, il est prévu, pour obtenir des durées plus longues de fonctionnement avec plasma, de réaliser des décharges permanentes, sans limitation de durée *a priori*, dénommées « scénarios non inductifs ». Le courant de plasma est créé par les chauffages additionnels, auquel s'ajoute une part importante de courants générés à l'intérieur même du plasma par certains types d'instabilités, courants dit autogénérés et dénommés *bootstrap current*.

Dans ces conditions de fonctionnement, pour obtenir une bonne maîtrise de la stabilité du plasma, le système de contrôle du plasma doit *a priori* être beaucoup plus développé que pour l'installation ITER. Il en résulte que les dysfonctionnements possibles du système de contrôle du plasma à étudier devraient être plus nombreux et différents de ceux qui ont été considérés pour l'installation ITER (augmentation soudaine du débit d'alimentation en combustible ou de la puissance des chauffages additionnels...), certains de ces dysfonctionnements pouvant s'avérer plus sévères.

Par ailleurs, les concepteurs devront également examiner tous les cas de dysfonctionnement des systèmes de prévention des *disruptions* (injection de gaz), notamment les conséquences d'un

Le nombre et la nature des dysfonctionnements possibles du système de contrôle plasma des réacteurs DEMO devraient être différents de ceux qui ont été considérés pour l'installation ITER.

déclenchement intempestif de ces systèmes qui devraient conduire à une **disruption** du **plasma** dont la sévérité est à évaluer.

Il apparaît nécessaire que soient estimées dès le stade des options de sûreté les conséquences possibles des **disruptions** les plus sévères pouvant survenir compte tenu des dispositions de conception retenues, avec des justifications appropriées quant au choix des scénarios étudiés.

7/3/4

Augmentation de l'énergie magnétique des bobines toroïdales

L'installation **ITER** a été conçue et dimensionnée de telle sorte que l'intégrité de la **chambre à vide** ne puisse pas être affectée par un arc électrique dans une des 18 **bobines toroïdales**. Pour certains réacteurs DEMO, l'énergie magnétique des bobines toroïdales pourrait être notablement plus importante que dans les bobines de l'installation ITER. Par exemple, l'énergie magnétique d'une bobine toroïdale du projet de réacteur DEMO européen pourrait être de l'ordre de 10 GJ (au lieu de 2,28 GJ pour une bobine de l'installation ITER). Une perte de l'intégrité de la **chambre à vide** due à un arc électrique sur une bobine pourrait conduire à une entrée de l'eau de refroidissement de la chambre à vide à la fois dans la chambre à vide et à la fois dans le **cryostat**, accident qui n'a jusqu'alors pas été examiné.

Il convient donc que, pour les réacteurs DEMO, les risques de perte de l'intégrité de la **chambre à vide** du fait d'un arc électrique dans une **bobine toroïdale** soient examinés dès le stade des options de sûreté.

7/3/5

Augmentation des quantités d'hélium mises en œuvre

Toute fuite importante d'hélium liquide, fluide utilisé pour le refroidissement des **bobines** magnétiques supraconductrices de l'installation **ITER**, peut mettre en pression le local ou l'équipement où elle survient et en affecter l'intégrité. L'exploitant a en particulier examiné s'il existait un local où pouvait simultanément survenir une dissémination de matières radioactives et une fuite d'hélium menaçant l'intégrité du local. Des dispositions particulières, notamment le **dimensionnement** d'un circuit d'hélium au séisme, ont été retenues pour écarter cette éventualité. Par ailleurs, pour l'installation ITER, la quantité d'hélium pouvant être déversée

La présence d'hélium dans les réacteurs DEMO, notamment comme fluide de refroidissement des couvertures tritigènes, doit être examinée compte tenu, en cas de fuite, des risques de mises en pression des barrières de confinement.

accidentellement à l'intérieur de la **chambre à vide** est limitée par conception à 25 kg. En cas d'entrée d'eau dans la chambre à vide et d'une quantité d'hélium, gaz incondensable, supérieure à 25 kg, l'intégrité de la chambre à vide et du réservoir de décharge de la chambre à vide pourrait en effet être affectée.

Pour certains projets de réacteurs DEMO, les quantités d'hélium dans le bâtiment du **tokamak** devraient être plus importantes, notamment pour ceux qui utiliseront de l'hélium gazeux comme fluide de refroidissement des **couvertures tritigènes**. Plusieurs publications soulignent la nécessité de prévoir des volumes d'expansion pour limiter les mises en pression des barrières de confinement en cas de fuite d'hélium [30, 31].

Il est donc nécessaire que, pour les réacteurs DEMO concernés, les concepteurs tiennent compte des risques de fuite d'hélium dès le stade des options de sûreté.

7/3/6

Augmentation du nombre de locaux où pourraient se trouver des quantités significatives d'isotopes de l'hydrogène en dehors de la chambre à vide

Pour l'installation **ITER**, le cas d'une explosion de la totalité des isotopes de l'hydrogène dans le local abritant le système de séparation isotopique du circuit de combustible dans le bâtiment **tritium**, a été étudié par l'exploitant.

Les quantités totales de **tritium** mises en œuvre dans certains réacteurs DEMO seront nettement plus importantes que pour l'installation **ITER**. Pour ces réacteurs, on peut donc s'attendre à ce que, en dehors de la **chambre à vide**, plusieurs locaux puissent contenir des quantités significatives d'isotopes de l'hydrogène.

Les risques d'explosion de ces quantités significatives d'isotopes de l'hydrogène dans ces locaux doivent donc être examinés dès le stade des options de sûreté.

7/3/7

Accès vertical dans la chambre à vide

Pour les conceptions de réacteurs DEMO prévoyant l'extraction de secteurs ou demi-secteurs de la **couverture interne** par des traversées verticales, **les risques de chute d'un tel secteur ou demi-secteur au moment de son retrait de la chambre à vide doivent être examinés dès le stade des options de sûreté.**

Par ailleurs, pour ces réacteurs, la protection du **tokamak** à l'égard des chutes d'avion par une dalle de couverture, telle qu'elle a été prévue pour l'installation **ITER**, pourrait s'avérer difficilement réalisable. Cette protection devra donc être examinée dès le stade des options de conception en tenant compte des dispositions prévues pour l'extraction des équipements internes.

7/3/8

Définition d'une protection à l'égard d'aléas extrêmes

La définition d'un ensemble d'équipements essentiels dimensionnés pour résister aux aléas extrêmes devra être considérée pour les réacteurs DEMO dès la conception.

L'installation **ITER** n'a pu bien entendu en tenir compte qu'*a posteriori*.

La détermination des aléas extrêmes à retenir devra tenir compte des incertitudes sur les phénomènes considérés, y compris concernant les évolutions du climat qui pourraient intervenir d'ici la fin de l'exploitation des réacteurs DEMO aujourd'hui en projet.

7/4

Les rejets dans l'environnement en fonctionnement normal

L'impact radiologique des rejets dans l'environnement dû au fonctionnement normal d'une installation de **fusion** est pour l'essentiel dû aux rejets gazeux de **tritium**. Les rejets gazeux annuels de l'installation **ITER** ne devraient pas dépasser 2,5 g de tritium pour les années avec maintenance lourde (arrêt de longue durée pour changer le **diverteur**, prévu deux à trois fois au cours de la vie de l'installation) et 0,6 g de tritium pour les autres années. Pour le calcul des conséquences, le tritium est supposé sous forme d'eau tritiée (HTO), forme non organique la plus pénalisante. Il n'est pas prévu de rejet de tritium organiquement lié (OBT).

Pendant les années avec maintenance lourde, les rejets de **tritium** seraient principalement dus au dégazage des équipements internes dans la **chambre à vide** durant la longue période d'ouverture de celle-ci et dans les cellules chaudes. L'estimation des rejets indiqués plus haut suppose la réalisation d'une opération d'étuvage avant l'ouverture de la chambre à vide, qui devrait permettre de réduire

L'impact radiologique des rejets dans l'environnement dû au fonctionnement normal d'une installation de fusion est pour l'essentiel dû aux rejets gazeux de tritium dont il faudra tenir compte eu égard aux quantités de tritium plus importantes et aux voies de rejets plus nombreuses mises en œuvre dans les réacteurs DEMO. De même, il conviendra de réduire les rejets d'effluents liquides provenant des systèmes de détritiation de l'air plus nombreux et de l'eau plus volumineux des réacteurs DEMO, dans l'environnement.

fortement les quantités de **tritium** présentes. Pour les années sans maintenance lourde, les deux tiers des rejets de tritium proviendront de la station de récupération de tritium, dite TRS (*Tritium Recuperation System*), dont le rôle est de récupérer l'essentiel du tritium présent dans les poussières activées et dans les déchets MA-VL tritiés provenant des équipements internes de la **chambre à vide**. Les autres rejets seraient dus à la perméation du tritium à travers les équipements dans les locaux.

Pour les réacteurs DEMO, il y aura lieu de tenir compte de la mise en œuvre de quantités plus importantes de **tritium** et des voies supplémentaires de rejets gazeux de tritium.

En application du principe d'optimisation, il convient donc que les concepteurs s'attachent dès la conception à réduire autant que faire se peut les quantités de **tritium dans l'installation et à examiner les voies principales de rejets.**

En outre, pour l'installation **ITER** des rejets liquides contenant du **tritium** proviendront, pour l'essentiel, des effluents liquides très faiblement tritiés produits par les systèmes de détritiation de l'air et de traitement de l'eau des systèmes de refroidissement. La concentration du tritium dans ces effluents est en effet trop faible pour qu'ils puissent être traités par le système de détritiation de l'eau, dit WDS (*Water Detritiation System*), qui permet de récupérer du tritium pour le réinjecter dans le circuit du combustible.

Pour les réacteurs DEMO qui pourraient contenir de nombreux locaux munis de systèmes de détritiation de l'air et des volumes importants d'eau de refroidissement, **les concepteurs devraient examiner les possibilités de réduire les quantités d'effluents liquides très faiblement tritiés à rejeter dans l'environnement [15].**

Pour l'installation **ITER**, l'impact radiologique maximal dû aux rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux est de l'ordre de $2,3 \mu\text{Sv/an}$ ⁽¹⁸⁾.

7/4/1

Réduction des quantités de tritium dans l'installation

Comme cela a été indiqué plus haut, les quantités de **tritium** présentes dans l'installation **ITER** à un moment donné sont limitées à 4 kg. Les quantités mentionnées dans les publications relatives aux projets de réacteurs DEMO varient entre 2,5 et

(18)

L'estimation de l'impact radiologique peut être comparée à la limite annuelle de dose admissible d'exposition d'origine artificielle pour le public de 1 mSv/an définie à l'article R.1333-8 du code de la santé publique.

7,5 kg [14, 26, 32, 33], la majeure partie se trouvant comme pour l'installation ITER dans les bâtiments tritium, le reste essentiellement dans la chambre à vide. À cet égard, lors de la présentation faite par l'University of Science and Technology of China⁽¹⁹⁾ lors du séminaire « 3D versus 2D in hot plasma⁽²⁰⁾ » du 30 avril au 2 mai 2013, il a été montré que, dès que les quantités de tritium augmentent dans un réacteur de fusion, les rejets de tritium dans l'environnement devraient également augmenter car il est peu probable que des taux de fuite plus faibles que ceux retenus pour l'installation ITER puissent être visés à la conception des équipements des réacteurs DEMO [3].

En tout état de cause, plusieurs publications font état de l'intérêt, pour réduire les quantités de tritium présentes, d'introduire un bypass dans le circuit du combustible permettant d'alimenter la chambre à vide avec du combustible qui n'aurait pas transité par le système de séparation isotopique (figure 18). Une méthode envisagée consisterait à produire des glaçons de combustible à propulser au centre du plasma, à partir des produits extraits de la chambre à vide par les cryopompes desquels on ne retirerait que l'hélium 4 et les impuretés (poussières...) [26, 33]. Une telle modification du circuit de combustible pourrait effectivement être de nature à réduire significativement les quantités de tritium dans l'installation et donc les rejets dans l'environnement.

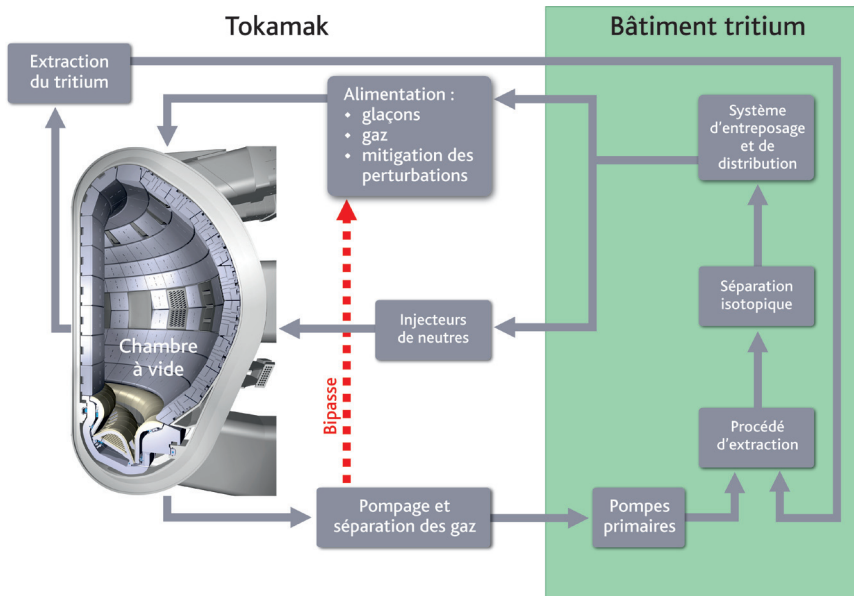


Figure 18. Bypass dans le circuit du combustible, d'après [33].
© Georges Goué/IRSN.

(19) Université des sciences et de la technologie Chinoise.

(20) Séminaire consacré aux modélisations des plasmas en 2 et 3 dimensions.

Afin de limiter les rejets de tritium dans l'environnement, il conviendra de réduire autant qu'il est possible les quantités de tritium mises en œuvre (bypass, taux de combustion élevé...).

Par ailleurs, il convient de rappeler que, plus le taux de combustion dans le plasma est élevé, moins il faut introduire de tritium dans la chambre à vide et par conséquent plus faibles sont les quantités de tritium à recycler dans le bâtiment tritium.

Enfin, les quantités de tritium présentes dans le bâtiment tritium seront d'autant plus faibles que la durée nécessaire au recyclage du tritium dans ce bâtiment sera réduite.

7/4/2

Examen des voies principales possibles de rejets gazeux de tritium

7/4/2/1

Les rejets associés aux circuits de refroidissement des couvertures tritigènes

Dans les réacteurs DEMO, une partie du tritium produit dans les couvertures tritigènes diffusera à travers les parois des circuits de refroidissement qui passent à l'intérieur des couvertures à proximité de zones où du tritium est produit. Plusieurs publications évoquent la possibilité qu'une centaine de grammes de tritium puissent se trouver dans ces circuits [34], alors que les quantités de tritium présentes dans les deux systèmes de refroidissement primaires de la couverture interne et du diverteur de l'installation ITER sont d'environ 0,7 g par système. Même si des moyens de purification sont mis en place pour extraire en permanence du tritium des circuits de refroidissement des couvertures tritigènes des réacteurs DEMO, il est clair qu'une partie du tritium présent dans ces circuits diffusera à travers les échangeurs des circuits de refroidissement jusque dans l'environnement, voie de rejets qui n'existe pas pour l'installation ITER (figure 19). Des recherches sont en cours concernant des revêtements des parois des circuits de refroidissement à l'intérieur des couvertures tritigènes par une couche protectrice d'alumine (Al_2O_3) ou d'erbine (Er_2O_3) [13], qui permettrait une réduction de la perméation d'un facteur 50 à 1 000 [19, 35]. Ces recherches n'en sont toutefois qu'à l'échelle du laboratoire.

Les premières estimations des rejets des projets de réacteurs DEMO sont très différentes selon le type de couvertures tritigènes retenu. Ainsi, pour le projet de réacteur DEMO européen, les rejets associés à l'utilisation de couvertures tritigènes de type WCLL (céramique lithiée pour la production de tritium, béryllium comme multiplicateur de neutrons et eau pour le refroidissement) seraient bien inférieurs à ceux qui seraient associés à l'utilisation de couvertures de type HCPB (céramique lithiée pour la production de tritium, béryllium comme multiplicateur de

neutrons et hélium pour le refroidissement) ou HCLL (eutectique LiPb pour la production de tritium et comme multiplicateur de neutrons, hélium pour le refroidissement) ; les facteurs indiqués sont respectivement de 55 et de 160 [37].

Dans le choix du type de **couvertures tritigènes** qui sera fait pour obtenir l'autoalimentation en **tritium**, il y aura lieu de considérer les rejets de tritium dans l'environnement associés à leurs circuits de refroidissement.

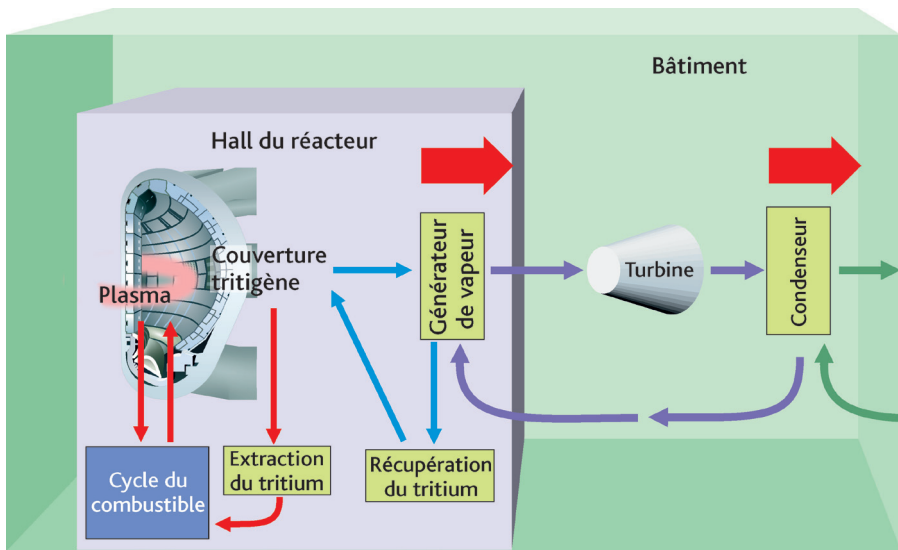


Figure 19. Rejets associés aux circuits de refroidissement des couvertures tritigènes, d'après [36]. © Georges Goué/IRSN.

7/4/2/2

Les rejets associés aux transferts des équipements internes vers les cellules chaudes et à leur traitement dans ces cellules

Comme cela a déjà été évoqué plus haut, les rejets de **tritium** de l'installation **ITER** seront, en fonctionnement normal, essentiellement associés aux transferts des équipements internes vers les cellules chaudes et à leur traitement dans les cellules, lors des années avec maintenance lourde, et au traitement des déchets tritiés les autres années. Il est difficile d'apprécier en relatif quels pourraient être les rejets associés aux projets de réacteurs DEMO tant la conception de la **couverture interne** par secteurs ou demi-secteurs est différente de la couverture interne de l'installation ITER et tant il y a de paramètres pouvant influencer sur l'importance des rejets (les quantités de tritium présentes dans les équipements

internes transférés, la fréquence des transferts, l'efficacité de l'opération d'étuvage pour réduire les quantités de tritium dans la chambre à vide, la concentration du tritium dans les déchets résultant de la maintenance de ces équipements, l'efficacité des systèmes de détritiation des déchets).

Il convient donc que les concepteurs des réacteurs DEMO examinent attentivement dès les options de sûreté les rejets de tritium dans l'environnement qui pourront être associés aux transferts des équipements internes vers les cellules chaudes et à leur traitement dans ces cellules.

7/4/2/3

Les rejets associés aux équipements de détritiation des déchets

Si des équipements de détritiation des déchets sont mis en œuvre (voir le paragraphe 7.5 ci-après), ces équipements pourraient être une source de rejets.

Il convient de considérer cette voie de rejets dans l'environnement dès la conception.

7/5

Les déchets

Une partie des déchets de l'installation ITER renfermera des quantités de tritium trop élevées pour que ces déchets puissent être évacués directement dans les centres de stockage de déchets du territoire français. Il est aujourd'hui prévu qu'ils seront entreposés pendant environ 50 ans, dans l'installation INTERMED actuellement en projet, pour réduire les quantités de tritium par décroissance radioactive. Les plus tritiés feront en outre l'objet d'un traitement préalable dans la station de récupération de tritium (TRS).

Il est probable que les déchets produits par les réacteurs DEMO seront plus tritiés que ceux produits par l'installation ITER ; cela pourrait conduire les concepteurs à ajouter des équipements de détritiation spécifiques (four thermique, four de fusion, incinérateur...). Par ailleurs, les couvertures tritigènes pourraient être la source de déchets différents de ceux provenant de l'installation ITER, en fonction du type de couvertures tritigènes retenu. En tout état de cause la gestion des déchets d'un réacteur DEMO dépendra de la politique générale du pays d'accueil dans ce domaine.

Il convient de considérer la nature et la quantité des déchets tritiés produits en fonction de la politique générale du pays d'accueil en matière de gestion des déchets.

Il convient que les concepteurs d'un réacteur DEMO examinent les contraintes de gestion des déchets dès le stade des options de sûreté en tenant compte de la politique générale du pays qui accueillerait ce réacteur.

8/ Conclusion

Les considérations qui précèdent ont été élaborées à partir de l'expérience acquise lors de l'expertise de la sûreté de l'installation ITER et des publications accessibles sur les projets de réacteurs DEMO à la fin 2017. À l'issue de ces travaux, l'IRSN souligne que les concepteurs devraient examiner en priorité, les sujets suivants :

- l'évacuation de la **puissance résiduelle**, compte tenu de la conception envisagée pour les circuits de refroidissement du **tokamak** et les systèmes de refroidissement des secteurs de la **couverture interne** lors de leurs transferts entre la **chambre à vide** et les cellules chaudes, ainsi que lors de leur entreposage dans ces cellules ;
- l'optimisation des doses reçues par les travailleurs en fonction de la robotisation et du choix des matériaux ;
- les types d'accidents considérés pour l'installation ITER et les types d'accidents spécifiques qui pourraient être associés à la conception des réacteurs DEMO ;
- les possibilités de limiter les quantités globales de **tritium** présentes dans l'installation et les rejets par les différentes voies essentielles de rejets gazeux de tritium ; à cet égard, le choix du type de **couvertures tritigènes** apparaît *a priori* déterminant ;
- l'identification des contraintes en matière de gestion des déchets en fonction de la politique générale du pays d'accueil du réacteur.

9/ Glossaire

Bobines : systèmes constitués d'aimants supraconducteurs qui génèrent un champ magnétique qui crée, confine et modèle le plasma. On différencie principalement les bobines toroïdales (confinement), le solénoïde central (génération du champ et contribution au chauffage), les bobines poloïdales (littéralement : qui se développe entre des pôles magnétiques). Ces bobines sont refroidies par une circulation d'hélium liquide à une température de 4,5 K.

Chambre à vide : enceinte en acier inoxydable de forme toroïdale étanche dans laquelle se produisent les réactions de fusion (plasma). Elle constitue la première barrière de confinement des matières radioactives et contribue à la stabilité du plasma. Elle contient la couverture interne et le diverteur. Elle est constituée d'une double paroi en acier dans laquelle l'eau de refroidissement circulera pour évacuer la chaleur dégagée par les réactions de fusion, chaleur qui sera utilisée, dans les centrales de fusion, pour produire de l'électricité.

Confinement magnétique : plasma en mouvement sous l'effet d'un champ magnétique maintenu à distance des parois de la chambre à vide. Le champ magnétique agit sur les particules chargées seules. Tous les produits secondaires de la fusion non chargés (impuretés, l'hélium 4...) sont extraits par le diverteur. Les neutrons sont absorbés par les parois de la chambre à vide restituant la chaleur, évacuée pour ITER et transformée, *in fine* en électricité, pour un réacteur DEMO.

Couverture interne : équipement interne à la chambre à vide qui assure la protection neutronique des parois métalliques de la chambre à vide.

Couverture tritigène : couverture qui favorise la production de tritium en même temps qu'elle assure la protection neutronique des parois métalliques de la chambre à vide.

Cryopompe : système de pompe à vide qui évacue l'hélium et les impuretés par condensation sur une surface froide.

Cryostat : enceinte métallique maintenue à très basse température contenant le tokamak.

Débit de dose : le débit de dose radioactive détermine l'intensité d'irradiation (énergie absorbée par la matière par unité de masse et de temps). Il se mesure en Gray par seconde (Gy/s).

Décharge plasma : nom donné à la séquence de fonctionnement du tokamak avec un plasma.

Dimensionnement : détermination des caractéristiques d'une installation lors de sa conception pour satisfaire à des critères préétablis et à la pratique réglementaire.

Disruption : nom donné à la perte du confinement du plasma dans une chambre à vide.

Diverteur : équipement interne implanté en partie basse de la chambre à vide qui permet d'extraire l'hélium, le combustible qui n'a pas « fusionné » (et qui peut être réutilisé) et des impuretés.

Dose collective : la dose est la quantité d'énergie communiquée à un milieu par des rayonnements ionisants. La dose collective est la somme des doses individuelles reçues par un groupe de personnes données (exprimée ici en Homme.millisievert [H.mSv]).

Forme torique ou toroïdale : qui a l'allure d'une chambre à air.

Fusion : combinaison de deux noyaux d'atomes légers pour former un noyau plus lourd, qui dégage une grande quantité d'énergie portée par les produits de la réaction (noyaux, particules, rayonnements).

Plasma : gaz chaud de faible densité constitué d'ions positifs et d'électrons, qui leur ont été arrachés sous l'effet de la température, produit sous l'action d'un champ magnétique intense.

Puissance résiduelle : chaleur résiduelle produite après l'arrêt de la réaction de fusion par les matériaux encore activés.

Solénoïde : dispositif constitué d'un fil électrique en forme d'hélice utilisé pour créer un champ magnétique.

Stellarator : dispositif de fusion nucléaire par confinement magnétique, différent des tokamaks, et dans lequel le confinement du plasma est réalisé par un champ magnétique hélicoïdal créé par un arrangement complexe de bobines extérieures au tore. Cette configuration est conçue pour fonctionner en régime continu.

Tokamak : acronyme russe qui signifie « chambre toroïdale avec bobines magnétiques » (тороидальная камера с магнитными катушками) qui utilise des champs magnétiques pour créer, confiner et contrôler un plasma chaud dans lequel la réaction de fusion peut se produire.

10/ Références

1/ R. Stieglitz *and al.*, Safety of Fusion Power Plants in View of Fission Regulations, 28th Symposium on Fusion Technology (SOFT 2014), San Sebastián, Spain, September 29-October 3, 2014.

2/ A. Vale, R. Ventura, P. Lopes, I. Ribeiro, Assessment of navigation technologies for automated guided vehicle in nuclear fusion facilities, *Robotics and Autonomous Systems*, 97, 153-170, November 2017.

3/ Y. Wan, Road map of Chinese Fusion Research and the First Chinese Fusion Reactor CFETR, "3D versus 2D in hot plasma" du 30 avril au 2 mai 2013.

4/ « Chine, le nouveau géant du nucléaire », *Revue générale nucléaire*, n°5, septembre-octobre 2017.

5/ T.S. Taylor, A.M. Garofalo *and al.*, An AT-Based Fast-Track Path to DEMO, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.

6/ M. Abdou *and al.*, Fusion Power Extraction and Tritium Fuel Cycle, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.

7/ G. S. Lee, Korean Roadmap and International Collaboration for DEMO R&D, 2012.

8/ A. Loving *and al.*, Pre-conceptual design assessment of DEMO remote maintenance, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2246-2250, 2014.

9/ H. Yamada *and al.*, Development of strategic establishment of technology bases for fusion DEMO reactor in Japan, *Journal of Fusion Energy*, Vol. 35, Issue 1, February 2016.

- 10/ M. Ni *and al.*, Tritium supply assessment for ITER and DEMONstration power plant, *Fusion Engineering and Design*, 88, 2422-2426, 2013.
- 11/ T. Tanabe, Tritium fuel cycle in ITER and DEMO: Issues in handling large amount of fuel, *Journal of Nuclear Materials*, 438, S19-S26, 2013.
- 12/ S. Willms, Tritium handling technology roadmap, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.
- 13/ M. Abdou *and al.*, Blanket/first wall challenges and require R&D on the pathway to DEMO, *Fusion Engineering and Design*, 100, 2-43, 2015.
- 14/ J. Pamela *and al.*, ITER tritiated waste management by the Host state and first lessons learned for fusion development, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2001-2007, 2014.
- 15/ N. Taylor and P. Cortes, Lessons learned from ITER safety and licensing for DEMO and future nuclear fusion facilities, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1995-2000, 2014.
- 16/ M. Nakamura *and al.*, Study of safety features and accident scenarios in a fusion DEMO reactor, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2028-2032, 2014.
- 17/ M. Zucchetti *and al.*, Recent advances in fusion radioactive material studies, *Fusion Engineering and Design*, 88, 652-656, 2013.
- 18/ K. Tobita *and al.*, Reconsideration of tokamak DEMO concept based on the latest design study, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.
- 19/ C. Linsmeier, Advanced first wall and heat sink materials, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.
- 20/ D. Stork *and al.*, Materials R&D for a timely DEMO: Key findings and recommendations of the EU Roadmap Materials Assessment Group, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1586-1594, 2014.
- 21/ Y. Someya *and al.*, Waste management scenario in the hot cell and waste storage for DEMO, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2033-2037, 2014.
- 22/ J. Thomas *and al.*, DEMO Active Maintenance Facility concept progress 2012, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2393-2397, 2014.

- 23/ B.J. Merrill *and al.*, Normal operation and maintenance safety lessons from the ITER US PbLi TBM program for a US FNSF and DEMO, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1989-1994, 2014.
- 24/ S. Banerjee, Overview of Indian activities on fusion reactor materials, *Journal of Nuclear Materials*, 455, 217-224, 2014.
- 25/ M. Coleman *and al.*, Concept for a vertical maintenance remote handling system for multi module blanket segments in DEMO, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2347-2351, 2014.
- 26/ C.E. Kessel *and al.*, Fusion Nuclear Science Pathways Assessment, rapport Princeton Plasma Physics Laboratory PPPL-4736, février 2012.
- 27/ F. Franza, Tritium transport analysis in HCPB DEMO blanket with the FUS-TPC code, report-Nr. KIT-SR 7642, 2013.
- 28/ A. Li Puma *and al.*, Design and development of DEMO blanket concepts in Europe, 1st IAEA DEMO workshop UCLA, USA, October 15-18, 2012.
- 29/ D. Carloni *and al.*, Requirements for helium cooled pebble bed blanket and R&D activities, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1341-1345, 2014.
- 30/ F. Romanelli, The European Roadmap to fusion electricity. Présentation au 28^e SOFT à San Sebastien du 29 septembre au 3 octobre 2014.
- 31/ C. Bachmann *and al.*, Initial DEMO tokamak design configuration studies, *Fusion Engineering and Design*, 98-99, 1423-1426, 2015.
- 32/ C.P.C. Wong and B. Meryll, Use of system code to estimate equilibrium tritium inventory in fusion DT machines, such as ARIES-AT and components testing facilities, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1482-1485, 2014.
- 33/ C. Day and T. Giegerich, The direct internal recycling concept to simplify the fuel cycle of a fusion power plant, *Fusion Engineering and Design*, 88, 616-620, 2013.
- 34/ M. Nakamura *and al.*, Study of safety features and accident scenarios in DEMO, *Fusion Engineering and Design*, 89, 2028-2032, 2014.
- 35/ T. Chikada *and al.*, Future pass for the development of tritium permeation barrier in fusion systems, 10th International Conference on Tritium science and technology, "Tritium 2013", Nice acropolis, France, October 21-25, 2013.

36/ S. Konishi, Zero Emission Fusion Tritium Plant, 10th International Conference on Tritium science and technology, "Tritium 2013", Nice acropolis, France, October 21-25, 2013.

37/ D. Demange *and al.*, Tritium management and anti-permeation strategies for three different breeding blanket options foreseen for the European Power Plant Physics and Technology Demonstration reactor study, *Fusion Engineering and Design*, 89, 1219-1222, 2014.

11/ Synthèse du rapport de l'IRSN sur la demande d'autorisation de création de l'installation expérimentale ITER

1) Contexte

L'exploitant nucléaire ITER Organization (ITER/O) a transmis en 2010, à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), une demande d'autorisation de création de l'installation expérimentale ITER à Cadarache. Cette demande d'autorisation de création était accompagnée d'un dossier comprenant essentiellement un « rapport préliminaire de sûreté », qui présente les dispositions prises pour maîtriser les risques présentés par cette installation et les mesures permettant de limiter la probabilité d'un accident et de ses effets. Une « étude d'impact » est également jointe à la demande d'autorisation de création. Cette étude présente les effets des rejets d'effluents radioactifs et chimiques générés en fonctionnement normal par l'installation sur la santé de la population et sur l'environnement. Ce rapport et cette étude ont été examinés par l'Institut de radioprotection et

de sûreté nucléaire (IRSN) qui a présenté ses conclusions devant le Groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) lors des réunions qui se sont tenues le 30 novembre 2011 et le 7 décembre 2011. Étaient également présents à ces réunions plusieurs membres du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR), du Groupe permanent d'experts pour les déchets (GPD) et du Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GPESPN).

L'installation ITER est une installation expérimentale qui vise à montrer la faisabilité de la maîtrise de l'énergie de fusion nucléaire lors d'expériences d'une durée de plusieurs centaines à plusieurs milliers de secondes avec une puissance de l'ordre de 500 MWth⁽²¹⁾. Les premières études de conception de l'installation ITER ont été menées par une équipe internationale pour un site générique. Ces études sont arrivées à leur terme en 2001. Le site de Cadarache a alors été proposé par les autorités françaises comme un site d'implantation possible. En 2002, en se fondant sur le rapport final documenté établi par l'équipe internationale précitée et en l'adaptant au site de Cadarache (spectre sismique du site...), le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) a rédigé un dossier d'options de sûreté. Ces options de sûreté ont fait l'objet d'une expertise de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN devenu IRSN) dont les conclusions ont été présentées aux GPU, GPR et GPD le 20 novembre 2002. Les options de sûreté ont été jugées convenables et un certain nombre de demandes à prendre en compte dans le rapport préliminaire de sûreté ont été formulées. Le choix du site de Cadarache comme site d'implantation de l'installation ITER est intervenu le 24 juin 2005.

2) L'installation expérimentale ITER

Le concept de base de l'installation ITER est un dispositif expérimental de fusion par confinement magnétique dit « tokamak ». La réaction de fusion a lieu à l'intérieur d'un plasma de forme torique formé à partir de deutérium et de tritium. Le confinement du plasma est assuré par un champ magnétique produit par un ensemble de bobines. Il permet de contenir le plasma à l'intérieur d'une enceinte toroïdale étanche, dite « chambre à vide » en évitant le contact du plasma avec les parois de la chambre.

Les réactions de fusion entre le deutérium et le tritium produisent des particules α , qui cèdent leur énergie au plasma, et des neutrons de haute énergie (14 MeV) qui sont ralentis et absorbés dans

(21)
La puissance thermique d'un réacteur nucléaire est exprimée en mégawatt thermiques (MWth).

les structures environnant le **plasma** (**couverture interne**, **diverteur**, **chambre à vide**) où un système de refroidissement extrait l'énergie.

Du point de vue de la sûreté, cette installation se caractérise par la présence d'une quantité importante de **tritium**, répartie dans plusieurs bâtiments de grandes dimensions. Outre le bâtiment qui abrite le **tokamak**, l'installation dispose d'un « bâtiment tritium », destiné au traitement des produits extraits de la **chambre à vide**, d'un « bâtiment de cellules chaudes », où sont remis en état les équipements internes de la chambre à vide, et d'un « bâtiment pour les déchets ».

3) Avis de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection de l'installation

Pour réaliser l'expertise de la sûreté et de la radioprotection de la première installation de **fusion** au monde ayant le statut d'installation nucléaire de base, l'IRSN a mis en place une organisation spécifique se caractérisant notamment par :

- le soutien technique d'un expert en physique des **plasmas**, la réalisation de calculs neutroniques et d'activation par le Centre européen de recherche nucléaire (**CERN**) de Genève et la signature d'un accord de collaboration avec l'autorité de sûreté canadienne portant sur le confinement du **tritium** et sur les effets des rejets de tritium sur la population ;
- le lancement d'actions de recherche et développement au sein de l'**Institut** sur des problèmes particuliers de sûreté posés par une installation de **fusion** nucléaire.

Les principales conclusions de l'expertise de la sûreté et de la radioprotection de l'installation **ITER** en vue de sa création sont présentées ci-après. Il convient de noter que cette expertise ne tient pas compte du retour d'expérience qui pourrait être tiré de l'analyse de l'**accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi** le 11 mars 2011, un dossier sur ce retour d'expérience ayant été demandé par l'**ASN** à ITER/O pour le 15 septembre 2012.

► Concernant l'avancement des études de conception de l'installation

L'IRSN a estimé que les études de conception des équipements du « bâtiment **tokamak** » étaient du niveau attendu à ce stade de la création d'une installation mais qu'elles étaient incomplètes pour ce qui concerne les équipements du « bâtiment **tritium** », du « bâtiment de cellules chaudes » et du « bâtiment pour les déchets ». L'exploitant devra donc transmettre, avant le début de la

phase d'assemblage des équipements du « bâtiment tokamak », une nouvelle version, plus aboutie, des études de conception des équipements des autres bâtiments nucléaires.

L'IRSN a par ailleurs considéré que les études de conception des hottes automatisées, qui assurent le transfert d'équipements fortement activés entre le « bâtiment tokamak » et le « bâtiment de cellules chaudes », devaient également être finalisées dans les mêmes délais. Une démonstration de l'efficacité des dispositions de secours prévues pour tous les cas de défaillances envisageables de ces hottes devra être également transmise avec ces études.

Enfin, l'IRSN a jugé que les limites du domaine de fonctionnement de l'installation, qui constituent une donnée d'entrée essentielle pour la démonstration de la sûreté et de la radioprotection, ont été clairement définies par l'exploitant.

► Concernant l'inventaire des matières radioactives dans l'installation

Outre le tritium, il convient de noter que les réactions nucléaires des neutrons provenant des réactions de fusion avec l'environnement proche du plasma (structures, eau de refroidissement, air...) conduit à la production de matériaux et de produits activés. L'inventaire global en produits d'activation évalué par l'exploitant a été jugé satisfaisant par l'IRSN. Toutefois, l'IRSN a estimé que l'exploitant devait poursuivre les calculs d'activation engagés afin de disposer, pour les principaux équipements, d'inventaires détaillés par radionucléides. Ceci permettra d'estimer, d'une part les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants à chaque poste de travail, d'autre part de caractériser plus précisément les déchets produits et ainsi de pouvoir s'assurer de leur possible évacuation vers les filières d'élimination des déchets.

► Concernant les dispositions de maîtrise des risques présentés par l'installation

L'IRSN a expertisé la conception des systèmes de confinement retenus par l'exploitant pour faire face aux risques de dissémination des matières radioactives, notamment du tritium. De l'examen réalisé, il ressort que cette conception requiert une étanchéité relativement importante des locaux. L'IRSN a estimé que, pour garantir l'objectif d'étanchéité annoncé, l'exploitant devra mesurer le taux de fuite de ces locaux lors du démarrage de l'installation et prendre des dispositions pour garantir ces niveaux d'étanchéité tout au long de l'exploitation. Par ailleurs,

la grande majorité des locaux sont équipés d'une ventilation qui assure, avec une certaine efficacité, la détritiation de l'air en cas de dispersion accidentelle de **tritium**. L'IRSN a considéré que l'exploitant doit s'assurer qu'aucune situation accidentelle ne conduit à des conditions d'ambiance ou à l'émission d'espèces chimiques susceptibles de diminuer significativement l'efficacité attendue de ces systèmes de détritiation.

Pour ce qui concerne les risques d'exposition aux rayonnements ionisants, il ressort de l'examen réalisé que l'exploitation de l'installation **ITER** se caractérisera par des campagnes expérimentales relativement courtes entrecoupées de longues périodes de maintenance avec une présence importante de personnel. Les opérations de maintenance sur les composants fortement irradiants ne pourront être réalisées qu'avec des équipements robotisés et devront s'accompagner d'une interdiction d'accès aux zones concernées. L'IRSN a estimé que le caractère robuste de la conception des systèmes de contrôle d'accès à ces zones interdites devait être démontré. Par ailleurs, malgré la présence d'une quantité relativement importante de **tritium** sous forme de gaz ayant une forte capacité à diffuser, l'exploitant se fixe un objectif de dose interne pour les travailleurs le plus proche possible de zéro. L'IRSN a estimé que la démonstration de l'atteinte de cet objectif passait par la réalisation d'évaluations prévisionnelles de dose détaillées à chaque poste de travail.

L'IRSN a examiné les risques liés aux dysfonctionnements du **plasma**. Celui-ci est en effet le siège de multiples instabilités, semblables à celles observées dans un fluide, mais dont les plus grandes affectent la stabilité globale du plasma jusqu'à conduire à son effondrement. L'arrêt brutal du plasma crée des charges électromagnétiques dans la **chambre à vide**, qui sont à prendre en compte dans le dimensionnement de cette dernière, et peut conduire à des dommages sur la première paroi de la **couverture interne** de la chambre à vide et du **diverteur**. L'IRSN a estimé que l'exploitant devait poursuivre les études visant à caractériser les instabilités les plus sévères pouvant affecter le plasma de l'installation **ITER**.

S'agissant des risques d'incendie d'origine interne, l'IRSN a examiné les dispositions générales de protection contre l'incendie et a considéré que l'analyse de ces risques devait être complétée afin d'apporter la démonstration de la suffisance de ces dispositions. L'Institut a par ailleurs estimé que l'exploitant devait examiner le risque, en cas d'incendie, de colmatage des systèmes de filtration situés en amont des systèmes de détritiation par des suies et des fumées.

Les risques d'explosion d'origine interne dans l'installation ITER sont essentiellement dus à la présence, dans de nombreux équipements, d'isotopes de l'hydrogène (tritium et deutérium). L'IRSN a considéré que la maîtrise de ces risques ne peut pas uniquement reposer sur des dispositions de prévention. Aussi, au cours de l'instruction, l'exploitant a complété son dossier en étudiant les conséquences qu'aurait une explosion d'isotopes de l'hydrogène dans les locaux abritant des équipements véhiculant ou stockant de tels isotopes. L'IRSN a estimé que, pour ce qui concerne le local renfermant les « colonnes de distillation cryogénique », l'exploitant devait prendre des dispositions pour que l'explosion de la totalité de l'inventaire en isotopes de l'hydrogène de ces colonnes ne remette pas en cause le niveau de confinement exigé pour ce local.

► **Concernant les accidents pouvant survenir dans cette installation**

L'IRSN a examiné les études des accidents envisagés par l'exploitant. Les conséquences de ces accidents sont limitées. Toutefois, l'IRSN a estimé que le caractère péjoratif des hypothèses retenues pour certains de ces accidents, au regard de leurs conséquences, devait être vérifié. Par ailleurs, l'IRSN considère que l'exploitant doit démontrer que l'explosion d'isotopes de l'hydrogène ou de poussières, qui pourrait survenir en cas d'entrée d'air ou de fuite d'eau dans la chambre à vide, n'affectera pas le confinement de la chambre à vide et de ses extensions.

Enfin, l'IRSN a estimé que la liste des situations accidentelles à considérer pour les études de dimensionnement du plan d'urgence interne devait être complétée.

L'IRSN a en outre identifié quelques situations accidentelles peu probables qui conduisent à la perte de la première barrière de confinement du « bâtiment tokamak » pour lesquelles l'exploitant devra démontrer que le niveau de confinement exigé de la deuxième barrière de confinement ne sont pas remises en cause.

► **Concernant le dimensionnement des éléments importants pour la sûreté de l'installation**

Le supportage du tokamak est assuré verticalement par 18 poteaux métalliques, qui sont encastrés dans le radier principal du « bâtiment tokamak ». Le radier principal constitue une partie de la deuxième barrière de confinement de ce bâtiment. L'IRSN

a jugé qu'il convenait de viser une conception du supportage plus robuste que celle proposée.

La **chambre à vide** constitue la partie principale de la première barrière de confinement du « bâtiment **tokamak** ». La chambre à vide est une enceinte à double paroi remplie d'eau sous pression. Du fait de l'encombrement autour de la chambre à vide (**bobines** magnétiques, traversées...), une large partie de la paroi externe de cette double paroi ne sera pas inspectable en exploitation. Aussi, l'**IRSN** a estimé que des mesures compensatoires devaient être prises à la conception et à la fabrication de ces zones non inspectables.

► Concernant les déchets et les effluents produits par l'installation

Les déchets radioactifs de l'installation **ITER** seront des déchets activés et/ou contaminés, notamment par du **tritium**, pour lesquels les filières d'élimination ont été identifiées. L'**IRSN** a estimé qu'il convenait de décrire précisément la gestion de ces déchets dans l'installation et la conception du conditionnement de ces déchets dans les entreposages de l'installation, et montrer la compatibilité de ce conditionnement avec les filières d'élimination de ces déchets. Par ailleurs, l'**IRSN** a estimé que la démarche permettant de s'assurer de l'intégration de ces déchets dans ces filières d'élimination devait être poursuivie. L'Institut a en outre souligné la nécessité de s'assurer de la disponibilité de ces filières d'élimination au moment où les colis de déchets de l'installation **ITER** seront prêts à être évacués.

Les rejets d'effluents en fonctionnement normal ont fait l'objet d'une démarche d'optimisation jugée satisfaisante par l'**IRSN**. Les contre-calculs de l'**IRSN** et de l'autorité de sûreté canadienne confirment que les niveaux de rejet prévus conduisent à des conséquences très faibles dans l'environnement.

4) Conclusion

En conclusion, l'**IRSN** considère que les dispositions retenues pour la conception de l'installation **ITER** sont dans l'ensemble convenables, compte tenu des engagements pris par l'exploitant et sous réserve des réponses qui seront apportées aux points soulevés par les membres des **Groupes permanents d'experts**. Les compléments attendus, qui doivent conforter la conception de l'installation et sa démonstration de sûreté, sont à transmettre avant le début de la phase d'assemblage des équipements du **tokamak**.

12/ Échéancier des principales étapes passées et à venir pour l'installation ITER


Principales étapes passées :

- 11 et 12 octobre 1986 : décision de l'Union européenne (Euratom), du Japon, de l'Union Soviétique et des États-Unis d'Amérique de mener ensemble des études de conception d'une grande installation de **fusion ITER** ;
- 21 juillet 1992 : signature de l'accord permettant le lancement des études d'ingénierie pour la conception d'**ITER** ;
- Juillet 2001 : finalisation de la conception d'**ITER** ;
- 28 juin 2005 : choix du site de Cadarache pour accueillir **ITER** ;
- Janvier 2007 : premier coup de pioche du chantier ;
- 9 novembre 2012 : publication au **Journal officiel de la République française du décret de création d'ITER**.

Principales étapes à venir :

- 2020 : début d'assemblage du **tokamak**,
- 2026 : premier **plasma** avec de l'hydrogène,
- 2037 : premier **plasma** avec du deutérium et du **tritium**.

Imprimerie Copiver
20, avenue Édouard Herriot, 92350 Le Plessis-Robinson
Dépôt légal : mai 2018

 Ce document a été imprimé avec des encres végétales et du papier issu de forêts gérées durablement.

Siège social

31, avenue de la Division Leclerc

92260 Fontenay-aux-Roses

RCS Nanterre B 440 546 018

Téléphone +33 (0) 1 58 35 88 88

Courrier

BP 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

Site internet www.irsn.fr