

DEPARTEMENT DES BOUCHES-DU-RHÔNE
COMMUNES DE SAINT-PAUL-LEZ-DURANCE, JOUQUES

DEPARTEMENT DU VAR
COMMUNES DE RIAN, VINON-SUR-VERDON, GINASSERVIS,
SAINT-JULIEN-LE-MONTAGNIER

DEPARTEMENT DES ALPES DE HAUTE PROVENCE
COMMUNES DE GREOUX-LES-BAINS,
SAINTE-TULLE, MANOSQUE, CORBIERES

DEPARTEMENT DE VAUCLUSE
COMMUNES DE BEAUMONT-DE-PERTUIS, MIRABEAU

ENQUETE PUBLIQUE RELATIVE A LA DEMANDE D'AUTORISATION
DE
CREATION DE L'INSTALLATION NUCLEAIRE DE BASE « ITER »
SITUEE SUR LE TERRITOIRE DE LA COMMUNE DE
SAINT-PAUL-LEZ-DURANCE
(Bouches-du-Rhône)

DU 15 JUIN 2011 AU 04 AOUT 2011

Décision n° E11000025/13 du 02 mai 2011
Tribunal administratif de Marseille

Arrêtés Interpréfectoraux
2011/200/INB du 23 mai 2011
et 2011/1245/INB du 11 juillet 2011

Rapport d'enquête

SOMMAIRE

INTRODUCTION	PAGE 09
CONTEXTE GENERAL DANS LEQUEL SE SITUE L'ENQUETE PUBLIQUE INB-ITER	PAGE 10
1 LE PROJET ITER	PAGE 10
1.1 OBJECTIFS	PAGE 10
1.2 GOUVERNANCE	PAGE 10
1.3 LES INSTALLATIONS ET LEURS FONCTIONNALITES	PAGE 11
1.3.1 Le site	PAGE 11
1.3.2 Composition de l'installation	PAGE 11
2 LES LEGISLATION ET REGLEMENTATION APPLICABLES	PAGE 12
2.1 GENERALE : FRANÇAISE	PAGE 12
2.2 EN MATIERE NUCLEAIRE : loi n°2006-686 du 13/06/2006, décret 2007-1557 du 2/11/2007, arrêté du 10/08/1984	PAGE 13
3 L'AVANCEMENT DU PROJET	PAGE 16
3.1 La consultation du public	PAGE 16
3.1.1 Le débat public- 2006	PAGE 20
3.1. 2 Les diverses enquêtes publiques	PAGE 20
3.2 L'avancement du chantier	PAGE 20
3.3 La procédure d'autorisation de création de l'INB d'ITER	PAGE 21
PROJET SOUMIS A ENQUETE PUBLIQUE	PAGE 22
1 OBJET	PAGE 22
2 DOSSIER	PAGE 23

3 ANALYSE DU PROJET	PAGE 24
3.1 L'INSTALLATION NUCLEAIRE DE BASE	PAGE 24
3.1.1 Ensemble à vide et divertor	PAGE 27
3.1.2 Le système magnétique supraconducteur	PAGE 27
3.1.3 Le cryostat et les écrans thermiques	PAGE 27
3.1.4 Les systèmes de chauffage du plasma	PAGE 27
3.1.5 Le système de mesure des paramètres du plasma	PAGE 28
3.1.6 Le circuit d'injections d'isotopes d'hydrogène	PAGE 28
3.1.7 Le système de refroidissement	PAGE 28
3.1.8 Le système de ventilation	PAGE 28
3.1.9 Le système de détritiation	PAGE 28
3.1.10 L'alimentation électrique	PAGE 28
3.1.11 Les cellules de maintenance et de conditionnement des déchets	PAGE 29
3.1.12 Le bâtiment de gestion des déchets et des effluents	PAGE 29
3.2 LE FINANCEMENT DU PROJET	PAGE 29
3.3 LES PHASES DE VIE	PAGE 31
3.3.1 La phase « active »	PAGE 32
3.3.2 Le démantèlement	PAGE 32
3.4 LES IMPACTS	PAGE 33
3.4.1 En situation normale	PAGE 34
3.4.2 En situation accidentelle	PAGE 40
3.5 LA SURETE DE L'INB-ITER	PAGE 42
 PREPARATION DE L'ENQUETE	 PAGE 46
 1 ORGANISATION	 PAGE 46
1.1 DESIGNATION DE LA COMMISSION D'ENQUETE	PAGE 46
1.2 ORGANISATION GENERALE DE L'ENQUETE	PAGE 46
1.3 L'INFORMATION DU PUBLIC	PAGE 47
1.4 LES PERMANENCES	PAGE 49
 2 CONCERTATIONS ET VISITES PREALABLES	 PAGE 49
2.1 PRESENTATION DU PROJET PAR ITER-ORGANIZATION	PAGE 49
2.2 VISITE DU SITE	PAGE 50
2.3 RENCONTRE AVEC LES MAIRES	PAGE 51

DEROULEMENT DE L'ENQUETE	PAGE 52
1 CONTROLES DES PIECES	PAGE 52
1.1 INFORMATION DU PUBLIC	PAGE 52
1.2 OUVERTURE DES REGISTRES D'ENQUETE	PAGE 52
2 PROLONGATION ET ARRETE	PAGE 52
3 PERMANENCES	PAGE 52
4 CLIMAT	PAGE 53
4.1 GENERAL	PAGE 53
4.2 INCIDENTS	PAGE 53
5 CLOTURE DE L'ENQUETE	PAGE 54
	PAGE 55
	PAGE 55
	PAGE 55
	PAGE 55
LES OBSERVATIONS	PAGE 55
	PAGE 55
	PAGE 55
1 BILAN STATISTIQUE	PAGE 55
1.1 ELEMENTS TIRES DES REGISTRES	PAGE 55
1.2 ELEMENTS TIRES DES CORRESPONDANCES ET COURRIERS	PAGE 56
1.3 LISTE DES ASSOCIATIONS ET GROUPES D'ELUS	PAGE 57
	PAGE 55
2 ANALYSE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES	PAGE 58
2.1 OBSERVATIONS SUR L'ENQUETE PUBLIQUE	PAGE 58
2.2 OBSERVATIONS DEFAVORABLES AU PROJET	PAGE 60
2.3 OBSERVATIONS FAVORABLES AU PROJET	PAGE 67
2.4 OBSERVATIONS SANS OPINION	PAGE 70

3 REPONSES DE IO AUX OBSERVATIONS	PAGE 71
3.1 REUNION AVEC IO	PAGE 71
3.2 REPONSES DE IO	PAGE 72
3.2.1 JUSTIFICATION	PAGE 72
3.2.2 ETAT DU PROJET	PAGE 80
3.2.3 SURETE ET DECHETS	PAGE 90
3.2.4 IMPACTS SUR L'ENVIRONNEMENT ET LA SANTE	PAGE 116
3.2.5 DEMANTELEMENT	PAGE 164
CONCLUSIONS	PAGE 171
1 LE DEROULEMENT DE L'EP ET LA PARTICIPATION DU PUBLIC	PAGE 171
2 LA PROCEDURE DE L'ENQUETE PUBLIQUE	PAGE 172
3 LE PROJET DE L'INB SOUMIS A ENQUETE PUBLIQUE	PAGE 174
LES AUTRES AVIS	PAGE 177
1 AVIS DE LA CLIENTER	PAGE 177
2 AVIS DES CONSEILS MUNICIPAUX ET DES GROUPEMENTS	PAGE 177
3 AVIS DES CONSEILS GENERAUX	PAGE 177
4 AVIS DE L'ARS	PAGE 177

ANNEXES

Décision du Tribunal administratif de Marseille	Annexe 1
Avis d'enquête	Annexe 2
Arrêté Interpréfectoral du 23 mai 2011	Annexe 3
Arrêté Interpréfectoral de prolongation d'enquête du 11 juillet 2011	Annexe 4
Textes réglementaires (liste)	Annexe 5
Certificats d'affichage.....	Annexe 6
Avis du Maire de Saint Paul Lez Durance	Annexe 7
Avis du conseil municipal de Jouques	Annexe 8
Avis du conseil municipal Rians	Annexe 9
Délibération de la mairie de Vinon-sur-Verdon	Annexe 10
Avis du Conseil municipal de Ginasservis	Annexe 11
Délibération de la mairie de Gréoux-les-Bains	Annexe 12
Avis du conseil municipal de Saint Julien le Montagnier	Annexe 13
Délibération de la mairie de Beaumont de Pertuis	Annexe 14
Avis du conseil municipal de Mirabeau	Annexe 15
Avis du maire de Corbières	Annexe 16
Avis du conseil municipal de Sainte Tulle	Annexe 17
Avis du conseil municipal de Manosque	Annexe 18
Avis de la CLI-ITER	Annexe 19
Délibération du Conseil Général de Vaucluse	Annexe 20
Publications dans la presse nationale	Annexe 21
Publications dans la presse régionale	Annexe 22
Permanences de la commission d'enquête	Annexe 23
Délibération de la Communauté du Pays d'Aix	Annexe 24
Avis de l'ARS	Annexe 25
Registres d'enquête	Annexe 26
Liste des personnes et associations ayant formulé des remarques et observations et réponses d'IO aux questions de la commission et aux différentes lettres	Annexe 27
Correspondances et courriers reçus	Annexe 28

GLOSSAIRE

GLOSSAIRE (Rappel des principaux sigles employés)

ACQ : activité concernée par la qualité

AE : autorité environnementale

ALARA : As low as reasonably achievable (aussi bien que possible)

ANDRA : agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs

ARS : Agence régionale de santé

ASN : agence de sûreté nucléaire

CEA : commissariat à l'énergie atomique

CERN : organisme européen pour la recherche nucléaire

CLI : commission locale d'information

CNDP : commission nationale du débat public

DIB : déchet industriel banal

DAC : dossier d'autorisation de création

EDTSF : entreposage des déchets tritiés sans filières

EIS : éléments importants de sûreté

EP : enquête publique

FMA-VC : déchet à faible et moyenne activité à vie courte

HTO : eau tritiée

ICPE : installation classée pour la protection de l'environnement

INB : installation nucléaire de base

IRSN : institut de la radioprotection et de la sûreté nucléaire

ITER : réacteur thermonucléaire expérimental international

IO : Iter-Organization

IRSN : institut de la radio protection et de la sûreté nucléaire

JET : joint european torus

MAVL : déchet à moyenne activité et vie longue

MSNR : mission de sûreté nucléaire et de radioprotection

NGF : nivellement général de la France

Pa : pascal (unité de pression)

PPI : Plan particulier d'intervention

PUI : plan d'urgence interne

REX : retour d'expérience

RFS : règle fondamentale de sûreté

RPrS : rapport préliminaire de sûreté

TFA : déchet à très faible activité

SDAGE : schéma directeur d'aménagement et de gestion des eaux

SIC : secteur d'intérêt communautaire

SMHV : séisme maximum historiquement vraisemblable

SMS : séisme majoré de sécurité

ZPS : zone de protection spéciale

Avertissement

Il est rappelé que les commissaires enquêteurs ne sont pas des experts, et ne sauraient donc prendre parti au plan des échanges à caractère scientifique.

En conséquence, le rapport de la commission d'enquête n'a pas pour objet de compléter ou remplacer le dossier de demande d'autorisation de création de l'INB, ni de formuler un jugement définitif sur la validité du contenu du dossier et sur les affirmations de ses opposants ; en revanche, il doit apprécier l'utilité publique du projet au vu de l'une et des autres, de façon impartiale et indépendante, puis donner l'avis motivé, personnel et donc subjectif, de la commission.

La commission remercie donc tous ceux qui ont participé ou prêté leur concours à cette enquête.

INTRODUCTION

La production de l'énergie constitue un des problèmes majeurs auxquels nos sociétés seront confrontées d'ici à la fin du siècle, en raison de l'épuisement des combustibles fossiles, dans le même temps que les énergies renouvelables ne sauraient suffire pour couvrir la consommation énergétique qui croît de façon très importante ; il faut donc rechercher d'autres ressources, sans émission de gaz à effet de serre pour pallier le réchauffement climatique.

Divers pays et groupes de pays ont décidé de s'associer pour trouver une solution et, tirant bénéfice des recherches conduites dans certains d'entre eux (JET, TORE SUPRA...), ont envisagé d'utiliser, à l'instar de ce qui se produit au niveau du soleil, la fusion nucléaire pour contribuer au nouveau « mix » énergétique ; le projet est d'utiliser un plasma constitué de 2 isotopes de l'hydrogène, Deuterium+Tritium, confiné par des champs magnétiques au sein d'un tokamak, et porté à une température de plus d'une centaine de millions de degrés, seule technique actuelle permettant l'obtention de la fusion.

L'accord international de 2005 prévoit la réalisation du projet ITER, sous application de la législation française, et son implantation à Cadarache.

Du fait de l'importance, de la complexité, de la durée de réalisation du projet et des diverses procédures administratives y afférentes, il paraît utile d'abord de situer l'enquête publique relative à la demande d'autorisation de création de l'INB dans son contexte général, puis d'en décrire les différentes étapes : de la soumission du projet, à l'organisation, au déroulement de l'enquête, à l'analyse des observations, de manière, in fine, d'en tirer des conclusions.

Les conclusions motivées comportant l'avis de la commission d'enquête sur cette demande font l'objet d'un document séparé.

CONTEXTE GENERAL DANS LEQUEL SE SITUE L'ENQUETE PUBLIQUE INB-ITER

1 LE PROJET ITER

1.1 OBJECTIFS

Pour obtenir de l'électricité de façon industrielle, diverses étapes ont été programmées ; d'abord un projet de recherche ITER, qui pour une puissance fournie de 50 Mw développera une puissance de fusion de 500 Mw ($Q=10$) pendant 400 s. Ce projet est destiné également à la mise au point des matériaux, du système de robotisation, et il a la charge de tester la production de tritium in situ. Il s'agit donc d'une étape indispensable pour s'assurer de la possibilité de produire de l'énergie par fusion ; si cette étape est franchie de manière satisfaisante, elle permettra d'envisager des étapes ultérieures (DEMO, PROTO, ...) à la fin d'aboutir à une production d'énergie à caractère industriel.

1.2 GOUVERNANCE

L'organisation ITER « ITER-ORGANIZATION », IO, est une organisation internationale de droit public, constituée dans le cadre d'un traité international, signé le 21 novembre 2006 à Paris entre la Communauté européenne de l'énergie atomique et les 6 autres membres (Russie, Chine, Etats-Unis, Japon, Corée du sud et Inde), adhérents à l'accord international du 28 juin 2005 ; c'est ce dernier accord qui a décidé de la construction du projet de recherche ITER et de son implantation sur le site de Cadarache.

La structure institutionnelle et de gestion d'IO repose essentiellement sur le conseil ITER et sur le directeur général, à la fois l'organe exécutif, le représentant légal et l'exploitant nucléaire d'ITER.

1.3 LES INSTALLATIONS ET LEURS FONCTIONNALITES

1.3.1 Le site

Le terrain d'implantation d'ITER jouxte au Nord-Est les installations du CEA de Cadarache sur la commune de Saint-Paul-lez-Durance (département des Bouches du Rhône). D'une superficie totale de 180 hectares initialement couverte de forêts, une centaine d'hectares ont été déboisés et viabilisés. Pour accueillir les installations techniques, une plate-forme d'un seul niveau, d'une superficie de 40 hectares, a été nivelée à la cote 315 NGF (Nivellement Général de la France). Le choix de cette cote a permis d'optimiser les volumes de terrassement, tout en mettant la plate-forme hors des plus fortes crues calculées de la Durance (avec hypothèse de rupture simultanée des barrages situés en amont).

1.3.2 Composition de l'installation

L'ensemble du complexe ITER est constitué de 39 bâtiments répartis sur la centaine d'hectares viabilisés, et comprend aussi bien les installations techniques, les bâtiments du siège d'ITER et les bâtiments de service (traitements des eaux, bassins de décantation, etc...). Sur la plate-forme de 400 000 m², la zone nucléaire, qui constitue l'installation nucléaire de base (INB), objet de la présente enquête, occupe une superficie de 250 000 m². Le reste de la plate-forme constitue une zone de services, externe à l'INB, qui comprendra notamment le bâtiment des bobines poloïdales, le bâtiment d'accès à la zone INB, le bâtiment médical, les bassins, des parkings, ...

L'INB sur laquelle porte le dossier soumis à enquête publique, s'insère dans un programme plus vaste de projets **fonctionnellement liés**, comportant les éléments suivants :

- L'aménagement du terrain, dans son ensemble avec défrichage de près de 100 ha, terrassement, création de plate-formes viabilisées, construction de bâtiments de service et de bâtiments techniques ne faisant pas partie de l'INB, comme par exemple le bâtiment des bobines poloïdales.

- L'itinéraire d'acheminement des composants par mer de Fos-sur-Mer à Berre l'Etang, puis par route jusqu'à ITER.
- Le renforcement de l'alimentation électrique de 400 kV simple circuit, à 400 kV double circuit.
- L'alimentation en eau depuis le canal de Provence

Tous ces projets, fonctionnellement liés, ont fait soit l'objet d'enquêtes publiques particulières, soit d'autorisations des autorités compétentes.

2 LES LEGISLATION ET REGLEMENTATION APPLICABLES

2.1 GENERALE : FRANÇAISE

En application des dispositions figurant au décret n° 2008-334 du 11 avril 2008 portant publication de l'accord conclu le 7 novembre 2007 entre le gouvernement de la République Française et ITER-ORGANIZATION, relatif notamment aux privilèges et immunités d'IO sur le territoire français, il est précisé dans l'annexe à l'accord (article 2) que l'installation nucléaire de base relève en matière de sûreté et de sécurité de la législation et de la réglementation françaises ; sont compris les installations et équipements inclus dans le périmètre de l'INB, qu'ils soient ou non nécessaires à l'exploitation de celle-ci, lors de leur construction, de leur exploitation, de leur mise à l'arrêt définitif et de leur démantèlement. La gestion des déchets radioactifs et le transport des substances radioactives relèvent également du droit français.

Conformément à l'article 14 de l'accord précité, les dispositions prévues par la législation et la réglementation françaises dans les domaines de la santé et de la sécurité publique, de l'hygiène et de la sécurité du travail, de la sûreté nucléaire, de la radioprotection, des régimes d'autorisation, des substances nucléaires, de la protection de l'environnement et de la protection contre les actes de malveillance, doivent être respectées par l'organisation ITER.

2.2 EN MATIERE NUCLEAIRE : LOI TSN, DECRET DU 2 NOVEMBRE 2007, ARRETE DU 10 AOUT 1984 RELATIF A LA QUALITE.

Ce sont les dispositions de la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relatives à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi TSN), ainsi que celles figurant au décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, qui s'appliquent en leur totalité à l'exploitant nucléaire ITER.

Il s'agit, en l'espèce, des 2 textes majeurs sur lesquels repose l'architecture du dispositif de sécurité nucléaire des installations implantées sur le territoire national.

- **La loi TSN** vise notamment à conférer un droit à l'information en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, en permettant à toute personne d'obtenir, auprès de l'exploitant d'une INB, les informations que celui-ci détient sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants et sur les mesures de sûreté et de radioprotection prises pour prévenir ces risques ou expositions, dans les conditions définies aux articles L.124-1 et L.124-6 du code de l'environnement ; par ailleurs, cette loi oblige tout exploitant à établir un rapport annuel à caractère public renseignant, en particulier, sur les dispositions prises en matière de sûreté et de radioprotection, sur les incidents et accidents survenus, sur les mesures adoptées pour en limiter les conséquences, sur la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs ou non, etc ...

Dans le cadre de ce droit à l'information, différents organismes indépendants, dont la vocation est d'évaluer et de contrôler les risques liés aux activités nucléaires et d'informer les populations, ont été constitués :

- S'agissant de l'Autorité de sûreté nucléaire, désormais autorité administrative indépendante, dirigée par un collège de 5 membres, ses pouvoirs ont été notablement accrus, qu'il s'agisse de la possibilité de prendre des décisions réglementaires à caractère technique, soumises à homologation ministérielle, aux fins de compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés entrant dans son champ de compétence, ou de ses pouvoirs de police dans le domaine de la surveillance. Ainsi, le 5 mai 2011, le collège de l'ASN a adopté un certain nombre de décisions prescrivant aux exploitants d'INB la réalisation d'une évaluation complémentaire de la sûreté de leurs installations, au regard de l'accident de Fukushima.

- La loi TSN institue une commission locale d'information (CLI) auprès de chacun des sites sur lequel une ou plusieurs installation(s) nucléaire(s) de base a (ont) été implantée(s). Il existe, de ce fait, une CLI auprès du site ITER, mise en place par le président du conseil général des Bouches-du-Rhône en 2009, instance indépendante de suivi, d'information et de concertation pour ce qui concerne la sûreté nucléaire, la radioprotection et l'impact du projet ITER sur l'environnement et la santé des personnes. Constituée d'élus, de représentants d'associations de l'environnement, des syndicats de salariés, du monde économique ainsi que de personnes qualifiées, elle a été appelée à donner un avis au préfet des Bouches-du-Rhône sur les études d'impact figurant au dossier soumis à l'enquête publique ainsi que sur les éléments constitutifs du rapport préliminaire de sûreté, consultable par le public.
- Il a été également créé un Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, instance indépendante d'information, de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de celles-ci ; il est composé de 40 membres dont 4 parlementaires et des représentants, entre autres, des CLI et d'associations de protection de l'environnement, ainsi que de personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique ou sociale. Il émet des avis publiés sur toute question relevant de sa compétence.

C'est ainsi que le Haut Comité a émis un avis favorable sur le cahier des charges proposé par l'ASN et concernant l'évaluation complémentaire de sûreté, demandée aux exploitants d'INB en suite de l'accident survenu à Fukushima.

- **Dans le décret précité**, il convient de relever une disposition particulière qui touche directement à l'enquête publique ; il est fait état au chapitre consacré à la demande de création d'une INB, de la composition du dossier qui accompagne ladite demande.

Parmi les pièces constitutives à joindre au dossier, une place spécifique est donnée au rapport préliminaire de sûreté (RPrS), document qui comporte l'inventaire, d'une part, des risques de toute sorte que l'installation est censée faire courir aux populations, et, d'autre part, de l'ensemble des mesures prises pour prévenir l'éventualité de leur survenue, ou, à défaut, pour en limiter les conséquences.

Il s'agit, en l'occurrence, d'un document essentiel puisque son objectif vise à justifier « que le projet permet d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques

et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, un niveau de risque aussi bas que possible dans des conditions économiquement acceptables ». Or, curieusement, l'article 12 du décret dont s'agit indique que le dossier d'enquête transmis à l'autorité de l'Etat dans le département ne comprend pas le rapport préliminaire de sûreté, lequel, toutefois, peut être consulté par le public pendant toute la durée de l'enquête, selon les modalités fixées par l'arrêté organisant cette dernière.

- L'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB et son application par ITER.

Au sein d'une INB, s'assurer de la qualité des différentes phases de conception, de construction et d'exploitation constitue une exigence majeure.

Le processus instauré vise d'abord à identifier les fonctions importantes pour la sûreté, tel le confinement des substances radioactives., et de les rapprocher des éléments suivants : structures, équipements et matériels ; ensembles les associant ; conditions d'exploitation de l'installation. L'identification de ces éléments permet de les qualifier d'importants pour la sûreté (EIS).

Par ailleurs, « l'exploitant identifie les activités que lui-même ou ses prestataires exercent et qui influent sur la qualité des EIS ». Ces activités sont définies comme des activités concernées par la qualité (ACQ). Elles sont réparties, en ce qui concerne ITER, entre activités de conception, activités de construction/fabrication (et suivi de réalisation) et activités d'exploitation/mise en service (limitée aux essais inactifs).

Des exigences sont requises pour obtenir et maintenir une qualité satisfaisante des ACQ. Des moyens humains et techniques ainsi qu'une organisation doivent être mises en œuvre pour l'accomplissement d'une ACQ, ce qui implique que seules des personnes, possédant la compétence requise (formation, expérience), peuvent être affectées à une ACQ.

Au niveau des différentes phases auxquelles ces activités se réfèrent, les exigences nécessaires de sûreté sont répercutées, à titre d'exemples, dans les documents techniques et non techniques des dossiers de consultation des entreprises et accords de fournitures. Il conviendra alors pour IO de s'assurer que les fournisseurs et sous-traitants respectent ces exigences pour la fabrication des EIS de manière que les niveaux de fiabilité de ces éléments soient atteints.

Des contrôles et inspections sont mises en place par IO à tous les stades depuis les études de conception jusqu'à la fabrication. Le système de surveillance mis en œuvre conduit notamment à vérifier que prestataires et sous-traitants possèdent un système de qualité adapté à l'importance des produits qu'ils doivent fournir et que ce système est appliqué correctement. En matière d'anomalies et de non conformités, le contrôle réalisé visera à s'assurer que chaque opérateur quel qu'il soit tient à jour les dossiers répertoriant lesdites anomalies ainsi que les actions correctives appliquées.

3 L'AVANCEMENT DU PROJET

3.1 LA CONSULTATION DU PUBLIC

3.1.1 Le débat public - 2006

Conditions particulières,

La présente enquête publique ne constitue pas la première manifestation de la participation des citoyens à la prise en considération du projet ITER. Le débat public avait été prévu initialement dans le courant de l'année 2004, soit avant même la conclusion de l'accord international du 28 juin 2005, mais après la confirmation par le conseil des ministres européens, intervenue le 26 novembre 2003, que le site de Cadarache avait été retenu comme site candidat européen. Toutefois, ce débat n'a pu, faute de disposer du dossier du maître d'ouvrage, avoir lieu à cette époque, au grand regret du président de la commission nationale du débat public.

Un tel débat qui porte, en effet, de par sa nature, d'abord, sur l'opportunité du projet, avant d'en aborder les principales caractéristiques et les impacts sur l'environnement et les populations, n'a pu répondre parfaitement à sa vocation, puisque les principes mêmes de la décision et du choix du site étaient désormais acquis.

Le débat, s'est tenu sur la période du 16 janvier au 06 mai 2006 ; il a donc principalement porté sur les considérations justificatives du projet, sur ses enjeux économiques et sociaux, sur son insertion dans l'environnement et les risques présentés, sur les mesures d'accompagnement...

Au total, se sont tenues 18 réunions publiques dont 7 à caractère thématique, et deux conférences de presse.

Conclusions du débat

- ❖ La nécessité de tenir un débat public est apparu incontournable au regard de l'enjeu sociétal qui sous-tend la mise en place du projet de recherche. Ce dernier constitue, en effet, la première étape d'un long processus qui pourrait aboutir à la réalisation des conditions d'obtention d'une source d'énergie, non émettrice de gaz à effet de serre, par fusion nucléaire.
- ❖ Le besoin d'information des populations, quant à l'avancement du projet ITER, implique la mise en place d'un outil de communication approprié (site internet, autres moyens...)
- ❖ Des incertitudes dans le déroulement du projet demeurent et concernent notamment la durée de vie du réacteur et la tenue des matériaux qui le composent; de même, l'évaluation de la production de CO₂ est à faire.
- ❖ Par ailleurs, il a été expressément indiqué que les équations qui régissent le fonctionnement complexe de la machine répondent à des lois globales qui se vérifient; qu'il en résulte que dans le cas où telle ou telle fonctionnalité ne marcherait pas, la partie en cause serait réétudiée, puis remplacée.
- ❖ S'agissant des risques, qu'ils soient d'origine nucléaire ou non, d'origine interne ou externe, de nombreux dispositifs de surveillance continue seront mis en place. Ainsi pour ce qui concerne les risques portant sur la santé des populations, le contrôle des eaux, l'analyse de la terre et des végétaux, des produits alimentaires, le contrôle des rejets gazeux, celui de la radioactivité de l'air existent d'ores et déjà au niveau du CEA.
- ❖ A propos des rejets gazeux de tritium, il est à noter qu'aucune conséquence particulière sur la santé des populations et du personnel n'a été constatée, que ce soit en Grande Bretagne où le réacteur JET en utilise déjà depuis de nombreuses années, au Canada où les quantités de tritium utilisées sont bien supérieures à celles qui le seront dans le réacteur ITER; la radioactivité du tritium rejeté par ITER correspond à 0,01 mSv/an, soit une « dose » 100 fois inférieure à la limite constatée.
- ❖ L'impact de la consommation d'eau d'ITER demeure un sujet constant de préoccupation de la part des habitants de zones agricoles, notamment en période caniculaire et de basses eaux. Si l'impact devait se révéler plus important que prévu, des

dispositifs seraient mis en œuvre pour diminuer le niveau des prélèvements, ou, à défaut, procéder à des compensations.

❖ Pour la consommation électrique, l'installation d'une ligne de 400 KV à double circuit devrait limiter les chutes de tension à 2 ou 3% au plus.

❖ La préservation de l'environnement et de la biodiversité doit faire l'objet de mesures de protection pour un certain nombre d'espèces animales dont l'habitat sera déplacé, et pour quelques espèces végétales dont les enclos seront protégés.

❖ En ce qui concerne la pollution issue des déchets produits par ITER, qui seront des déchets tritlés et des déchets métalliques activés, elle sera, durant la phase d'exploitation, de 100 T/an, dont 95% de déchets à faible et très faible activité ; pour la phase démantèlement, 30 000 t de déchets sont prévus, dont 90% faiblement ou très faiblement radioactifs. La demi-vie des éléments radioactifs serait de 5 à 10 ans, la radioactivité du réacteur disparaîtrait au bout d'une centaine d'années.

❖ Les eaux usées seront traitées et contrôlées ; elles seront acheminées vers une station de traitement conçue à cet effet. L'eau issue de la zone nucléaire sera contrôlée systématiquement avant rejet dans la Durance. L'eau qui servira à évacuer la chaleur sera rejetée par évaporation pour deux tiers, le tiers restant sera collecté dans des bassins spécifiques où il subira des contrôles radiologiques et chimiques avant d'être rejeté dans la Durance à une température inférieure à 30°C.

❖ Des questions ont porté sur l'accompagnement du projet et ses liens avec l'aménagement du territoire.

Au total, le débat, selon le président de la commission particulière du débat public, aura servi à réduire les illusions, les idées fausses, à identifier, en revanche, les incertitudes, et permis de répondre aux interrogations sur une base réaliste et cohérente.

Suites données par ITER au débat

Le directeur général d'ITER avait, le 14 septembre 2006, adressé au président de la CNDP une lettre dans laquelle il s'engageait à porter une attention particulière à la prise en compte des attentes exprimées dans le débat public, notamment dans le domaine suivant : information et concertation tout au long des différentes phases de la vie du projet.

Parmi les dispositions qui devaient être prises pour informer public, habitants des communes environnantes, représentants des associations de protection de

l'environnement, organisations syndicales, élus..., figuraient la création d'un site internet, de supports d'informations, d'un centre d'information et l'organisation de visites du site...

Sur ce point, des moyens de communications multiples ont été mis à la portée du public. Dès à présent, ITER échange avec la CLI d'ITER ; l'agence ITER France publie périodiquement la gazette « interface » et ITER diffuse l'actualité relative à la construction sur le chantier et à la fabrication des composants, dans les pays membres, à travers la sortie hebdomadaire du « ITER newslin » en ligne sur internet en français et en anglais auquel le public peut s'abonner. Les publications dans la presse locale et dans les journaux de divulgation scientifique sont aussi des éléments d'information importants pour le public.

L'agence ITER France collabore avec ITER à l'organisation de visites du site pour le public et les écoles de la région. Des journées de portes ouvertes sont organisées périodiquement. Une exposition itinérante –fusion-expo-organisée par l'Union européenne est reçue périodiquement sous l'égide d'ITER dans les villes et villages proches du site. Cette exposition, existant depuis une vingtaine d'années, met à jour son contenu en tenant compte des avancées scientifiques dans le monde de la fusion pour une large diffusion au public dans les langues de chaque pays européen.

Parmi les moyens de communication, la page d'ITER sur facebook à quelque 5000 supporters.

Des mesures devaient être également mises en œuvre afin de diffuser une information à usage de la communauté scientifique sur le déroulement du projet et les résultats obtenus. L'une de ces mesures consistait à organiser régulièrement « les rencontres scientifiques d'ITER » ouvertes au public en association avec les universités et organisme de recherche régionaux, nationaux et internationaux.

ITER présente jusqu'à présent les résultats de ses travaux dans le cadre de conférences et dans des journaux internationaux spécialisés. Le site public d'ITER maintient à jour régulièrement la liste des conférences, séminaires, colloques sur toutes les questions à caractère scientifique concernant la filière fusion énergétique.

Des rencontres industrielles se tiennent à Marseille, Nice, Aix-en-Provence.

La première édition des Monaco ITER International Fusion Energy Days (MIIFED) s'est tenue à Monaco du 23 au 25 novembre 2010, la conférence était organisée par IO, la Principauté de Monaco et l'agence Internationale de l'Energie Atomique(AIEA).

Peut-être conviendrait-il d'organiser notamment avec le CNRS et d'autres organismes de recherche des rencontres auxquelles seraient invités l'ensemble des membres de la communauté scientifique pour débattre régulièrement des questions propres à l'avancée des travaux d'ITER ?

3.1.2 Les diverses enquêtes publiques

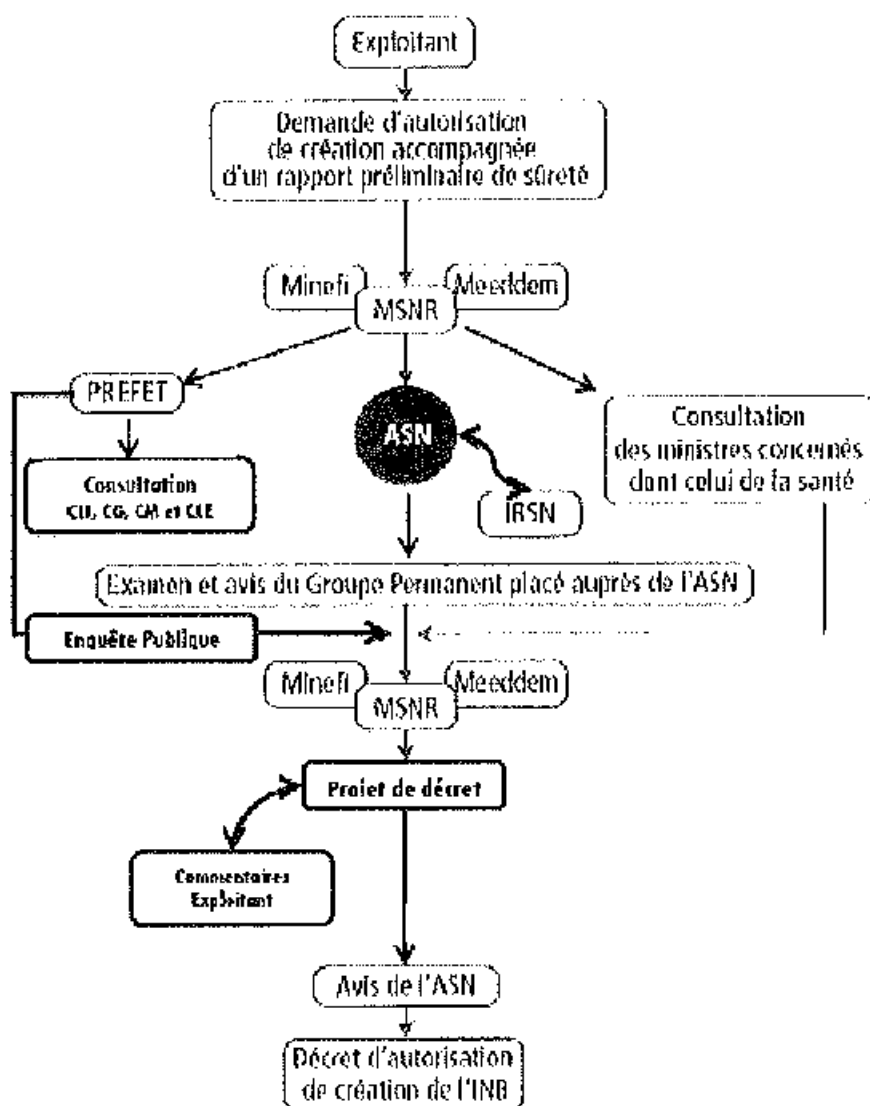
Il convient de noter que d'autres enquêtes publiques se sont tenues précédemment au nombre de 13 et ont couvert la période de septembre 2006 à février 2011 (voir tableau intitulé : concertation et enquêtes publiques ITER, page 18/18, pièce 14 du dossier de DAC).

3.2 L'AVANCEMENT DU CHANTIER

L'article 32 de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire interdit désormais de commencer les travaux liés à une INB avant la clôture de l'enquête publique préalable à cette autorisation. Cette disposition, initialement prévue au 1^{er} juillet 2007, est entrée en vigueur au 1^{er} octobre 2007 par l'article 72 de la loi n°2007-209 du 19 février 2007. Le décret n°2008-1353 du 19 décembre 2008 a prolongé le délai de validité des permis de construire, d'aménager ou de démolir à trois ans, par dérogation aux articles R 424-17 et R 424-18 du code de l'urbanisme. Il en résulte que le permis de construire de l'INB ITER est en cours de validité.

3.3 LA PROCEDURE D'AUTORISATION DE CREATION DE L'INB-ITER

Le schéma ci-dessous permet de situer la place de l'enquête publique dans le cadre général de la procédure d'autorisation de création d'une INB.



PROJET SOUMIS A L'ENQUETE PUBLIQUE

1 OBJET

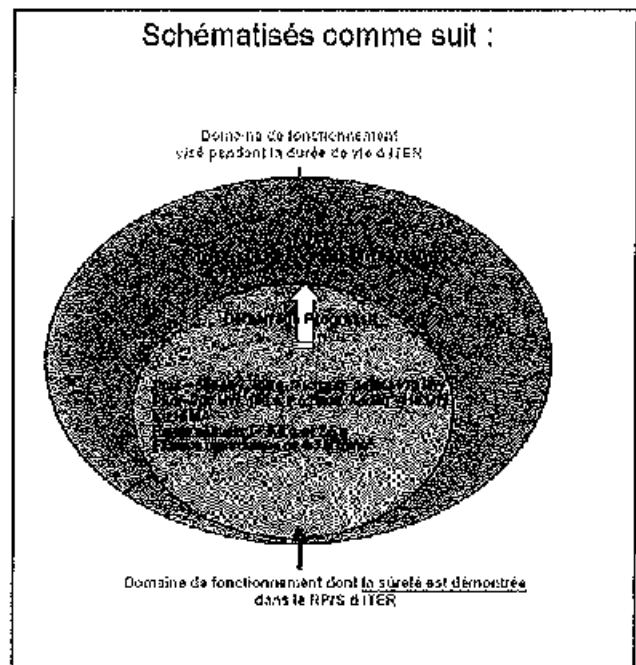
L'enquête publique porte sur la demande d'autorisation de création de l'INB-ITER, déposée par l'exploitant le 31 janvier 2008 et mise à jour le 25 mars 2010.

Si elle est donnée, cette autorisation s'appliquera à un domaine de fonctionnement précis, dont toute modification éventuelle entraînerait une nouvelle enquête, et qui fait, en conséquence, partie intégrante de l'enquête.

Ce domaine sera défini précisément dans les Spécifications Techniques et les Règles Générales d'Exploitation dans le respect des Prescriptions Techniques définies par l'ASN.

Les paramètres caractéristiques sont les suivants :

- champ magnétique toroïdal $BT_0 \sim 5,3$ T au centre de la chambre à vide,
- température $\sim 200-300 \times 10^6$ °C au centre du plasma
- puissance du système de refroidissement de ~ 1200 MW pendant une période de 475 s,
- puissance de fusion nominale $P_{fus} \sim 500$ MW
- Puissance de chauffage additionnelle disponible ~ 110 MW
- Consommation de tritium ~ 1 mg/s
- Longueur de l'impulsion de référence $t \sim 400$ s
- Facteur d'amplification de puissance, $Q \sim 10$
- Courant plasma nominal $I_p \sim 15$ MA
- Nombre d'impulsions plasma sur la durée de vie (valeur nominale) : 30 000
- Fluence nominale des neutrons à la fin du cycle de vie $\sim 0,3$ Mwa/m²



2 DOSSIER

Le dossier présenté au public lors de l'Enquête comprend les éléments suivants :

- Pièce 1 : identification du pétitionnaire
- Pièce 2 : description de l'installation
- Pièce 3 : carte au 1/25 000
- Pièce 4 : plan de situation au 1/10 000
- Pièce 5 : plan détaillé au 1/2 500
- Pièce 6 : étude d'impact
- Pièce 7 : rapport préliminaire de sûreté (conformément au décret 2007-1557 du 2 novembre 2007, article 13, ce rapport ne faisait pas partie du dossier d'enquête publique, mais pouvait être consulté pendant toute la durée de l'enquête, dans les mairies, préfectures et sous-préfectures concernées)
- Pièce 8 : étude de maîtrise des risques
- Pièce 9 : servitudes d'utilité publique
- Pièce 10 : Plan de démantèlement
- Pièce 11 : arrêt définitif et surveillance de l'installation
- Pièce 12 : débat public pour le projet ITER en Provence
- Pièce 13 : notice complémentaire
- Pièce 14 : liste des textes réglementaires et démarche générale d'insertion de l'enquête publique dans la procédure administrative

Le dossier comprend également, les échanges donnant lieu au dossier final présenté en enquête publique, en application de l'article 13 du décret 2007-1557 du 2 novembre 2007, soit :

- L'avis de l'autorité de sûreté nucléaire sur les options de sûreté de la future installation nucléaire de base ITER, rendu le 27 novembre 2002.
Ref : DGSNR/SD3/0665/2002
- La demande d'autorisation de création de l'INB ITER : lettre d'ITER-Organization à la Mission de Sûreté Nucléaire et Radioprotection, datée du 31 janvier 2008.
Ref : ITER/CAD/SAF/08/42
- Le demande d'autorisation de création de l'INB ITER : lettre d'ITER-Organization à la Mission de Sûreté Nucléaire et Radioprotection, datée du 25 mars 2010.
Ref : SAS/2010-40
- L'avis délibéré de l'autorité environnementale sur la demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base ITER.
Ref : n°Ae-2010-67
- Le dossier d'appréciation des impacts d'ITER, dû en application de l'article 122-3 du code de l'environnement (mise à jour en 2011)
- La liste des modifications de dossier de demande d'autorisation de création en réponse à l'avis de l'Autorité environnementale
n°Ae-2010-67
 - L'Arrêté interpréfectoral 2011/200/INB du 23 mai 2011
- L'arrêté interpréfectoral de prolongation d'enquête 2011/1245/INB du 11 juillet 2011

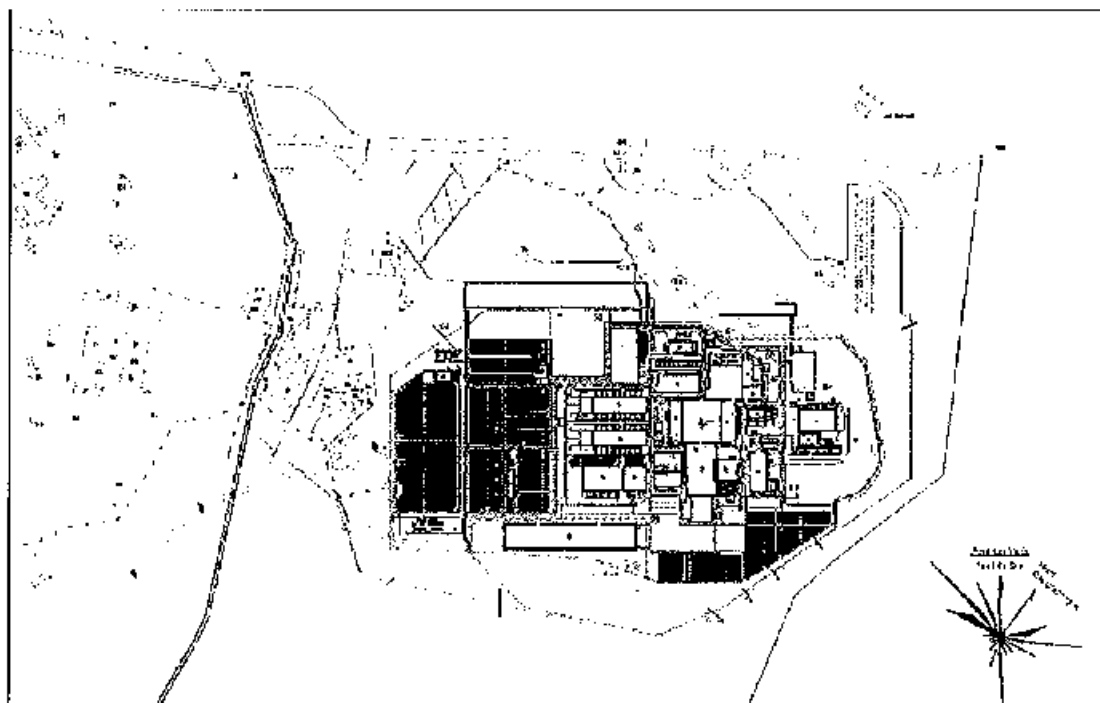
Il est à noter que le rapport préliminaire de sûreté (RPrS), conformément au décret de 2007-1557 du 2 novembre 2007, article 13, ne fait pas partie du dossier d'enquête publique, mais a pu être consulté pendant toute la durée de l'enquête.

3 ANALYSE DU PROJET

3.1 L'INSTALLATION NUCLEAIRE DE BASE

La zone nucléaire est constituée essentiellement du complexe tokamak qui abrite la machine ITER proprement dite ainsi que le bâtiment tritium et le bâtiment diagnostic. Cette zone comprend également le bâtiment des cellules chaudes et le

bâtiment des déchets radioactifs de faible activité, ainsi que des bâtiments abritant les auxiliaires nécessaires au fonctionnement du tokamak (équipements pour les alimentations électriques, tours de refroidissement, système cryogénique) et le bâtiment contrôle-commande.



Plan détaillé (dossier d'autorisation de création, pièce 5)

La chambre à vide permettra de confiner et chauffer un volume de plasma d'environ 816m³. Le volume important de cette chambre à vide explique l'importance du bâtiment tokamak qui s'élèvera à 60 mètres de hauteur.

La réaction de fusion, qui ne peut être obtenue à la température à laquelle le plasma sera porté, soit aux environs de 100 millions de degrés, qu'entre un noyau de deutérium et un noyau de tritium, se produira dans le tokamak, en libérant un noyau d'hélium, un neutron et une grande énergie. L'hélium ainsi produit restera confiné dans la chambre à vide, mais le neutron qui transporte la majorité de l'énergie produite (80 %) pénètre dans les parois des composants internes de la chambre à vide où il est freiné et cède son énergie à un circuit d'eau de refroidissement. C'est ce principe qui servira à produire, dans l'étape ultérieure, de la vapeur entraînant des turbines pour produire de l'électricité.

Fusion, mode d'emploi

Dans une réaction de fusion, les noyaux de deux atomes légers se combinent pour former un noyau plus lourd, libérant ainsi de l'énergie.

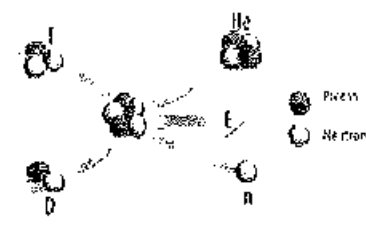
Pour que ce phénomène soit rentable en terme d'énergie il faut arriver à fusionner un très grand nombre de ces noyaux.

Pour utiliser des réactions de fusion, ITER utilisera deux isotopes de l'hydrogène :

- le deutérium, dont le noyau contient un proton et un neutron,
- le tritium qui est constitué d'un proton et de deux neutrons.

Portés et maintenus à une température de l'ordre de la centaine de millions de degrés, les noyaux de deutérium et de tritium vont acquérir suffisamment d'énergie pour fusionner : de leur fusion naît un élément constitué de deux protons et de deux neutrons, l'hélium, ainsi qu'un neutron. Le noyau d'hélium et le neutron emportent chacun une part de l'énergie issue de la réaction - 20% pour le premier, 80% pour le second.

Parce qu'ils sont chargés électriquement, les noyaux d'hélium demeurent prisonniers des champs magnétiques qui, dans un tokamak, boient le plasma des parois. Ils lui transmettent leur énergie et contribuent ainsi à maintenir sa température.



Reactions de fusion du Deutérium et du Tritium

Schéma page 4/48 du résumé non technique

Le tokamak ITER est une machine expérimentale complexe de grande taille, qui ne produira pas d'électricité, dont les principaux dispositifs et ensembles fonctionnels sont décrits ci-après.

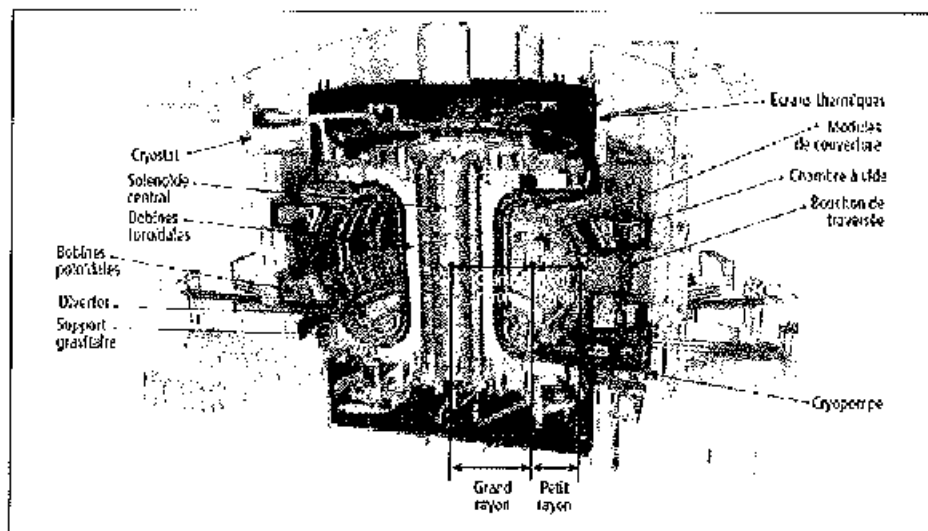


Schéma éclaté d'ITER, page 8/48 du résumé non technique

3.1.1 Ensemble chambre à vide et divertor

La chambre à vide a pour fonction essentielle de contenir le plasma chaud, avec un vide très poussé de l'ordre de 10^{-7} Pa. Elle sera équipée de modules de couverture, remplaçables et absorbant la puissance thermique émise par le plasma et les neutrons générés par les réactions de fusion. Le divertor est un dispositif placé à la base de la chambre à vide, qui permettra d'extraire une partie de la puissance, les impuretés et les cendres émanant de la fusion.

3.1.2 Le système magnétique supraconducteur

Le plasma sera confiné grâce aux champs magnétiques créés par des bobines supraconductrices, placées à l'extérieur de la chambre à vide. Il existera différentes types de bobines : les bobines toroïdales qui servent à confiner le plasma, des bobines poloïdales qui contrôlent la position du plasma, et le solénoïde central qui induit le courant servant à chauffer et confiner le plasma.

3.1.3 Le cryostat et les écrans thermiques

L'ensemble sera enfermé dans un cryostat avec des écrans thermiques placés entre les composants à haute température et les bobines supraconductrices à très basse température (-270°C).

3.1.4 Les systèmes de chauffage du plasma

Plusieurs modes de chauffage seront mis en œuvre, afin d'atteindre les 100 millions de degrés nécessaires aux réactions de fusion. Le chauffage ohmique généré par le courant induit par le solénoïde central, permettra d'atteindre 10 millions de degrés. Les systèmes de chauffage additionnels avec l'injection de particules de deutérium, des ondes haute fréquence, et enfin les réactions de fusion une fois déclenchée produiront des noyaux d'hélium et des neutrons à haute température qui participeront à leur tour au chauffage du plasma.

3.1.5 Le système de mesure des paramètres du plasma.

Ce système comprendra plusieurs dispositifs de surveillance, implantés pour certains sur les parois internes de la chambre à vide et d'autres permettant notamment la surveillance du divertor.

3.1.6 Le circuit d'injections d'isotopes d'hydrogène

Le gaz, mélange de deutérium et de tritium, sera introduit dans la chambre à vide par un système d'injection programmé en début de chaque expérience. La quantité totale de tritium utilisé chaque année est estimée à un kilogramme. A l'intérieur du plasma, la quantité de tritium sera inférieure à un gramme.

3.1.7 Le système de refroidissement

La chaleur qui se propagera dans les composants internes et dans la couverture sera transférée à l'extérieur de l'enceinte par un circuit de refroidissement à eau, qui transférera la chaleur vers un circuit secondaire qui l'acheminera ensuite vers des tours de refroidissement.

3.1.8 Le système de ventilation

Il participe dans les bâtiments nucléaires au confinement par une cascade de dépressions entre les différents locaux.

3.1.9 Le système de détritiation

Il est actuellement en phase de mise au point. Le tritium récupéré sera ensuite recyclé dans l'installation.

3.1.10 L'alimentation électrique

Elle comprend deux sous systèmes, l'un pour fournir la puissance nécessaire à l'ensemble des aimants qui contrôlent le plasma et pour fournir les ondes

électromagnétiques, et, l'autre, pour l'ensemble des auxiliaires de la machine qui doivent fonctionner même en dehors des phases d'exploitation avec plasma.

3.1.11 Les cellules de maintenance et de conditionnement des déchets

Ces cellules permettront la réalisation d'opérations liées à l'exploitation permettant d'éviter tout risque de contamination et d'exposition des travailleurs.

3.1.12 Le bâtiment de gestion des déchets et des effluents

Les déchets et effluents issus de la maintenance du tokamak, en dehors des déchets irradiés, seront transférés dans ce bâtiment pour y être traités, conditionnés et entreposés temporairement avant évacuation vers un lieu approprié.

C'est donc tout cet ensemble, le tokamak et les bâtiments qui lui sont liés, comme le bâtiment tritium, fort d'une quinzaine de bâtiments qui constitue l'INB, soumise à enquête.

3.2 LE FINANCEMENT DU PROJET :

Sur la base de l'ensemble des estimations effectuées, les montants sont les suivants :

- 12,8 milliards d'euros pour les 12 années de la phase de construction, dans les conditions économiques de 2008.
- 5,8 milliards d'euros pour l'exploitation pendant 20 ans.
- 280 millions d'euros (base 2001) pour la période de cessation définitive d'exploitation.
- 530 millions d'euros (base 2001) pour le démantèlement.

Le coût d'aménagement du site, pris en charge par la France est estimé à 208 millions d'euros courants dépensés entre 2007 et 2010.

Le partage du financement de la construction est fait entre les différents pays. Les coûts d'ITER-organization, qui représentent 2,3 milliards (base 2008), seront partagés entre les différents pays et versés sous forme de subventions financières. Les coûts qui seront supportés par chacun des sept partenaires ne sont pas connus d'ITER-organization, car l'essentiel de ces contributions se fera sous forme d'apport en nature.

Sur la base de la configuration actuelle du projet, la contribution européenne totale pour la construction entre 2007 et 2019 est estimée à 6,6 milliards d'euros (base 2008) et celles des 6 autres partenaires à 6,2 milliards d'euros (base 2008).

Le financement de l'exploitation sera effectué à hauteur de 34% par l'Union Européenne, 13% par le Japon et 13% par les Etats Unis d'Amérique et les quatre autres pays contributeurs, République de Chine, République de Corée du Sud, République d'Inde et Fédération de Russie, 10% chacun.

3.3 LES PHASES DE VIE

	PHASE DE CONSTRUCTION
2011 – 2019	Construction de bâtiments de bureaux définitifs et d'installations techniques, bâtiments pour la construction des bobines poloïdales, poste électrique et adaptation de la ligne haute tension. Bâtiments d'ITER
	PHASE EXPERIMENTALE
	<u>Phase non nucléaire</u>
2019 – 2024	Période d'exploitation avec un plasma Hydrogène – Hélium
2020 – 2021	Assemblage en parallèle – Assemblage des modules de couverture (béryllium)
2024 – 2025	Période d'exploitation avec un plasma Deutérium – Deutérium
	<u>Phase nucléaire</u>
2025 – 2026	Période de chargement progressif en tritium de l'installation
2026 – 2039	Période d'exploitation avec un plasma Deutérium – Tritium
2040 – 2045	Cessation définitive d'exploitation
Après 2045	Démantèlement sous la responsabilité de la France

3.3.1 La phase « active »

La construction de l'INB est prévue sur une dizaine d'années, et c'est seulement après cette phase de construction que la première phase expérimentale non nucléaire aura lieu sur une durée de 5 à 6 ans. Rappelons à nouveau que le projet ITER est un projet expérimental, non destiné à la production d'électricité, mais devant servir de pilote pour les réacteurs de fusion du futur. Cette première phase non nucléaire permettra de tester les équipements et de vérifier le fonctionnement de l'ensemble avant l'utilisation du tritium. La dernière année de cette phase non nucléaire, un plasma deutérium-deutérium sera introduit dans le tokamak. Cette phase permettra de tester la capacité de contrôler le plasma et de le maintenir pendant quelques minutes (de l'ordre de 400 secondes) à une température dépassant les 100 millions de degrés Celsius. La mise en service de l'installation se fera de façon progressive, afin de pouvoir tester la robotisation de l'ensemble des opérations. Lorsque la phase non-nucléaire sera achevée, la phase nucléaire pourra alors débuter.

Cette phase nucléaire, avec utilisation du tritium, ne débutera en principe qu'à partir de 2025 et s'étendra sur une période d'une vingtaine d'années avec utilisation d'un plasma deutérium-tritium. Les premières années de la phase nucléaire seront consacrées à l'optimisation des performances et à la poursuite des expérimentations visant à la réalisation de tests technologiques. Compte-tenu de son caractère expérimental, ITER ne fonctionnera pas en permanence, mais par campagnes d'expériences, entrecoupées de périodes d'arrêts, servant à des opérations de maintenance et d'amélioration des équipements. Le programme détaillé des expériences lors de la phase nucléaire devra évoluer et sera établi en fonction des résultats obtenus à l'issue de la première phase expérimentale, et donc régulièrement réajusté tout au long de la vie de l'installation

3.3.2 Le démantèlement de l'installation :

Après la cessation définitive d'exploitation, le démantèlement se fera essentiellement sous la responsabilité de la France, pays hôte. Cette opération,

relativement complexe, s'étalera sur plusieurs années et comprendra 4 phases principales :

- La cessation progressive d'exploitation et la mise à l'arrêt définitive, de la responsabilité d'ITER.
- Une période d'attente pour la décroissance de la radioactivité après transfert de la responsabilité au pays hôte.
- Le démantèlement à proprement parler.
- Une phase de surveillance dans l'attente du déclasséme nt lui-même.

L'installation représentera environ 45 000 tonnes de déchets, qui seront triés et stockés en fonction de leur radioactivité, classés selon les catégories des déchets ANDRA (Agence nationale des déchets radioactifs), certains de très faible activité (TFA), d'autres de faible et moyenne activité à vie à durée de vie courte (FMA-VC), et d'autres encore de moyenne activité à vie longue (MAVL). Les structures du puits du tokamak, sont classées dans la catégorie des déchets industriels banals (DIB). Les déchets faiblement et moyennement radioactifs représentent environ 30 000 tonnes et les déchets industriels banals environ 15 000 tonnes.

La phase de démantèlement sera effectuée selon la législation française sous la responsabilité du pays-hôte, la France. Un fonds financier sera constitué au cours de la période d'exploitation par ITER-Organization, afin de prendre en charge les opérations de démantèlement, la gestion des déchets et la surveillance de l'installation après l'arrêt des expérimentations. Cette provision d'un total de 530 millions d'Euros (base 2001) sera transférée aux autorités françaises au-delà d'une phase de cessation définitive d'exploitation de 5 ans. Cette valeur sera actualisée pendant la phase d'exploitation.

3.4 LES IMPACTS

Les impacts de l'installation nucléaire de base (INB) sur le personnel, les populations et l'environnement ont été évalués pour toutes les phases de vie de l'installation. Seuls seront repris, ci-dessous, des éléments concernant l'évaluation des

impacts, en situation normale, sur les populations et sur l'environnement, des rejets et des déchets produits, lors de la phase d'exploitation nucléaire, et des impacts d'accidents même très peu probables.

3.4.1 En situation normale

C'est la situation de fonctionnement de l'installation dans l'environnement naturel et technologique tels que prévus par le maître d'ouvrage. L'étude d'impact, qui prend en considération les communes situées dans un rayon de 20 km autour de l'installation, ainsi que Aix-en-Provence et Pertuis, porte sur les nuisances créées dans ces conditions.

- LES REJETS

Ce sont des produits radioactifs et des produits chimiques, résiduels après traitements, et rejetés sous forme de gaz ou de poussière dans l'atmosphère ou sous forme liquide dans la Durance.

- Rejets atmosphériques

Les rejets radioactifs proviennent des systèmes de ventilation et/ou de détritiation des bâtiments nucléaires (tokamak, tritium et traitement des déchets) ; ils comportent des traces de tritium sous forme vapeur HTO, des gaz activés (carbone 14 et argon 41), des poussières et des produits de corrosion activés, et ils sont évacués par la cheminée du complexe tokamak, équipée de filtres à très haute efficacité.

Les valeurs maximales estimées des rejets, lors de la maintenance lourde, comme pour le changement complet du divertor, qui pourra durer 6 mois et se produire 3 fois dans la vie de l'installation, sont basses, en Bq/m³ d'air, 2,8 pour le tritium, 0,0016 pour le carbone, 0,0096 pour l'argon et 0,000005 pour les autres produits. Le niveau maximal de l'activité radiologique ajoutée dans l'air, en exploitation, est estimé, en TBq/an, à 220, à 900 lors de la maintenance lourde, pour le tritium (HTO), 5 pour l'argon, 5,4 pour le carbone et 0,002 pour les autres émetteurs bêta et gamma.

Les rejets chimiques sont composés de poussières de béryllium dues à l'érosion par le plasma de la couverture interne du tokamak, poussières éventuellement remises en suspension lors des périodes de maintenance, de SF₆ issu de l'isolant des lignes d'alimentation électrique, des émissions des groupes électrogènes lors des tests de bon

fonctionnement, du CO₂ (15000 t/an), du SO₂ (115 t/an), du NO_x (33,7 t/an),... émis par la centrale de chauffage, d'ozone injectée pour prévenir le risque de légionellose au niveau des tours de refroidissement (concentration 100 000 fois inférieure à la valeur toxicologique de référence qui est de 0,0000015 mg/m³).

Les valeurs des concentrations ajoutées dans l'air de ces rejets seront toujours inférieures aux limites réglementaires ; par exemple, pour le béryllium, cette concentration sera au maximum de $1,6 \times 10^{-11}$ mg/m³, alors que la limite est de 10⁻⁵, à Saint-Paul-lez-Durance, commune la plus exposée.

- **Effluents liquides**

Les rejets radioactifs sont constitués d'effluents industriels pouvant contenir des traces radioactives après purification dans les systèmes de traitement, ainsi que des eaux de lavage des zones contrôlées des bâtiments nucléaires.

Après avoir été collectés par le réseau d'effluents industriels du CEA Cadarache, ils seront acheminés vers les installations de traitement et de contrôle du CEA, avant d'être rejetés dans la Durance ; près de 160 m³/an d'effluents radioactifs seront traités par les installations de détritiation pour en récupérer le Tritium qui sera réutilisé, car c'est un combustible de la réaction de fusion. Les effluents des tours de refroidissement sont collectés dans des bassins et contrôlés.

En exploitation normale, l'activité de ces rejets est estimée pour le tritium, en Bq/l, à 5, 20 lors de la maintenance lourde, à 0,0014 pour le carbone 14 et à 0,0015 pour les autres émetteurs bêta, gamma.

Les rejets chimiques, composés de divers produits, par exemple, le système d'évacuation de la chaleur générera 500 kg de phosphate de Zinc/an, inhibiteur de corrosion, ainsi que de produits de corrosion, vont dans le réseau des effluents industriels du CEA (2940 m³/an), point de rejet situé en aval des bassins de stockage situés à l'extérieur du CEA.

Les concentrations ajoutées de ces produits chimiques sont très faibles à faibles.

- LES DECHETS

Ils sont constitués de déchets conventionnels issus des zones non nucléaires qui iront vers une filière d'élimination adaptée, et de déchets radioactifs, générés lors du remplacement des composants et lors de l'exploitation, TFA pour 24%, FMA-VC pour 51% et MA-VL pour 24% ; ces derniers seront triés à la source et leur traçabilité assurée. Les opérations de découpe, conditionnement, caractérisation seront effectuées dans des zones spécifiques, cellules de maintenance et bâtiment de traitement des déchets radioactifs, équipées de moyens de télémaintenance et de systèmes de confinement et de détritiation. Au cours de la vie d'ITER, la maintenance des composants internes de la chambre à vide produira environ 1200 t de déchets dont quelques 60 t de déchets uniquement tritlés. Les déchets d'exploitation, gants, tenues de protection, huiles, résines, ... représenteront environ 3700 t, soit 6000 m³. Les 2/3 de ces 4900 t sont des FMAVC et le 1/3 restant des TFA.

La gestion des déchets spécifiques est débattue entre ITER, le CEA et l'ANDRA pour qu'ils soient pris en compte dans le Plan National de Gestion des Matières et Déchets Radioactifs. Une filière pour les déchets tritiés nécessitant un entreposage de décroissance devra être mise en place.

- LES IMPACTS

- Sur l'environnement

Un bilan de l'état initial a été fait qui montre que notamment la radioactivité naturelle, rayonnements bêta et gamma, est inférieure à la moyenne française, soit 97 nGy/h.

Les concentrations ajoutées dans l'air seront toujours très inférieures aux limites réglementaires ; la concentration du SF₆, gaz à effet de serre des plus dommageables pour l'environnement, n'entraîne pas de conséquences.

Les concentrations ajoutées dans la Durance sont inférieures aux seuils de référence, notamment ceux qui ont été fixés par les normes de qualité environnementale, et sont en cohérence avec les prescriptions du schéma directeur d'aménagement et de gestion de l'eau (SDAGE). Le tritium provenant de l'atmosphère apporté par l'eau de pluie à la Durance a été pris en compte dans l'impact des rejets gazeux.

Les estimations des concentrations maximales dans le sol, au hameau de Cadarache, de radioéléments issus des rejets liquides et gazeux, après la 50^{ème} année de fonctionnement, et sans maintenance lourde, sont, en Bq/kg, de 32 en tritium, 4 fois

plus pour les années avec maintenance lourde, de 1,144 en carbone et < à 0,001 pour les autres émetteurs bêta, gamma.

Il n'y a pas d'incidence sur le site NATURA 2000 de la Durance.

- Sur la santé

Le code de calcul « CERES » simule l'effet des rejets depuis la source jusqu'à l'homme en passant par toutes les voies de dispersion dans l'atmosphère et dans l'eau, l'ingestion des aliments, les assimilations par voie transcutanée et l'inhalation de la matière en suspension dans l'air ou présente sous forme de gaz.

Pour les rejets radioactifs

Les effets sur la santé sont quantifiés par la valeur de la dose efficace totale, somme des doses efficaces résultant de l'exposition externe, irradiation, et de l'exposition interne pendant une période donnée, exprimée en Sievert (Sv). L'évaluation est faite pour l'adulte et les enfants âgés de 10 ans et de 1 à 2 ans. Pour le tritium, il a été tenu compte de la recommandation faite par l'ASN dans le « livre blanc du tritium », élaboré sous son égide, de multiplier par 2 le coefficient de dangerosité.

S'agissant des rejets gazeux radioactifs, la dose efficace a été calculée après 50 ans de fonctionnement, et vaut 2,1 microSv/an pour un adulte de Saint-Paul, la limite réglementaire étant de 1000, 4 fois moins sans maintenance lourde ; le tritium sous forme de vapeur d'eau tritiée (HTO) constitue la quasi totalité des rejets, et l'ingestion s'avère être la principale voie d'exposition, par rapport à l'inhalation et au transfert cutané ; les résultats sont les mêmes après 70 ans de fonctionnement.

S'agissant des rejets d'effluents liquides radioactifs, la dose efficace a été calculée après 1 an et 50 ans de fonctionnement ; la valeur la plus élevée, obtenue pour un enfant de 10 ans vivant à Pertuis, s'élève à 0,7 microSv/an, la limite réglementaire étant de 1000 microSv/an, dose due principalement au tritium. De plus, ITER générera des effluents nécessitant un traitement, soit 160 m³/an, dont l'impact additionnel maximum serait de 0,1 microSv à Saint-Paul-lez-Durance.

L'impact sur la chaîne alimentaire des rejets des effluents gazeux et liquides a été évalué par l'activité annuelle ajoutée dans les aliments ; ainsi, pour le lait, s'agissant de HTO, cette activité s'élève au maximum à 197 Bq/l ; pour le poisson, les valeurs

respectives, en Bq/kg, sont pour le carbone 14 de 7,1 et de 0,42 pour les autres émetteurs bêta gamma.

Pour l'ensemble des rejets liquides et gazeux radioactifs, en cumulant tous les modes de transfert, pour une année à maintenance lourde, et en considérant les conditions météorologiques annuelles moyennes avec des hypothèses majorantes, personnes vivant en permanence dans leur commune et ne consommant que des produits locaux, la dose efficace totale obtenue après 50 ans de fonctionnement est de 2,3 microSv, soit 100 fois plus faible qu'une radiographie des poumons, pour un adulte, et de 0,8 pour un enfant de 1 an à Saint-Paul-lez-Durance. Il s'agit, en l'espèce du domaine des très faibles doses.

La dose efficace moyenne en France due à la radioactivité naturelle est de 2400 microSv/an ; la réglementation fixe la dose annuelle ajoutée pour le public à 1000 microSv/an, étant observé que pour les seuls examens médicaux cette dose s'élève à 800.

Pour les rejets chimiques

Les concentrations maximales ajoutées dans l'air sont, pour le béryllium, substance reconnue comme cancérigène, de $1,6 \times 10^{-11}$ mg/m³, et pour l'ozone, de $1,5 \times 10^{-11}$ mg/m³; elles sont très inférieures aux valeurs de référence.

Etude cumulée ITER/CEA Cadarache

Une étude a été faite sur les impacts cumulés des rejets liquides et gazeux de ITER, en phase d'exploitation nucléaire, durant 50 ans de fonctionnement, mais sans maintenance lourde, et du CEA, y compris les installations non totalement en exploitation.

Pour les rejets radioactifs, la dose efficace totale est de 4,9 microSv, 6,5 pour une année avec maintenance lourde, pour un enfant de 1 an à Saint-Paul.

Pour les rejets chimiques, les seuils environnementaux sont respectés pour toutes les substances sauf le zinc. Les deux entités étudient la possibilité de réduire ces émissions. Les concentrations annuelles ajoutées dans l'environnement, et en aval du CEA dans les sédiments, respectent aussi les seuils environnementaux. Pour ce qui concerne l'impact sanitaire, l'indice de risque cumulé pour l'ensemble des substances rejetées est <1, ce qui indique un risque non préoccupant. L'excès de risque par voie inhalation et ingestion étant <10⁻⁵, ce risque est lui aussi considéré comme non préoccupant.

- MAITRISE DES IMPACTS

Les sources et l'importance des impacts du projet ont été analysées et les mesures de prévention, de détection et de limitation ont été prises, en prenant en compte le retour d'expériences sur le fonctionnement et l'analyse des incidents et accidents des installations existantes.

Les mesures de confinement statique et dynamique et de délimitation de zones contrôlées et surveillées, la détritiation des gaz et de l'eau, le conditionnement des déchets,..., garantiront la non dissémination des particules radioactives et des poussières de béryllium ; des systèmes de filtration réduiront la quantité de particules dans les rejets gazeux.

Des contrôles, consistant à procéder à des mesures et prélèvements périodiques et continus des émissions gazeuses et liquides, radioactives et chimiques dans les divers milieux, seront faits à l'intérieur et à l'extérieur de l'installation, et ces mesures seront communiquées à l'ASN et à l'IRSN ; la radioactivité de l'air des communes avoisinantes sera mesurée, dont la qualité est aussi suivie par la station ATMOPACA à Saint-Paul-lez-Durance.

Un programme global de surveillance de l'environnement, conforme à la législation française, sera mis en place ; un plan de contrôle et de surveillance du site et de l'environnement d'ITER présentera les mesures mises en oeuvre pour la surveillance atmosphérique et celle du milieu aquatique.

Les résultats de contrôles seront mis à la disposition du public et notamment de la CLI ITER.

Des moyens internes ou externes contribuent à la prévention des nuisances et à la surveillance de leur impact : le service focal de sécurité chargé de la surveillance du site et du contrôle des accès ; le service local d'urgence chargé des interventions d'urgence, incendie par exemple ; le service de radioprotection qui assure la radioprotection de l'installation, les analyses radiologiques et la surveillance environnementale ; le service médical chargé de l'assistance médicale d'urgence classique, de la décontamination du personnel et des actions thérapeutiques spécifiques nécessaires en cas de contamination interne ; le laboratoire d'analyses de biologie médicale, équipé d'instruments de mesure pour suivre les effets de l'accident ; le service technique qui gère l'organisation du transport et de l'évacuation du personnel

de l'installation. Les unités concernées par ces actions peuvent être internes ou, après passation de conventions, externes à ITER, comme celle de site signée avec le CEA qui définit les prestations fournies à ITER par les unités d'urgence, le service médical et les unités logistiques et techniques du CEA.

3.4.2 En situation accidentelle.

Il s'agit de dysfonctionnements ou d'accidents de l'installation dont les causes, aléatoires sont internes ou externes, dysfonctionnements ou accidents d'installations voisines ou phénomènes naturels, et qui peuvent avoir des conséquences internes et externes. L'étude de maîtrise des risques et le RPrS, lequel est non soumis à l'enquête publique, figurant dans le dossier du maître d'ouvrage, portent sur l'identification et l'étude des risques aux fins de déterminer les mesures à mettre en place pour les maîtriser et en évaluer les éventuelles conséquences sur le personnel, les populations et l'environnement.

Il est rappelé que, contrairement à la fission nucléaire, la fusion nucléaire ne présente pas de risque d'emballement nucléaire.

- IDENTIFICATION DES RISQUES

Les risques internes et externes sont pris en compte à la conception de l'installation et leurs principales conséquences potentielles sont la détérioration d'un ou plusieurs systèmes de confinement de matières radioactives ou dangereuses, et la dégradation d'un ou plusieurs composants, EIS, d'un système accomplissant une fonction de sûreté. Outre le risque d'origine nucléaire, d'autres risques, chimiques, incendie,... ont également été pris en compte dans la définition des règles de maîtrise des risques et dans le dimensionnement des installations, pour les séismes, par exemple, il a été retenu une magnitude de 7, sur l'échelle de Richter, alors que le SMHV estimé est de 5,8.

Pour les populations, le risque provient essentiellement de la dissémination de matières radioactives, tritium et produits d'activation, directe ou induite.

- CONSEQUENCES RESIDUELLES DES ACCIDENTS

Pour le calcul des conséquences radiologiques sur les populations, l'ensemble des voies d'atteinte, atmosphérique, liquide et terrestre, chaîne alimentaire, est prise en compte en considérant les divers produits radioactifs susceptibles d'être présents : tritium, produits de corrosion, poussières et gaz activés.

Quatre situations accidentelles dites « enveloppe », prenant en compte les situations les plus improbables, ont été retenues suite à l'analyse de sûreté : feu dans le bâtiment tritium se propageant à une boîte à gants, explosion de poussières et d'hydrogène dans la chambre à vide, dommages à la chambre à vide et au cryostat entraînant de grands trous, ruptures multiples de circuits à l'intérieur de la chambre à vide avec défaillance des traversées d'une conduite de chauffage par ondes haute fréquence.

La dose efficace maximale pour la 4^{ème} situation enveloppe, la plus pénalisante, est de 4 mSv maximum, pour un court terme de 48 heures de fonctionnement et à 200 mètres de l'installation ; elle est inférieure à celle que définissent les objectifs généraux de sûreté, soit <10 mSv ; les conséquences radiologiques restent acceptables puisque aucune contre mesure, confinement ou évacuation, ne serait requise pour protéger les populations ; il n'y a aucun « effet falaise », c'est-à-dire une brusque aggravation des conséquences dès qu'un paramètre franchit un seuil.

- MAITRISE DES RISQUES

Lors de la conception de l'installation, des dispositions ont été prises concernant la prévention, la détection et la protection pour limiter les conséquences liées à la survenue d'accidents.

En ce qui concerne la dissémination de particules radioactives, le principe de confinement permet de respecter les objectifs généraux de sûreté dans toutes les situations, normale, incidentelles et accidentelles retenues.

Il existe deux systèmes de confinement, ou « barrières » de confinement, le système statique placé au plus près du procédé, et qui comprend la chambre à vide du tokamak, les procédés utilisés pour le tritium ou les cellules de maintenance, et le système dynamique constitué le plus souvent par les systèmes de filtration et de détritiation ; ils garantissent une cascade de dépressions pour que l'air circule des locaux à faible risque de contamination vers ceux à fort risque ; dans toutes les situations, y compris accidentelles, la ventilation permettra de contenir le tritium dans

l'air des locaux et de le récupérer avant rejet en cheminée. L'efficacité de chaque barrière de confinement sera surveillée.

Pour limiter les conséquences en cas d'accident, il existe des moyens d'action et d'intervention ; le service de radioprotection joue un rôle déterminant pour les interventions en cas d'incident ou d'accident à caractère radiologique, en participant aux plans d'intervention interne et externe, à la mise en place des moyens mobiles d'intervention et de surveillance atmosphérique : stations mobiles de prélèvements, remorque de décontamination, et à l'estimation des impacts par le biais de codes de calcul,... ; le service local de sécurité est, pour sa part, chargé de la protection des personnes et des biens : lutte contre l'incendie avec les moyens propres au site, secours, gardiennage et gestion opérationnelle du PC de sécurité.

Deux plans peuvent être activés en cas d'accident : le PUI déclenché par le directeur général de ITER, si les conséquences prévisionnelles impactent le site, le PPI, déclenché par le préfet, si les conséquences dépassent le site, et, dans ce cas, les populations de la zone concernée seraient avisées par les pouvoirs publics.

3.5 LA SURETE DE L'INB-ITER :

La sûreté nucléaire est définie, dans le dossier, comme « l'ensemble des dispositions techniques à prendre à tous les stades de la conception, de la construction, de l'exploitation et de l'arrêt définitif d'une installation pour en assurer le fonctionnement normal, sans risque excessif pour le personnel, le public, les équipements et l'environnement, et pour prévenir les accidents ou actions de malveillance et en limiter les effets.

L'INB objet de l'enquête est un réacteur de recherche sur la fusion nucléaire par confinement magnétique de type Tokamak. Pour fonctionner il doit réunir simultanément dans le plasma trois facteurs : température, densité, temps de confinement. Tout incident ou accident entraîne immédiatement la perte d'au moins un de ces facteurs et, par voie de conséquence, l'arrêt instantané du plasma. Il est donc tout d'abord permis de considérer que de par ses caractéristiques cette installation comme intrinsèquement « sûre ».

D'autre part, la sûreté nucléaire d'une INB repose sur la prise en compte d'un ensemble de risques, même les plus improbables, dans sa conception et sa

construction. Pour ITER, la réponse à ces risques, uniques ou cumulés se résume à la prise en compte :

- d'un dimensionnement d'ensemble au séisme pour une intensité égale à 7 ; les marges de dimensionnement prises en compte permettent alors de garantir l'intégrité structurelle des bâtiments et des composants jusqu'à une intensité de 9.
- du risque d'inondation pour la pluie et autres phénomènes météorologiques, pour les situations cumulées avec le séisme dont la rupture de barrages.
- de la perte d'alimentation électrique, avec une alimentation de secours dimensionnée
- de la perte de refroidissement de la chambre à vide, sans impact puisqu'il ne s'agit pas d'une fonction de sûreté
- de la maîtrise de la mise en état de sûreté de l'installation.

En outre, dans le cadre de l'instruction, l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) a d'ores et déjà introduit dans ses démarches d'instruction les premiers éléments de retour d'expérience de Fukushima dont elle dispose.

Enfin, il est démontré que sur ITER il n'y pas d'effet domino ou de falaise. En particulier sont examinées les situations hors dimensionnement considérées comme **fortement improbables**, dont l'étude permet de garantir une marge suffisante de sûreté pour le dimensionnement et de contrôler l'absence d'effet de falaise dans les conséquences. Ces situations correspondent aux accidents de dimensionnement auxquels des facteurs aggravants additionnels sont appliqués, indépendants de l'évènement ou des événements initiateurs considérés avec une probabilité extrêmement faible.

Ces accidents sont présentés dans le chapitre 4 du volume 2 du RPrS et reportés dans la Pièce 8 du DAC.

La conception du réseau d'alimentation électrique tient compte des risques internes et externes.

En cas d'accident dont l'origine peut- être interne ou externe tel que mentionné ci-dessus, l'installation est mise « en état sûr », ce qui signifie que l'éventuelle

expérience plasma en cours est automatiquement interrompue et que toute injection de gaz combustible (tritium, deutérium) dans l'enceinte à vide devient impossible.

Les gaz combustibles résiduels, présents dans les circuits d'injection de l'enceinte à vide, sont alors récupérés et dirigés vers des lits de piégeage par l'action de deux petites pompes redondantes, alimentées par des batteries. Celles-ci disposent d'une autonomie de quatre heures, ce qui permet de pallier l'arrêt total et durable de l'alimentation électrique. Quelques minutes suffisent pour réaliser cette opération.

Dans les autres parties de l'installation, les systèmes qui participent au cycle du combustible (injection, traitement, récupération, etc.) sont isolés ; la plus grande partie des gaz présents est ramenée vers les lits de piégeage tandis que la partie résiduelle demeure confinée et isolée à l'intérieur même des systèmes.

L'arrêt total et durable du refroidissement n'a aucun impact sanitaire et ne remet pas en cause la sûreté de l'installation. La chaleur induite dans les parois de confinement s'évacue naturellement.

Les **objectifs généraux de sûreté** ont été quantifiés dans le dossier d'autorisation de création, sous la forme des doses maximales acceptables pour le personnel et pour le public dans les différentes situations, normale, incidentelle, accidentelle. Pour les respecter, les **principes généraux de sûreté** suivants sont appliqués :

- Protéger les personnes et l'environnement du risque nucléaire
- Se prémunir contre les incidents et accidents
- Gérer les situations d'urgence

ce qui se fait par application du principe de défense en profondeur, notamment par des barrières de confinement successives, et par la démarche de radioprotection dite ALARA, i.e. aussi bas que possible.

Enfin, l'analyse de sûreté conduite par l'opérateur lui a permis d'identifier les fonctions importantes pour la sécurité, mais aussi **les équipements importants pour la sécurité (EIS)**. L'ensemble des structures, des systèmes et des composants ont donc été classés en fonction de leur importance pour la sécurité :

- Les EIS 1 sont ceux qui servent à mettre l'installation en état sûr et à l'y maintenir

- Les EIS 2 sont ceux qui servent à prévenir, détecter ou limiter les incidents ou accidents, sans être nécessaires à la mise en état sûr de l'installation

D'autres enfin peuvent avoir un lien avec la sûreté, sans que leur défaillance n'engage aucune fonction de sécurité.

PREPARATION ET ORGANISATION DE L'ENQUETE

1 ORGANISATION

1.1 DESIGNATION DE LA COMMISSION D'ENQUETE

Par décision n° E11000025/13 du 2 mai 2011, le président du tribunal administratif de Marseille a désigné une commission pour procéder à une enquête, sur la demande d'autorisation de création d'Installations Nucléaires de Base ITER ;

Cette commission est composée de la manière suivante :

MM André Grégoire, président, Arnaud d'Escrivan, Jean-Marie Partiot, Michel Thibault, François Coletti, membres titulaires, et Guy Dabadie, membre suppléant. En cas d'empêchement du président, la présidence de la commission serait assurée par M. Arnaud d'Escrivan. M. André Grégoire a assuré cette mission, et son remplacement n'a pas eu lieu.

M. Guy Dabadie, aurait remplacé l'un des membres titulaires en cas d'empêchement. Ce remplacement n'a pas eu lieu. Cependant, afin d'assurer l'éventuelle continuité, M. Guy Dabadie a assisté à diverses réunions de la commission d'enquête.

1.2 ORGANISATION GENERALE DE L'ENQUETE

Après une première séance de travail à la préfecture des Bouches-du-Rhône, le 9 mai 2011, la commission d'enquête a pris connaissance de l'ensemble du dossier.

Les 12 et 18 mai 2011, elle s'est à nouveau réunie, afin d'organiser le déroulement de l'enquête publique, les contacts préalables, et la visite des lieux.

Le 18 mai également, la commission a été reçue par le secrétaire général de la préfecture des Bouches-du-Rhône, et le président du tribunal administratif de Marseille, qui ont respectivement exposé l'objet de l'enquête.

Les 6 et 7 juin 2011, la commission a été reçue par IO pour une présentation du projet.

Le 8 juin 2011, un membre de la commission a assisté à la conférence de presse organisée à Marseille par l'Autorité de sûreté nucléaire, sur le bilan 2010 de la division de Marseille, afin de mieux connaître les méthodes de travail de l'ASN et les centres d'intérêt des médias.

Le 1^{er} juillet 2011, les membres de la commission ont rencontré les responsables sûreté d'IO, afin de faire le point sur les premières remarques du public et les différentes questions.

Les 17 juin et 21 juillet 2011, la commission a participé, en tant qu'auditeur, aux travaux de la CLI-ITER

Le 11 juillet 2011, une prolongation de l'enquête de 15 jours a été décidée par arrêté interpréfectoral n°2011/1245/INB.

Le 27 juillet 2011, la commission d'enquête s'est rendue dans les locaux de l'ASN, afin d'échanger sur quelques remarques.

Du 15 juin au 4 août 2011, l'enquête s'est déroulée conformément aux deux arrêtés.

La commission s'est de plus réunie environ toutes les semaines notamment pour faire le point des observations portées à sa connaissance et préparer, sur la base des éléments figurant au dossier et au RPrS, une liste de questions à remettre aux responsables d'IO.

1.3 L'INFORMATION DU PUBLIC

Conformément aux arrêtés interpréfectoraux 2011/200/INB du 23 mai 2011 et 2011/1245/INB du 11 juillet 2011, l'avis d'Enquête a été publié par la préfecture des Bouches du Rhône le 26 mai 2011 dans La Provence, « édition Alpes de Hautes Provence », « édition Bouches du Rhône » et « édition Vaucluse », dans Var Matin, et dans La Marseillaise « édition Alpes de Hautes Provence », « Bouches du Rhône », « édition Var » et « édition Vaucluse ».

Le 30 mai 2011, une nouvelle publication dans la Marseillaise édition Var a eu lieu, pour tenir compte d'une coquille rédactionnelle de leur part sur la personne du signataire.

Enfin le 27 mai 2011, parution de l'avis d'enquête dans Le Monde et le Figaro (Copies en annexe)

Une deuxième publication a eu lieu le 16 juin 2011 dans La Provence (Vaucluse), Var Matin (Var), La Provence (Alpes), La Provence (Bouches du Rhône) et le 17 juin 2011 dans La Marseillaise (Var), La Marseillaise (Alpes), La Marseillaise (Vaucluse), La Marseillaise (Bouches du Rhône) (Copies en annexe).

Par ailleurs l'affichage dans chaque Mairie a été réalisé comme les membres de la commission ont pu le constater.

Enfin, un téléphone (04.42.17.66.66) et une adresse mel (enquetepublique@iter.org), signalés sur l'arrêté, étaient à la disposition du public pour toutes informations concernant le rapport préliminaire de sûreté.

Conformément à la réglementation, l'avis de prolongation d'enquête a été mis en ligne sur les sites suivants :

- <http://www.paca.pref.gouv.fr/L-Etat-et-la-securite/La-securite-civile/La-prevention/La-prevention-des-pollutions-risques-et-nuisances-des-infrastructures-civiles-et-militaires/Les-Installations-classees-pour-la-protection-de-l-environnement-ICPE>
- <http://www.jouques.fr/CEA-Cadarache-ITER/avis-douverture-denquete-publique-autorisation-de-creation-de-linstallation-nucleaire-de-base-Iterr.html>
- <http://www.cli-cadarache.fr/www/fr/accueil/actualites.aspx>
- <http://www.itercad.org/>
- <http://www.iter.org/fr/ep>
- <http://www.alpes-de-haute-provence.pref.gouv.fr/pages/themes/environnement/index.html>
- <http://www.vaucluse.pref.gouv.fr/spip.php?article1751>
- http://www.var.pref.gouv.fr/action.php3?id_article=2325

1.4 LES PERMANENCES DE L'ENQUETE

Cette enquête publique, a eu lieu sur le territoire de douze communes relevant des départements des Bouches-du-Rhône (Saint-Paul-Lez-Durance, Jouques), du Var (Rians, Vinon-sur-Verdon, Ginasservis, Saint-Julien-le-Montagnier), de Vaucluse (Beaumont-de-Pertuis, Mirabeau) et des Alpes de Haute Provence (Gréoux-les-Bains, corbières, Sainte-Tulle, Manosque).

Les registres d'enquête publique ont été ouverts et signés par les maires des communes concernées. Les pièces du dossier d'enquête publique ont été déposés avec les registres d'enquête à feuillets non mobiles, côtés et paraphés par le président de la commission d'enquête ou un membre de celle-ci, pendant 51 jours (durée initiale 36 jours et prolongation de 15 jours de l'enquête), afin que chacun puisse en prendre connaissance pendant les jours et heures habituels d'ouverture au public et présente ses observations, appréciations, suggestions et contre-propositions et les consigne sur le registre prévu à cet effet.

Les permanences fixées et annoncées par les arrêtés interpréfectoraux sont détaillées en annexe 23.

2 CONCERTATIONS ET VISITES PREALABLES

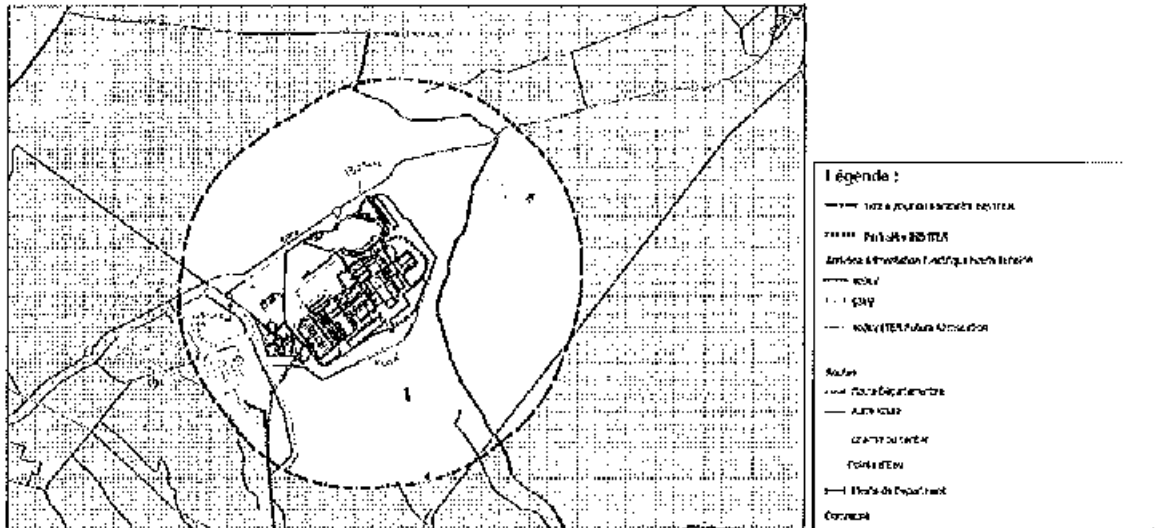
2.1 PRESENTATION DU PROJET PAR « ITER-ORGANIZATION »

Le 6 juin 2011, la commission a été dans un premier temps reçue par le CEA-Cadarache, afin de participer à une présentation du Tokamak « Tore Supra », et d'aborder la problématique « fusion ».

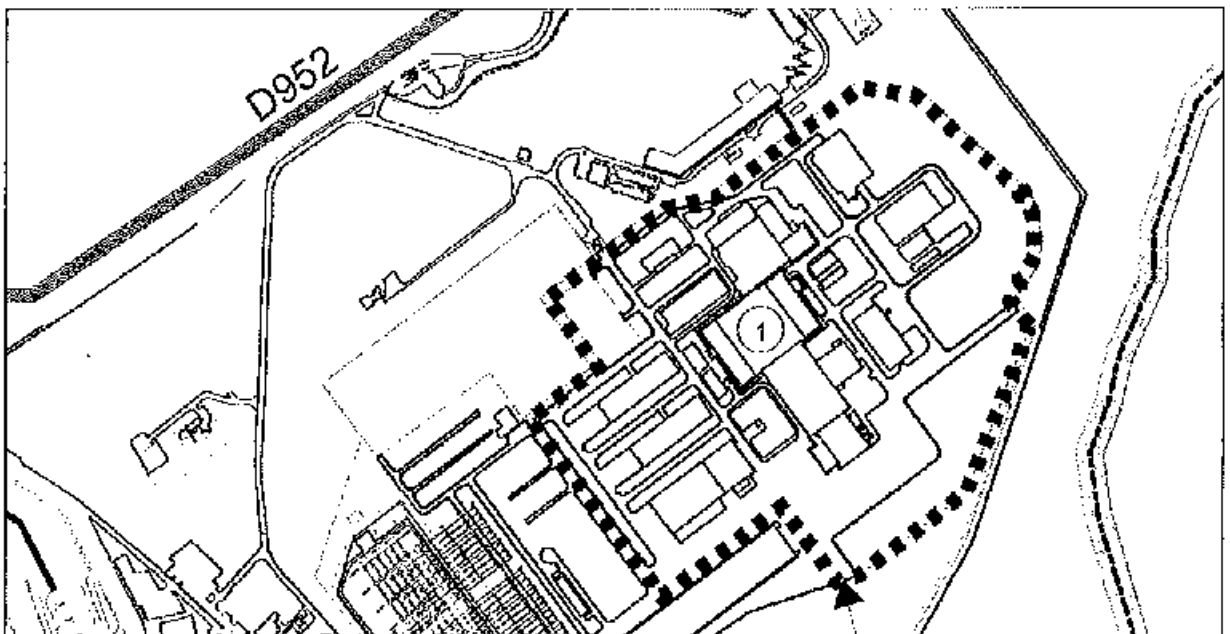
Le 7 juin 2011, Monsieur Carlos Alejaldre (Deputy Director General, Safety, Quality and Security Department), et Madame Joëlle Elbez-Uzan (Nuclear Safety and Environment Division) ont détaillé le projet aux membres de la commission d'enquête, et répondu à leurs questions.

2.2 VISITE DU SITE

Le 7 juin 2011, tous les membres de la commission ont effectué une visite du site. La commission a pu constater qu'un certain nombre de travaux avaient commencé, hors périmètre INB. Seule, dans le cadre de l'INB, l'excavation a été réalisée, conformément au permis de construire.



Implantation ITER



Périmètre de « l'INB ITER »

2.3 RENCONTRES AVEC LES MAIRES

A l'issue de la présentation de « Tore Supra », le 6 juin 2011, Monsieur Osamu Motojima, Directeur général « d'ITER International Fusion Energy Organization » a exposé le projet aux maires des communes voisines, en présence de tous les membres de la commission d'enquête. A cette occasion, le président de la commission d'enquête a rappelé les rôles et attributions de celle-ci, et les conditions du déroulement de la réception du public. Il a également proposé la possibilité d'organisation d'une réunion publique ; l'ensemble des maires a émis un avis négatif à l'organisation d'une telle rencontre.

DEROULEMENT DE L'ENQUETE

1 CONTROLES DES PIECES

1.1 INFORMATION DU PUBLIC

Au cours de l'enquête, chaque commissaire enquêteur s'est assuré de la présence et de la conformité de l'affichage. Aucune anomalie n'a été relevée.

1.2 OUVERTURE DES REGISTRES D'ENQUETE

Comme le prévoit l'arrêté interpréfectoral, les registres ont été ouverts par les maires de chacune des communes concernées.

2 PROLONGATION ET ARRETE

Une prolongation d'enquête de l'enquête de 15 jours a été décidée par arrêté interpréfectoral n°2011/1245/INB du 11 juillet 2011, afin de permettre à un maximum de personnes de s'exprimer. De nouvelles permanences (précisées en annexe 23) ont été fixées et tenues.

3 PERMANENCES

Toutes les permanences prévues dans l'arrêté initial et celui traitant le la prolongation, ont été tenues (voir annexe 23). Deux incidents sont à signaler (voir 4.2)

4 CLIMAT

4.1 GENERAL

Bien que l'enquête ait paru intéresser à des degrés divers les différentes mairies ressortissant au périmètre d'icelle, l'accueil réservé aux commissaires enquêteurs a été dans l'ensemble satisfaisant, et les dispositions prises ont permis qu'elle se déroule le plus correctement possible. Dans un premier temps, cette enquête s'est déroulée sereinement, et aucun incident particulier n'est venu perturber son cours. Le public, peu nombreux, a posé néanmoins des questions pertinentes, amenant la commission à se réunir régulièrement, et à solliciter « ITER-organization », pour obtenir des réponses. Celles-ci seront mentionnées et traitées dans le présent rapport. Les mairies de Saint-Paul-lez-Durance et Manosque ont reçues le plus de visiteurs. Deux incidents sont à signaler les 11 et 20 juillet 2011.

4.2 INCIDENTS

Le lundi 11 juillet 2011, lors de la permanence de l'après midi à Saint –Paul-lez-Durance, le commissaire enquêteur a échangé pendant plus d'une heure avec le "conseiller scientifique" de plusieurs association, arrivé en avant garde. Cet entretien a donné lieu de la part de ce dernier à un compte rendu sur son blog s'écartant sensiblement de la réalité des propos tenus par le CE. Sont ensuite arrivés quatre membres des association « Médiane Pertuis » et « Bioconsom'acteurs Provence », dont deux responsables, accompagnés d'une cinquième personne porteuse d'une caméra vidéo, ce qui a amené le CE a refuser d'être filmé. Il a ensuite été interviewé bien au delà de la fin de la permanence ; le maire a donc dû intervenir pour mettre fin à l'entretien, afin que le personnel municipal puisse fermer les locaux et partir.

Le mercredi 20 juillet, en Mairie de Manosque, suite à incident de trajet, le commissaire enquêteur est arrivé à sa permanence à 14H30 au lieu de 14H00. Cinq personnes étaient déjà présentes. Quatre d'entre elles ont inscrit ce retard sur le registre d'enquête. Après avoir demandé de bien vouloir l'excuser pour ce retard indépendant de sa volonté, le commissaire enquêteur a néanmoins pu répondre aux questions et remarques des personnes précitées, pendant trente minutes pour les uns, et une heure quinze minutes pour les autres. La cinquième personne, jugeant les quatre intervenants trop bruyants, a préféré quitter la permanence, et s'est rendu dans une autre commune, où un autre commissaire enquêteur l'a accueilli.

Après leur départ, d'autres personnes se sont ensuite présentées, et ont été reçues jusqu'à 17H30.

5 CLOTURE DE L'ENQUETE

Les dossiers ont été clôturés par les maires des communes concernées. Les membres de la commission d'enquête ont pris en charge la récupération de ceux-ci, afin de gagner du temps pour leur exploitation.

Il est à signaler toutefois que l'ensemble des certificats d'affichage n'ont pu être fournis d'emblée, et qu'il a fallu, à maintes reprises, demander l'obtention desdits documents manquants.

LES OBSERVATIONS

1 BILAN STATISTIQUE

Au total 10 606 personnes se sont manifestées.

1.1 ELEMENTS TIRES DES REGISTRES

79 personnes ont inscrit des observations sur les registres déposés dans les douze mairies à cet effet (voir ci-dessus paragraphe 1.1). Il existe une parfaite égalité (35/35) de positions favorables et défavorables ; en revanche, 9 personnes n'ont pas exprimé d'avis sur le projet ITER (voir tableau en annexe 26), mais demandé des informations complémentaires.

1.2 ELEMENTS STATISTIQUES TIRES DES CORRESPONDANCES ET COURRIERS

2796 personnes ont, soit adressé à la commission d'enquête une lettre particulière, soit ont signé un document émanant d'une association ou d'un groupement. Il y a lieu à ce chiffre de rajouter les 7731 pétitionnaires « CYBER@CTEURS » cités en ANNEXE 28 (tome 7 des annexes), soit au total 10 527 personnes. Les observations telles qu'elles ont été formulées sont annexées au rapport. Les pétitions sont regroupées en 11 catégories, et figurent en annexe 28, modèles 1 à 11.

La quasi-totalité des correspondances reçues, émanent de représentants d'associations, et de leurs sympathisants, qui manifestent une position anti-nucléaire.

Quelques avis favorables ont été enregistrés en nombre très limité.

27 correspondances ont été reçues hors délai (dont la dernière provenant de Saint-Petersbourg) au siège de l'enquête ; elles n'ont donc pas pu être prises en compte. L'ensemble des correspondances et courriers sont regroupés en annexe 28.

1.3 LISTE DES ASSOCIATIONS ET GROUPES D'ELUS

- Action environnement
- Action-environnement Aveyron
- Agir santé environnement
- Antinucléaire 13
- Apt initiative environnement
- Arc environnement
- Association des libres penseurs de France
- Association OIKOS KAI BIOS
- Association pour la promotion des techniques écologiques
- Association Santé environnement
- Association Val de Durance environnement
- Attac sud Luberon
- Bioconsom'acteurs Provence
- Collectif antinucléaire 13
- Collectif de scientifiques
- Comité défense environnement Jouques Peyrolles
- Commission de recherche et d'information indépendante sur la radioactivité
- Confédération paysanne
- Conseil municipal de Vinon-sur-Verdon
- Conseiller régional PACA
- UDVN-FNE 04, 13, 84
- Energie renouvelable écologie
- Europe écologie les verts 04

- Europe écologie les verts, du Conseil régional PACA
- Europe écologie les verts, du Conseil régional Picardie
- Europe écologie les verts, du Conseil régional Aquitaine
- France nature environnement
- Greenpeace Douai
- Groupe Europe écologie les verts
- Les alternatifs
- Les amis de la Capude
- Mairie de Chambéry
- Mairie de Saint-Paul-lez-Durance
- Médiane
- Médiane Pertuis
- Nouveau parti anticapitaliste
- Observatoire régional de santé
- Parti occitan-Provence
- Pays d'Aix écologie
- Réseau objection de croissance des Alpes-Maritimes
- Sortir du nucléaire
- Stop ITER
- Stop pollution
- Union régionale vie et nature

2 ANALYSE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES

Les observations ont été examinées et les arguments avancés ont été regroupés suivant divers thèmes.

2.1 OBSERVATIONS SUR L'ENQUETE PUBLIQUE

Il ressort de ces observations que le projet n'est pas en état d'être soumis à l'enquête publique, que cette enquête arrive trop tard, sa tenue mal placée et sa durée trop courte, et que quelles qu'en soient les conclusions l'autorisation sera donnée.

- CONFIANCE

Cette enquête publique relative à la demande d'autorisation de l'INB est une pièce du puzzle d'enquêtes publiques et autres procédures administratives concernant les diverses parties du projet ITER ; ce découpage empêche une vision d'ensemble.

Il y a déjà eu un manque de transparence envers les citoyens : l'étude d'impact du défrichement n'a jamais été accessible au public, l'avis très défavorable du conseil national de protection de la nature n'a pas été pris en compte.

Le dossier du débat public organisé par la CNDP en 2006, relatif à l'impact sur la flore et la faune, disait que des mesures spécifiques seraient prises et que les 6 espèces protégées feraient l'objet d'une attention particulière ; or, une fois des dizaines d'hectares déboisées, ITER en 2008 a dit avoir besoin d'une dérogation préfectorale acceptant la destruction passée et future d'espèces protégées (36 animales et 5 végétales)

- UTILITE

La commission d'enquête, comme les citoyens et les députés européens sont mis devant le fait accompli, avec une enquête publique qui a lieu alors que l'école internationale fonctionne, les infrastructures du site, notamment la plate-forme obtenue après destruction de la forêt, les voies, les réseaux et les bassins, sont

faites, la route permettant le transport de composants a été mise au gabarit et que plusieurs bâtiments liés au projet ITER, et même la structure support de l'INB, sont déjà en cours de construction ; dans ces conditions, peut-on imaginer que cette autorisation ne soit pas donnée, quel que soit l'avis de la commission d'enquête qui ne sert qu'à respecter la réglementation ?

Malgré tout les commissaires enquêteurs ont quand même la possibilité d'émettre un avis défavorable ou des réserves obligeant IO à revoir le projet.

- ETAT DU PROJET

Suite à l'accident de Fukushima, dans le cadre des « stress-tests », l'ASN doit réévaluer la sûreté des installations nucléaires à partir des rapports des exploitants eux-mêmes, ITER a jusqu'à l'automne 2012 pour rendre le sien, mais les travaux continuent et on ne peut pas exclure que des modifications de parties construites pourraient s'avérer nécessaires

On ne peut pas juger du projet car on n'a pas tous les éléments en main, car les études sur les matériaux et sur le système de détritiation ne sont pas finies.

Il aurait fallu attendre tout cela avant de faire l'enquête publique.

- TERRITOIRE CONCERNE

L'enquête publique n'aurait pas dû être limitée à la zone des 12 communes, alors que l'ensemble des contribuables de PACA a participé au financement du projet et que ses habitants pourraient en subir des conséquences éventuelles.

- PERIODE DE TENUE ET DUREE

Cette période de vacances n'est pas propice pour la tenue de cette enquête publique ; de ce fait, et compte-tenu du volume du dossier, il faut la prolonger jusqu'au 15 septembre 2011.

2.2 OBSERVATIONS DEFAVORABLES AU PROJET

Il ressort de ces observations que ce projet est cher, injustifié, mal préparé, dangereux du point de vue de la sûreté et de la contamination environnementale, inutile et qu'il retarde le recours inéluctable aux énergies renouvelables.

- DOSSIER

Il est difficile de lire et de comprendre cet imposant dossier ; on ne peut en connaître que ce que les experts en disent. Une trop faible part du dossier est laissée à l'information de caractère scientifique, aussi trop de questions restent en suspens.

- JUSTIFICATION

- ***Choix de la production d'énergie par la fusion nucléaire***

Le projet ITER s'est toujours défini comme un programme politique, plus que comme un projet scientifique. Il s'agit d'un choix technocratique non validé par la communauté scientifique internationale, notamment par le prix Nobel de physique Japonais Masatoshi KOSHIBA ; Tchernobyl et Fukushima devraient faire réfléchir et inciter à ne pas faire ITER avec ses dangers nucléaires. Superphénix s'est révélé être un échec complet.

En 2004, DAUTREY, ancien haut commissaire à l'énergie atomique, disait dans « quelles énergies pour demain » que l'aboutissement d'un réacteur à fusion est hors de toute prévision humaine.

Les premières recherches sur la fusion datent de 1920, un siècle plus tard on sera encore sur un instrument de recherche et non de production ; les progrès de la recherche sont très lents, un grand pas a été fait dans les années 60 puis dans les années 80 avec le mode H du confinement, mais pour ce qui est de la puissance et de la durée de la décharge, ce sont les machines conçues dans les années 70 qui sont les références ; si tant est que cela aboutisse, la production électrique par

fusion arriverait trop tard pour jouer un rôle dans la lutte contre le changement climatique et la crise énergétique qui sont là ; de plus, rien n'indique que leur bilan complet ne sera pas producteur de CO₂.

Quand la production électrique par fusion sera opérationnelle, elle sera obsolète devant les énergies renouvelables ; il faut une politique ambitieuse de production d'énergie propre et décentralisée ; il vaudrait mieux investir tout cet argent, parallèlement aux économies intelligentes d'énergie, dans la mise en œuvre et le développement de procédés utilisant les énergies renouvelables, connus, qui ont fait leurs preuves et ne comportent pas les risques de ITER ; ce projet ne fait que retarder cela ; aujourd'hui, en Europe, et hors pétrole, 58% de l'énergie est produite d'une manière renouvelable, et 42% par les centrales à uranium.

L'électricité produite par fusion ne sera pas compétitive ; en 2003, deux spécialistes français de la fusion estimaient que le coût du kwh était de 1,5 à 2 fois celui de la fission, situé entre l'éolien et le solaire, qui eux ne produisent pas de déchets radioactifs, et depuis ces 2 derniers ont baissé, alors que le coût de ITER, qui n'est qu'une étape, a beaucoup augmenté.

La contestation a également porté sur le fait qu'il s'agirait de combustibles facilement disponibles ; or, il apparaît que le tritium ne se trouve qu'à l'état de traces et peut-être produit seulement par le lithium 7, présent à raison de 7,5% dans le lithium naturel, que l'on trouve dans les roches et l'eau de mer. Il est écrit aussi que « le bon isotope du lithium est celui de masse 6, seulement présent à 7,4% dans le lithium naturel, ce qui nécessitera une séparation isotopique ».

- **Choix de la machine**

ITER est-il déjà dépassé ? Le tokamak permettra de tester la fusion à 100 ou 150 millions de °C alors que des pays avec d'autres machines (Z-machines, par exemple) ont dépassé les 2,5 milliards de °C.

- **Choix de l'étape ITER du tokamak**

Elle n'a pour objet que de tester un point (gain >1) nécessaire à une hypothétique filière de production électrique, qui, de plus, ne se ferait que par bouffées. Ne seront pas résolus les problèmes de répétitivité, d'extraction de la chaleur produite et de durabilité des matériaux.

- Coût

Il a été largement sous-évalué au départ et il n'est pas maîtrisé, son prix a déjà triplé en période de restrictions budgétaires, c'est de l'argent public, qu'en dit la Cour des comptes ? On comble le trou financier, passage de 5 à 16 Milliards d'Euros, en utilisant le budget de l'agriculture ; c'est beaucoup d'argent pour une expérience aléatoire et dangereuse au détriment d'une sobriété énergétique et de solutions locales de sources d'énergie ; cet argent serait plus utile ailleurs, notamment pour résoudre le problème des déchets stockés. Si jamais l'enquête publique en cours invalide ou impose des corrections au projet, quel surcoût faudra-t-il encore payer ?

Qui va payer les surcoûts, vu la situation financière des USA et le coût de la reconstruction consécutif à la catastrophe subie par le Japon, la France pays hôte de ITER ?

- LIEU D'IMPLANTATION

Sur une double faille sismique et près du centre nucléaire de Cadarache dont certaines installations n'ont pas été conçues pour résister à un séisme ! Ne faudrait-il pas mettre ces installations aux normes en les remplaçant par de nouveaux bâtiments ?

- PREPARATION

Beaucoup d'autres études préalables auraient dû être faites sur la tenue des matériaux sous bombardement neutronique et sur le système de détritiation, notamment sur JET ; le laboratoire Japonais IFMIF qui devait étudier le comportement du Béryllium sous bombardement de neutrons de 14 MeV n'a pas vu le jour.

Fukushima va-t-il retarder la livraison des pièces que doit fournir le Japon ?

- IMPACTS

• Impacts en situation normale

Il ressort qu'il existe sur ce projet des incertitudes sur les quantités d'eau utilisées et les rejets d'effluents liquides et gazeux, ainsi que sur les conséquences sur l'environnement et la santé publique.

Rejets de tritium dans l'atmosphère et les cours d'eau

Le tritium utilisé dans la phase nucléaire, très toxique et radioactif, peut rentrer dans la chaîne alimentaire sous forme d'eau tritiée, se fixer sur l'organisme entraînant lésions et mutations de l'ADN, les conséquences sont sous-estimées d'après le livre blanc du tritium de l'ASN ; synthétisé à grands frais dans des réacteurs nucléaires spécifiques, il devra être fabriqué in situ dans DEMO ce qui n'a jamais été testé ; les études concernant son confinement et son relâchement ne sont pas assez complètes alors que la construction est en cours ; le dossier du débat public indiquait un rejet maximal de tritium à la cheminée de 0,25 g/an, on donne maintenant 10 fois plus, peut-on faire confiance ?

Le système de détritiation, consistant à arrêter 99% du tritium gazeux émis et à en recycler plus de 90%, a été testé à l'état de prototype, comme signalé par l'Autorité environnementale, mais doit faire l'objet de développements complémentaires pour entrer en service en 2025 (phase nucléaire).

Il faut une gestion réaliste des quantités de tritium effectivement dégagées par l'entité et une évaluation correcte de leur dispersion dans l'environnement.

L'irradiation maximale évaluée par ITER à environ 2 microSv/an pour un adulte à Saint Paul, est à rapprocher de la limite réglementaire de 1 milliSv/an, soit le double **(Remarque de la commission : attention confusion dans l'interprétation des unités!)**, ce qui fait douter du fait que ITER dit que les impacts radiologiques sont négligeables ; qu'en est-il pour les enfants ?

Il faut mener des études complémentaires avant de continuer le projet.

Divergences de vues entre scientifiques sur le tritium ; dans « le livre blanc » 2 scientifiques estiment que le risque est sous-évalué et que le facteur de pondération pour tenir compte de sa dangerosité devrait être de 5 et non de 2.

Poussières de Béryllium

Il représente 70% de la paroi interne, soit 16 t, et il est intéressant car il est peu érodé par les lignes de champ magnétique, mais il fond à 1287 °C, alors que le plasma devra être à des dizaines de millions de degrés.

Ses poussières sont toxiques et cancérigènes ; l'étude d'impact indique une émission uniquement par voie atmosphérique inférieure à 1,5 g/an en phase d'exploitation, valeur très réduite qui surprend, et il n'y est pas fait mention d'une libération plus élevée lors d'une maintenance robotique à l'intérieur du tokamak ; le Béryllium n'apparaît pas dans la liste des nucléides gazeux émis.

Phénomènes naturels

Même si ITER n'est pas en zone Natura 2000, les rejets de ses bassins versants 1 et 2 sont situés dans les ZPS et SIC de la Durance et leurs impacts sur cette zone ne sont pas suffisamment analysés

En cas de pluie et de pollution simultanée, le bassin de stockage pourra être insuffisant ; l'autorité environnementale signale que pour les précipitations d'importance plus que centennale, la probabilité d'occurrence d'une inondation par ruissellement est de l'ordre de 30% et de nature à aggraver les dommages

Eau

Il faut réduire les quantités d'eaux consommées

Déchets radioactifs

30 000 t de déchets radioactifs pour 400 à 800 ans seront stockés sur place après le démantèlement. L'installation produira 80 m³/an de déchets TFA, 206 m³/an de déchets FMA-VC ainsi que 1100 t de déchets MA-VL et 62 t de déchets

purement tritiés sur 20 ans. Est-il supportable de laisser à la charge de nos enfants et aux générations futures la gestion d'un équipement dont nous ne savons pas gérer les déchets radioactifs ?

Economies

L'énergie dissipée et l'énergie solaire pourraient être récupérées et utilisées.

Consommation énergétique de ITER : citation, à différentes reprises, du livre de Mme C. LEPAGE « ITER consommerait 600 Gwh/an, soit la consommation électrique annuelle de 100 000 hbs ».

• Impacts en situation accidentelle

Généralités

Même si la probabilité d'un événement est très faible celui-ci peut se produire, et le projet a pu ne pas être dimensionné pour ce risque. Il faut prendre en compte les causes croisées, ce qui n'a pas été envisagé par la conception d'origine, qui peuvent s'ajouter pour avoir des effets graves, comme à Fukushima.

Il faut une gestion plus réaliste des incidents et des accidents envisagés (explosions et incendies).

Le Li-Pb, bombardé par les neutrons de fusion, permettra de tester la fabrication de tritium in situ ; le Lithium fond à 180 °C et se vaporise à 1342 °C, brûle dans l'air et explose au contact de l'eau ; il aurait fallu le tester sur JET avant de lancer le projet ITER.

Une enquête est toujours en cours sur les conséquences sanitaires de la contamination au tritium, de avril à novembre 2010, des populations de St Maur, Val de Marne, 94, suite à une grave erreur de manipulation du CEA de Valduc et à une erreur de stockage de produits radioactifs dans une entreprise de St Maur.

Refroidies à -270 °C, quelle sera la tenue des bobines supraconductrices sous bombardement neutronique, le prix Nobel de physique français Gilles de Gennes était très sceptique, car la couverture tritigène ne sera pas forcément étanche pour les neutrons ?

A quelques dizaines de centimètres de distance, il y a des températures de plusieurs millions de ° et des supraconducteurs à -270°C , équilibre instable qui devra être maintenu en présence de tritium.

Scénarii d'accidents

La perte de tout le réseau électrique s'est déjà produite à Cadarache et peut se produire pour ITER, les 2 lignes partent d'un même poteau, qu'est-il alors prévu ?

Le plasma est « canalisé » mais s'il y a une panne des aimants, la paroi sera volatilisée, or le béryllium est toxique et cancérigène.

Après une paroi de béryllium de 10 mm d'épaisseur, il y a une double circulation de Li-Pb et d'eau, le tout à $400 - 500^{\circ}\text{C}$, or, le lithium brûle dans l'air, explose au contact de l'eau et se combine à beaucoup de substances dont l'azote en formant des composés toxiques : la 1^{ère} paroi peut être endommagée par les transitoires de plasma provoqués par la perte radiative par rayonnement de freinage et libre-lié dû à l'ionisation partielle du tungstène du divertor, par le bombardement neutronique de 14 MeV ; il risque alors d'y avoir un contact eau-Lithium, ce qui entraînera une explosion.

Il existe un risque majeur avec l'enchaînement suivant : feu du Lithium, rupture de la paroi de séparation déjà fragilisée par le bombardement de neutrons, endommagement de l'aimant, vaporisation de l'hélium liquide, destruction de l'ensemble du générateur avec dispersion incontrôlable de produits radioactifs et toxiques, avec impacts sur la population, or, on ne sait pas éteindre les feux de lithium, ce scénario a-t-il été étudié ? Un accident de supraconductivité s'est produit au CERN en 2008 !

Les conséquences d'une inondation qui pourrait suivre une rupture du barrage de Serre-Ponçon, après un séisme, ne sont pas prises en compte ; même si ITER en hauteur ne risque rien, des installations du CEA pourraient être impactées et avoir des conséquences sur ITER ; le problème général des risques conjugués et des interactions avec les installations du CEA en cas de catastrophes naturelles (inondation, feu de forêt, séisme, ...) doit être pris en compte après Fukushima, comme recommandé par les rapporteurs de l'office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques qui demandent « d'imaginer des schémas

accidentels en cascade avec des interactions entre sites industriels voisins » (cf article du Monde sur la sûreté nucléaire du 2 juillet 2011).

Il n'est pas tenu compte des risques induits par une période de précipitations au-delà des centennales, qui peut se produire du fait du réchauffement climatique, mentionné aussi dans l'avis de mars 2011 de l'Autorité environnementale.

Il convient de préciser les quantités d'eau réellement disponibles pendant les périodes caniculaires, de plus en plus fréquentes du fait du réchauffement climatique.

Réunion

Une réunion avec des scientifiques d'ITER a été demandée.

2.3 OBSERVATIONS FAVORABLES AU PROJET

Il ressort de ces observations que le projet est justifié et même indispensable et qu'il ne présente pas de risques importants.

- DOSSIER

Il est complet et bien présenté ; vu la complexité et nouveauté du projet, le RPrS semble très bien élaboré.

- JUSTIFICATION

La création de l'INB est sous réglementation française ; le projet a été validé scientifiquement par l'expérience acquise dans des grands laboratoires internationaux ; la fusion est réalisable et des scientifiques pensent même qu'elle sera obtenue par le seul effet de taille par rapport aux tokamaks existants.

Le 30 juin 2006, il a reçu l'approbation du débat public qui a souligné les retombées socio-économiques régionales sans porter atteinte à la santé publique et a satisfait aux exigences de l'ASN après examen du RPrS ; il répond à l'exigence de

la loi TSN du 13/6/2006 et on admettra des dérogations aux règles pour les appareils nucléaires sous pression à cause de l'originalité des matériaux et des dispositifs avancés hors normes établies.

C'est un projet passionnant et une avancée scientifique majeure vers la création d'une nouvelle énergie sûre et peu polluante qui enrichira le mix énergétique nécessaire au développement de l'humanité, le besoin énergétique de la planète augmentant exponentiellement ; cette énergie inépuisable assurera l'indépendance énergétique de chaque pays, ce qui fera décroître leurs tensions.

Il y a, et cela va se poursuivre, d'importantes retombées économiques pour la France et pour la région, qui va être dynamisée : création d'emplois pour ITER et pour les entreprises sous-traitantes, et de nouvelles infrastructures : routes, hôpitaux, école internationale.

C'est un investissement nécessaire.

Il ne faut pas retarder un avis favorable sous des prétextes marginaux qui ferait dériver les coûts sans gain en sûreté ; l'accord international du 21/11/2006 doit sortir renforcé par un avis très favorable à la création de l'INB.

- IMPACTS

L'étude d'impact montre qu'en situation normale, des soins exceptionnels ont été pris pour la protection de l'environnement, et l'étude de maîtrise des risques prouve la prise en compte exhaustive des risques externes, feu de forêt, inondation, chute d'aéronefs, séisme historiquement vraisemblable, et internes nouveaux, feu de Lithium, effet des neutrons de haute énergie sur les matériaux ; l'avis du 23 mars 2011 de l'Autorité environnementale sur les hypothèses retenues sur les déchets produits en exploitation, n'aura d'effet qu'à partir de la mise en service en 2016 et au démantèlement en 2040 ; il est délicat de formuler des options fiables en raison des variantes susceptibles d'apparaître au fur et à mesure des expérimentations et des visites décennales et il en est de même pour la détritiation en cours de développement.

ITER est une installation peu polluante qui ne créera pas de déchets de haute activité à vie longue et générera peu de rejets radioactifs ; le tritium, même en utilisant les critères proposés lors du débat organisé par l'ASN (livre blanc) reste le radionucléide ayant la plus faible radioactivité sur la terre ; de plus, c'est la 1^{ère} installation au monde à mettre en place un dispositif de filtration ; les impacts seront insignifiants pour la population.

Bienfaits économiques (emplois), sociaux, techniques, scientifiques (vers la création d'une nouvelle énergie sûre, peut-être par simple effet de taille, et peu polluante) pour la région, la France et les générations futures.

Enrichissement culturel : intégration de nouvelles nationalités de travailleurs.

ITER est une étape décisive vers la maîtrise de l'énergie en démontrant sa faisabilité ; il s'agit de répondre aux besoins toujours croissants d'énergie, alors que les réserves d'énergies fossiles s'amenuisent, lesquelles, de plus, émettent des gaz à effet de serre qui bouleversent les équilibres climatiques et mettent en péril notre environnement.

Il ne faut pas arrêter le programme ITER relatif à cette nouvelle source d'énergie, ceci dans l'intérêt des générations futures.

2.4 OBSERVATIONS SANS OPINION

On y trouve des demandes de renseignements et des suggestions.

- DOSSIER

L'installation ITER a-t-elle une organisation qualité ? Y a-t-il un contrôle qualité pour les pièces fabriquées à l'étranger (prestataires, bureaux de contrôle).

Il est souhaité 2 schémas supplémentaires : celui des zones où ralentissent les neutrons, qui s'activent et s'échauffent, et celui de l'évacuation de chaleur par l'eau primaire dans ces zones.

ITER étant une INB française, l'assurance qualité doit suivre la réglementation française. Chaque fabricant doit être audité, en principe avant la signature, et montrer qu'il est en « compliance », et ITER-Qualité doit être assez « musclé » afin de répondre à toutes les exigences de l'ASN dans ce sens. Cela aurait dû/pu être mieux démontré dans un chapitre spécifique, car les explications données, sous le paragraphe 1.2.4 (pièce 7), sont un peu maigres.

- CLITER

Elle doit faire un suivi des évolutions du projet pour ses aspects financier, organisationnel et matériel.

3 REPONSES DE IO AUX OBSERVATIONS

3.1 REUNIONS AVEC IO

La commission d'enquête a tenu avec les responsables d'IO cinq réunions de travail aux fins d'examiner les questions soulevées tant par les observations formulées par le public, que par ses propres interrogations. Cette manière de travailler a été utilisée tout au long de l'enquête et après la clôture d'icelle.

La commission se plaît à souligner que leurs interlocuteurs, M. Carlos Alejaldre (Deputy Director General, Safety, Quality and Security Department) et Mme Joëlle Elbez-Uzan (Nuclear Safety and Environment Division) ont fait preuve d'une parfaite disponibilité et ont été soucieux d'apporter les explications détaillées demandées.

Il a été tenu, par ailleurs, une réunion de travail avec IO au cours de laquelle ont été présentées l'ensemble des observations reçues et les pièces annexées.

3.2 LES REPONSES D'IO

3.2.1 Justification

JUSTIFICATION DE ITER

Voir, entre autre, la lettre de M. CUSTAUD reçue à la mairie de Saint-Paul-lez-Durance le 28 juin 2011, et concernant la fusion comme source de production d'énergie. Du fait du temps très important nécessaire pour produire de l'électricité à partir de la fusion, en supposant que cela aboutisse et sans évoquer le prix de revient (ITER puis DEMO, puis PROTO et enfin centrales de production) le nucléaire (en particulier si le problème des déchets n'est pas durablement résolu) ne sera-t-il pas obsolète au profit des moyens de production d'énergies renouvelables ?

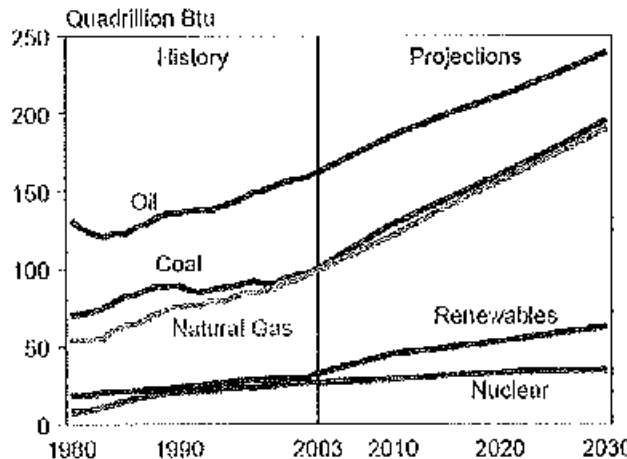
Réponse d'ITER :

De nos jours, l'analyse globale des sources d'énergie primaires ne peut que se situer dans un contexte mondial et international. Il faut également tenir compte de la production des combustibles fossiles. Vu la croissance des demandes énergétiques qui sont envisagées dans les prochaines années, il est clair que la consommation d'énergie provenant de sources non renouvelables augmentera.

Le rôle de l'énergie renouvelable augmentera certes, mais ne pourra pas compenser à elle seule la demande internationale. La courbe de la figure 1 montre que le nucléaire de fission se stabilise, cependant le challenge d'ITER est, à l'horizon de 2030, de démontrer que la fusion peut remplacer les demandes en remplaçant le pétrole le gaz et le charbon. La figure 2 montre que justement à l'horizon de 2030 la chute de la production énergétique provenant des combustibles fossiles et du nucléaire de fission devra être compensée par des solutions de production primaire que les renouvelables à elles seules ne pourront pas compenser. C'est l'objectif visé par le programme de fusion international et validé par tous les pays membres d'ITER, représentant 50% de la population mondiale.

Figure 1: Evolution mondiale de la consommation énergétique de 1980 à 2030 de production mondiale

Figure 10. World Marketed Energy Use by Fuel Type, 1980-2030

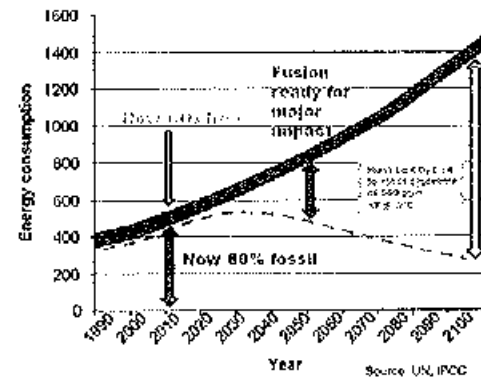


Sources: History: Energy Information Administration (EIA) International Energy Annual 2003 (May-July 2005), web site www.eia.doe.gov/total. Projections: EIA, System for the Analysis of Global Energy Markets (2008).

Figure 2: prévision de consommation énergétique d'origine fossile.

Source International Institute for Applied Systems Analysis (IIASA)

Exajoules



1 Quad Btu= 1,055 EJ

En absolu, sans les combustibles fossiles, la figure 1 montre pour 2010 une consommation d'énergies renouvelables qui représente environ 60% face au nucléaire de fission 40%. Les renouvelables représentent sur cette courbe 10-15% de la consommation totale. La fusion est appelée à aider à combler les 80% restant

LA FUSION PAR TOKAMAK :

voir aussi l'observation de M. Xavier LAFONT fait sur le registre déposé à la mairie de Saint-Paul-lez-Durance en juin 2011). Les Z-machines(Z-Pinches) dans lesquelles on a atteint des températures de plusieurs millions de degrés ou d'autres machines utilisant d'autres types de confinement de plasma permettraient-elles d'aboutir plus rapidement et à moindre coût ?

Réponse d'ITER :

ITER est un tokamak car les recherches internationales en fusion magnétique ont démontré que sur un tokamak on a atteint les conditions du critère de Lawson pour la fusion

$$n T_E > 10^{21} \text{ (keV m}^{-3} \text{ s) avec T de l'ordre de 10 à 20 keV}$$

Autrement dit, sur les tokamaks existants, les résultats des recherches scientifiques et publiés dans des journaux scientifiques et revues par des experts indépendants, ont montré que les 3 paramètres densité, température et temps de confinement de l'énergie ont été atteints. Ceci de façon simultanée pour JET et TFTR, et indépendante sur les autres tokamaks (voir tableau 1). Les tokamaks sont les seules machines qui ont démontré qu'elles peuvent produire de l'énergie à partir des réactions de fusion. Pour cela il faut donc arriver à confiner efficacement (τ_E , à ne pas confondre avec la durée de la décharge) un plasma suffisamment chaud (T) et suffisamment dense (n). Les expériences reportées sur les tokamaks ont permis d'établir les lois d'échelle pour atteindre des temps de confinement de l'énergie qui permettent d'atteindre la fusion. De la même façon la densité des ions et des électrons a été maîtrisée et les profils nécessaires pour obtenir des scénarios optimum de fusion ont été établis notamment sur JET (EU), DIII-D (US), ASDEX (Allemagne)

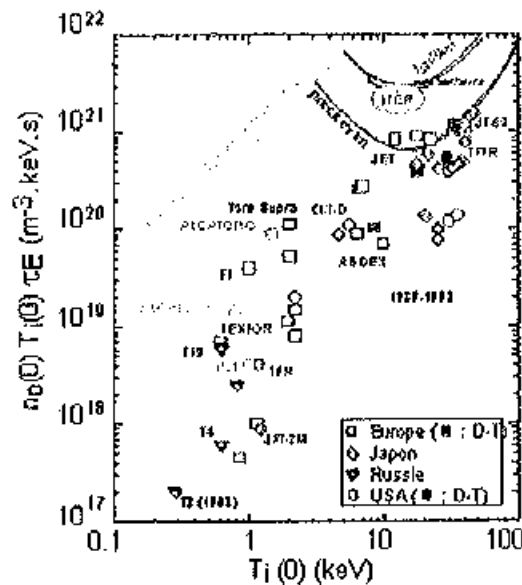


Figure 3 : Progression dans l'obtention du critère de Lawson depuis les années 80.

Les bases scientifiques et techniques pour concevoir ITER comme un tokamak étaient clairement établies en 2001, les données scientifiques d'ITER ont été publiées sur le journal International Nuclear Fusion, Vol. 41, (publication scientifique sous l'égide de la IAEA).

D'autres options de machines de fusion seront possibles lorsque l'évolution de la recherche dans leurs cas aura atteint le même niveau de définition et de performance que les tokamaks. En particulier les stellarators suivent les pas des tokamaks et une machine sera bientôt achevée à Greifswald en Allemagne, avec un financement de 45% par l'Union européenne. D'autres stellarators ou similaires (torsatron, heliac, heliotron) existent dans la communauté de fusion : le LHD au Japon, le TJ-II en Espagne, le CHS aux US. Les tokamaks sphériques sont aussi en développement STAR, SMART, NSTX.

Les Z-pinches sont aussi des options à configuration magnétique aussi complexe que toutes les machines à fusion magnétique, à cela il faut ajouter que dans ce type de dispositif la fusion serait atteinte par ignition d'une capsule de Deutérium –Tritium. Le contrôle de l'injection des capsules DT est un des problèmes majeurs de la fusion inertielle.

Aucune de ces alternatives aux tokamaks n'a pu démontrer que le critère de Lawson était vérifié.

Tableau 1 : La liste des tokamaks ayant apporté un retour d'expérience sur les choix scientifiques et techniques d'ITER est longue.

Machines Tokamak	Pays	Rayon Min (m)	Elongation	Rayon Max. (m)	Courant Plasma (MA)	Champ (T)	Alimentation électrique (MW)	Démarrage	Commentaire
DIII-D	États-Unis	0,67	2,5	1,67	2,0	2,1	22	1987	DIII (1977-86)
TFTR	États-Unis	0,87	1,0	2,52	2,7-3,0	5,6	40	1982	1993 Réactions D-T 50/50, brèche du champ
ASDEX-U	Allemagne	0,4	1,7	1,65	0,4-1,4	2,8-3,5	18	1980-91	H-mode Divertor
JFT-2M	Japon	0,35	1,7	1,3	0,5	0,66-1,41	-	1983	X-point H-mode
TEXTOR	Allemagne	0,47	1,0	1,5	0,8	3,0	9	1983	H-mode
JET	U.E.	1,0	1,8	2,96	3,0-7,0	3,5 (2,8 - 4)	42	1983	Expériences D-T, télémanipulation
JT-60, JT-60U	Japon	0,65-1,0	1,6	3,2-3,3	4,5 - 6,0	4,4 (2,3-4,7)	40	1985-91	Scénarios Avancés relatifs au tokamak
Tore Supra	France	0,7	1,0	2,25	0,7-1,3	2,1-3,9	22	1988	Plasma longue durée, technologie de bobines supraconductrices
T-15	Russie	0,7	1,0	2,45	1,8	3,6	-	1988	Bobines supraconductrices
EAST	Chine	0,4	1,6-2	1,7	0,5	3,5	7,5	2007	Bobines supraconductrices
SST-1	Inde	0,2	1,9	1,1	0,22	3.	3.	2004	Bobines supraconductrices permanents
KSTAR	Corée	0,5	2	1,8	2,0	3,5	28	2008	Bobines supraconductrices
ITER	Internationale	2,0	1,75	6,2	15 (17)	5,3	73	2019	Réacteur expérimental avec supraconducteurs

Transport and Confinement Modelling and Database publié sur *Nuclear Fusion*, Vol. 39, No. 12.*

* Liste des auteurs: _ ITER Physics Expert Group on Confinement and Transport: M.Wakatani (Kyoto U., chair), V.S. Mukhovatov (ITERJCT, co-chair), K.H. Burrell (General Atomics), J.W. Connor (UKAEA, Culham), J.G. Cordey (JET), Yu.V. Esipchuk (Kurchatov Inst.), X. Garbet (CEA, Cadarache), S.V. Lebedev (Io_e Inst.), M. Mori (JAERI), K. Toi (NIFS), S.M. Wolfe

(MIT). ITER Physics Expert Group on Confinement Modelling and Database: J.G. Cordey (JET, chair), D. Boucher (ITER JCT, co-chair), A.N. Chudnovskii (Kurchatov Inst.), J.W. Connor (UKAEA, Culham), J.C. DeBoo (General Atomics), W.A. Houlberg (ORNL), S.M. Kaye (PPPL), Y. Miura (JAERI), Y. Ogawa (U. of Tokyo), M.V. Osipenko (Kurchatov Inst.), F. Ryter (IPP Garching), T. Takizuka (JAERI). Additional contributing authors: G. Bateman (Lehigh U.), G.Bracco (ENEA, Frascati), D.J. Campbell (NET Garching), T.N. Carlstrom (General Atomics), Yu.N. Dnestrovski (Kurchatov Inst.), T. Fujita (JAERI), A. Fukuyama (Okayama U.), P. Gohil (General Atomics), M.J. Greenwald (MIT), T. Hoang (CEA, Cadarache), G.M.D. Hogeweij (FOM Inst.), A.E. Hubbard (MIT), O.J.W.F. Kardaun (IPP, Garching), J.E. Kinsey (Lehigh U.), J.A. Konings (General Atomics), M. Marlucci (ENEA, Frascati), Y.R. Martin (CRPP/EPFL, Lausanne), D.R. Mikkelsen (PPPL), J. Ongena (EERM-KMS), T.H. Osborne (General Atomics), F.W. Perkins (ITER JCT), A.R. Polevoi (Kurchatov Inst.), M.N. Rosenbluth (ITER JCT), D.P. Schissel (General Atomics), J.A. Snipes (MIT), P.M. Stuber_eld (JET), E.J. Synakowski (PPPL), A. Taroni (JET), K. Thomsen (JET), M.F. Turner (UKAE, Culham), N.A. Uckan (ORNL), M. Valovic (UKAE, Culham), G. Vlad (ENEA, Frascati), R.E. Waltz (General Atomics), J. Weiland (Chalmers U.), H. Zohm (Stuttgart U.). y ITER Physics Basis Editors: F.W. Perkins (ITER JCT), D.E. Post (ITER JCT), N.A. Uckan (ORNL), M. Azumi (JAERI), D.J. Campbell (NET), N. Ivanov (RRC-Kurchatov), N.R. Sautho_ (PPPL), M. Wakatani (Kyoto Univ.). Additional contributing editors:W.M. Nevins (LLNL), M. Shimada (JAERI), J. Van Dam (Univ. Texas).

Leur extrapolation à partir de ces lois a fixé la combinaison de paramètres optimaux finalement choisis. Ces conditions sont les seules pour faire un pas en avant vers un plan de production d'électricité. Il faut en plus que les tirs soient suffisamment longs et produisent un flux de neutrons permettant de produire dans une couverture tritigène de la chaleur et du tritium. Il faut également que la réaction soit auto suffisantes et utilise la

chaleur des noyaux de neutrons que seront produits. Par ailleurs pour qu'un réacteur soit économiquement rentable Q devra être au moins égal à 10. C'est l'objectif de la recherche sur ITER :

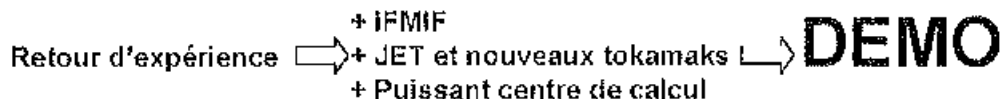
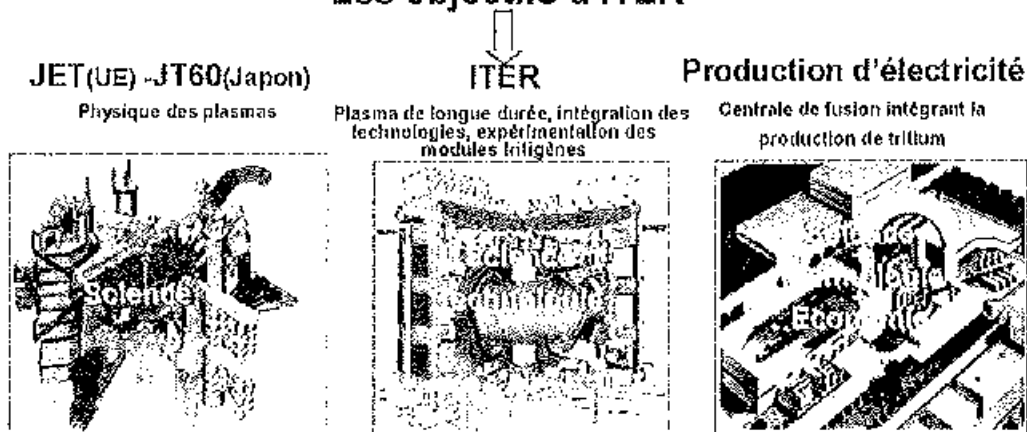
- -Démontrer que la fusion est scientifiquement et techniquement réalisable :
 - long pulse, chauffage par alphas, Q=10
 - Que l'ensemble des technologies est parfaitement intégrée
- -Démontrer que le flux de neutrons atteint permet une production de Tritium rentable sur les TBMs

Le schéma ci-dessous illustre le besoin d'ITER comme étape intermédiaire vers un plan de production d'électricité.



Energie: 1 gramme de DT = 8 tonnes de pétrole

Les objectifs d'ITER



3.2.2 Etat du projet

Cette partie prend en compte diverses observations et mentionne les réponses apportées par IO.

1. LES MATERIAUX

En ce qui concerne les matériaux constitutifs du TORE de l'ITER :

-Matériaux

Sur le plan métallurgique, la construction d'ITER revient à mettre la charrue avant les bœufs. En effet, les problèmes de tenue des matériaux répondants à toutes les contraintes imposées par les caractéristiques de la machine, sont loin d'être réglés :

- caractéristiques magnétiques, de tenue au vide et aux hautes températures,
- résistance à l'érosion tant par le plasma que par l'action du flux intense de rayonnement de freinage, (*)
- masse atomique "légère" pour ne pas produire des ions à grand nombre de charges et fort rayonnement de freinage (qui croît comme le carré de la charge électrique),
- tenue aux neutrons de 14,1 MeV (millions d'électrons volts) provoquant des déplacements d'atomes dans la structure des métaux (un atome de fer se déplace sous l'action d'un neutron de 0,5 eV) et par suite des modifications de caractéristiques mécaniques (problème "classique" et non résolu des cuves des réacteurs nucléaires et de tenue des gaines de leurs éléments combustibles)

Or, la machine destinée à effectuer ce travail ardu est essentielle, machine qui doit être construite au Japon, l'International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF) n'est pas encore sortie de terre. Les tests et la qualification des matériaux avancés nécessaires à la construction d'une future centrale de démonstration et *a fortiori* d'ITER seront effectués alors que la construction de la machine sera quasi terminée.

Réponse de IO

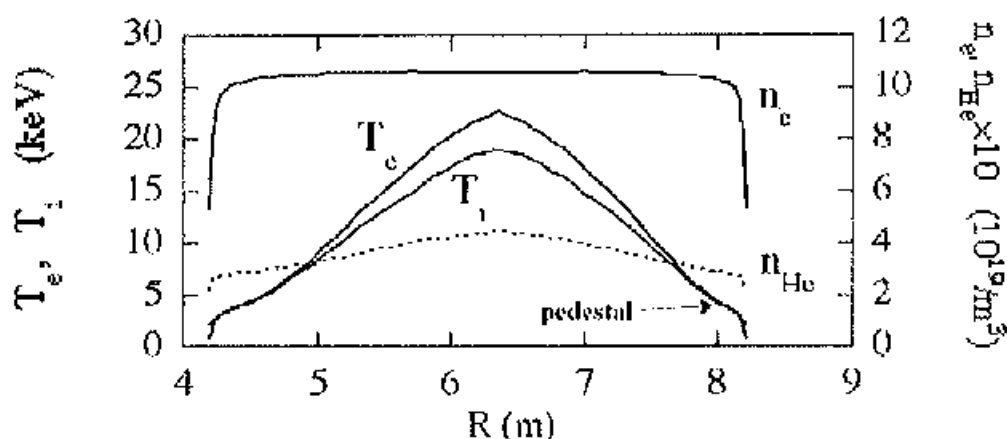
La question des matériaux est un faux problème qui mélange les matériaux pour les machines de fusion futures qui seront testés sur IFMIF avec les matériaux d'ITER. Pour le dossier d'enquête publique destiné au public ces éléments sont présentés dans la pièce 6 partie 3 du DAC :

Différents matériaux de couverture des composants internes ont été testés sur ces machines et notamment sur JET. Ces matériaux par érosion du plasma deviennent des impuretés qui peuvent s'accumuler au centre du plasma et réduire ses performances en diluant le mélange combustible ou en le refroidissant. Le choix du béryllium face au bore ou au carbone/graphite pour recouvrir les couvertures internes a été fait sur la base des résultats obtenus : il protège les couvertures des interactions avec le plasma tout en modifiant au minimum les propriétés du plasma.

Par ailleurs, la tenue aux flux thermiques et neutroniques des matériaux de la chambre à vide et des composants internes a été largement investiguée. L'acier choisi, appelé

SS 316 L(N) désigné comme la nuance ITER (IG) a été développé pour être le matériau structurel principal pour la chambre à vide avec un niveau de cobalt (Co) bas (0,05% comparé à 0,25% pour l'acier standard). Il a l'avantage de produire moins de produits d'activation à vie longue qu'un acier standard et présente donc un impact positif sur les déchets et leur catégorisation.

Il faut rappeler que le rayonnement de freinage est plus intense au centre du plasma. Il permet notamment par la mesure des rayons X d'établir la température des électrons du plasma tout au long du profil radial du tokamak. La figure ci-dessous illustre les profils de température des ions des électrons et de densité des électrons et des noyaux d'hélium. On notera que les valeurs correspondantes à 15-20 keV se produisent au centre du plasma (là où le champ magnétique toroïdal a la valeur adéquate pour que la fusion se produise). Vers les bords du plasma et donc vers la paroi de béryllium, cette valeur diminue drastiquement et la densité est pratiquement nulle, ce qui fait que le plasma chaud du centre n'est pas en contact avec les composants face au plasma.



L'effet produit est une érosion du plasma qui se redépose sous forme de poussière. Le programme expérimental et de maintenance d'ITER prévoit de remplacer les composants internes de la machine qui auront souffert de cette érosion. L'effet du « bremsstrahlung » est donc parfaitement maîtrisé. Par ailleurs l'érosion est due également à d'autres types d'interaction comme les ELM (Edge Localised Modes).

Les bobines supraconductrices ne seront pas impactées par les neutrons de 14 MeV car elles se trouvent à l'extérieur de l'enceinte à vide. En effet, le nombre de dpa (déplacement par atome) sur l'enceinte à vide est inférieur à 0.2 dpa, valeur pour

laquelle l'effet de l'irradiation sur les performances des matériaux est tout à fait négligeable (cf. RCC-MR édition 2007).

Pour une compréhension scientifique plus approfondie les textes suivants peuvent être consultés :

[1] G. Kalinin, V. Barabash, S. Fabritsiev, H. Kawamura, I. Mazul, M. Ullrickson, C.Wu, S. Zinkle. *ITER R&D: Vacuum Vessel and In-Vessel Components: Materials Development and Test-Fusion Engineering and Design* 55 (2001) 231–246

[2] V. Barabash et al. *Materials challenges for ITER – Current status and future activities*, *Journal of Nuclear Materials* 367–370 (2007) 21–32

Où l'on trouvera en particulier que :

Les matériaux irradiés dans ITER sont entre autres les matériaux des structures de l'acier 316L(N), CuCrZr, CuAl25, Inconel 718, alliages de Ti), et les matériaux face au plasma (Be, W et le CFC et les joints d'acier (SS), alliage SS/Cu, alliages de Cu/Be, Cu/W and Cu/CFC, et les céramiques (Al₂O₃, MgAl₂O₄).

Pour la chambre à vide d'ITER, VV, le matériau principal est l'acier austénitique 316L (N)-IG. La dose maximale attendue est 0.3 dpa dans des zones très localisées de la paroi interne VV. Sous ce flux neutronique l'acier austénitique garde sa malléabilité et sa résistance augmente. Basé sur l'évaluation faite pour ITER (R&D-voir référence 1) et l'évaluation pour des réacteurs de fission (RZH) ,il a été démontré que jusqu'à des doses de 0.5 dpa on peut considérer les propriétés de l'acier comme étant celles d'un acier non-irradié. Cela signifie que l'irradiation par les neutrons n'a aucun effet majeur sur les propriétés mécaniques de l'acier ITER.

Les matériaux irradiés sont pour les « blankets » XM19, SS660, NiAl Bronze, Inconel 718, les joints X radiation précédentes [2] et font actuellement l'objet de vérification avec des M19/316L(N)-IG et CuCrZr/316L(N)-IG. Ces matériaux ont été irradiés dans des campagnes d'irradiation précédentes [2] et font actuellement l'objet de vérification avec des dpa de 0,1 et 0,3.

2. LE SYSTEME DE DETRITIATION

2.1 Des incertitudes sont également à noter à propos de la mise en place du système de détritiation.

Réponse de IO :

Les choix pour la détritiation

Les choix technologiques pour les systèmes de détritiation sont intégrés dans la conception d'ITER. Les actions de Recherche et de Développement en cours conforteront les choix établis et éprouvés.

La détritiation fait partie du cycle du combustible d'ITER. Le tritium et le deutérium sont injectés dans la chambre à vide pour fusionner. Le mélange (quelque dizaine de grammes) remplit la chambre à vide mais la réaction se produit essentiellement au centre du plasma. Le reste du mélange est donc évacué avec les produits de fusion et les impuretés à travers le divertor. Le tritium est récupéré pour être réutilisé. Un système de traitement de combustible entièrement intégré, représentatif du cycle complet du procédé a été testé avec succès avec environ 100 g de combustible aux Etats-Unis au laboratoire TSTA de Los Alamos. D'autres tests et actions de R&D sont en cours au Japon et en Europe.

Le système de traitement des gaz actifs de JET utilise de nombreuses technologies pertinentes pour ITER et a été utilisé avec succès pour des tirs de tritium sur le Tokamak de JET. Il s'agit d'un système conventionnel de suppression de tritium avec deux sections distinctes : les recombineurs et les sécheurs. La détritiation est réalisée par vaporisation de l'eau d'abord qui est ensuite piégée dans des tamis moléculaires secs qui filtrent l'eau selon que la molécule soit de l'hydrogène, du deutérium ou du tritium et permet de récupérer chaque gaz séparément. Au cours des dernières années, ce système a été utilisé de façon intensive dans l'installation JET, démontrant la faisabilité d'atteindre des facteurs de détritiation d'environ 100.

Sur ITER, en ce qui concerne le système de détritiation de l'air d'ITER, des actions de Recherche et de Développement ont conduit à la validation des systèmes de détritiation de l'atmosphère; elles comprennent un essai sur des colonnes d'épuration utilisées. Le système fournit de très bonnes performances. D'autres solutions technologiques sont également envisagées afin d'optimiser le procédé pour atteindre de meilleures efficacité et une fiabilité accrue. Les recherches portent sur l'optimisation du fonctionnement du système dans les conditions normales et en cas d'anomalies de façon à ce que la disponibilité du système soit garantie en toutes circonstances.

L'expérience du JET a également permis de mettre au point les solutions techniques pour la détritiation de l'eau qui a été largement testée et validée grâce à des essais et des expériences conduites dans les laboratoires de Chalk River et Savannah River aux Etats-Unis, à JAEA au Japon, et à Karlsruhe en Allemagne. L'ensemble de ces essais ont permis de valider la possibilité d'adapter le processus du JET aux spécifications d'ITER.

2.2 Quelles sont les performances déjà obtenues concernant ce système et quels sont les progrès à faire avant que ce dispositif soit utilisé sur la machine ? Où les recherches sont-elles menées ?

Réponse de IO :

Le facteur de détritiation retenu pour l'évaluation des conséquences lors de situations de fonctionnement normal, incidentel ou accidentel hors incendie est de 100 (efficacité de 99%).

Le facteur de détritiation retenu pour l'évaluation des conséquences lors de situations d'incendie impliquant du tritium est de 10 (efficacité de 90%). Ces valeurs sont basées sur les résultats obtenus dans des installations dédiées où des expériences ont été réalisées sur des circuits tests à une échelle de 1/4

Le programme de R et D a obtenu les résultats suivants :

- Démonstration de l'application de la technique de lavage pour le DS d'ITER pour les opérations normales ;*
- Démonstration de la faisabilité technique et financière de la technique de lavage ;*
- Démonstration de l'obtention d'un facteur de détritiation de 100 pour l'exploitation normale ;*
- Confirmation expérimentale des paramètres nécessaires pour la colonne de lavage ;*
- Développement et validation provisoire du code de simulation pour la colonne de lavage ; Réalisation de l'étude de sensibilité ;*
- Étude des modes d'exploitation ; Optimisation de l'opération de la colonne de lavage ;*
- Étude de l'impact de l'incendie sur l'efficacité des recombineurs et de la colonne de lavage*
- Confirmation de la conformité du recombineur et de la colonne de lavage en termes d'efficacité d'élimination du tritium ;*
- Identification du catalyseur hydrophobe pour le recombineur à température ambiante ; Confirmation de son efficacité.*

Les expériences existantes à petite échelle (1 %) et les calculs théoriques démontrent déjà qu'il est possible d'atteindre un facteur de décontamination de 100 ; les expériences en cours à l'échelle-pilote (30 %) devraient montrer l'absence d'effet d'échelle ;

Il n'est pas rare que le fabricant de remplissage extrapole des résultats obtenus à 1 % de la capacité nécessaire pour concevoir une installation à pleine échelle. Cependant, pour augmenter le niveau de confiance, on a décidé d'approfondir la validation de l'opération de la colonne de lavage dans l'essai expérimental défini à 25 % du rendement pour le module SC d'ITER.

L'installation pilote est en cours de préparation pour un débit de 350 m³/h. Cette installation permet de simuler du mieux possible le module SC futur du DS. Elle utilisera des parties externes, par exemple le remplissage, le distributeur d'eau, etc. fabriquées et installées par Sulzer Chemtech, Suisse fournissant ce service pour le DS d'ITER.

Les recherches se poursuivent au laboratoire TPL/JAEA à Hitachi-shi, Ibaraki au Japon.

3. L'ASSURANCE QUALITE

3.1 De façon générale, des procédures concernant le management de la qualité (ISO 9000, ...), de l'environnement (ISO 14001, ...) et de la sécurité (18000, ...) pour les phases construction, exploitation et démantèlement d'ITER, ont-elles été élaborées ? Comment cela est-il organisé ? Est-il possible de prendre connaissance des documents correspondants ?

Réponse de IO :

ITER étant une installation nucléaire de base, le management de la qualité suit le programme de qualité définie pour ITER qui applique les exigences de sûreté de la « IAEA Safety Requirements No. GS-R-3 » et l'Arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base ». Une synthèse de l'application est présentée dans le chapitre 10, du volume 1 du RPrS.

Les procédures ISO ne sont pas appliquées à ce jour à ITER, mais pourraient être introduites si le management le souhaite.

Les documents correspondants au Management de la Quality sont entre autres :

1-ITER Management & Quality Programme (MQP)

Le Programme d'Assurance de la Qualité a été mis en place par ITER Organization

2-Les Programmes d'Assurance de la Qualité des Agence Domestiques qui ont été approuvés par le Directeur Général d'ITER. (CNDA QAP, EUDA QAP, INDA QAP, JADA QAP, KODA QAP, RFDA QA, USDA QAP)

Autres documents importants :

ITER INTEGRATED SAFETY, QUALITY and SECURITY MANAGEMENT POLICY

ITER Procurement Quality

ITER Manufacturing & Inspection Plan

Deviations and Non-conformities

Quality Classifications determination

Management System Audits

3.2 Pour la phase construction des installations et pour la maintenance (ou modifications) lors de l'exploitation, quels sont les critères d'assurance qualité (cahier des charges pour la fabrication, contrôle à la réception, ...) qui ont été définis pour les éléments constitutifs fabriqués en France mais également (et surtout) dans d'autres pays ? Comment cela est-il organisé ?

La construction de l'installation ITER est réalisée pour 90% de ces équipements et composants par des contributions en espèces, tel qu'expliqué dans la pièce 13.2 du DAC. Ces équipements sont fournis par les pays membres, Agences Domestiques (DA) tel que prévu par l'accord ITER. Donc 10% sont des contrats passés par ITER directement.

Les agences domestiques ont des lots à fournir en fonction de l'accord. EU : 45%

ITER signe des contrats avec les agences domestiques appelés « accords de fourniture. ». Les termes juridiques du contrat apparaissent dans l'annexe A et les spécifications techniques dans l'annexe B.

ITER peut également sous-traiter directement à des prestataires, des experts, passer des accords ou des contrats avec des Institutions ou associations ou entreprises. Dans tous les cas le contrôle des prestataires suit le Programme d'Assurance de la Qualité et l'arrêté du 10 Août 1984 pour les composants importants pour la sûreté et les activités concernées par la sûreté au titre de l'article 2.

Dans le cadre de l'implémentation du Programme d'Assurance de la Qualité d'ITER Organisation, le Directeur Général d'ITER doit approuver, avant même de commencer toute activité, le plan d'Assurance de la Qualité des Agences Domestiques.

Les DA sous-traitent à des entreprises selon leurs règles. ITER exige l'application de l'Arrête du 10 août 1984 pour la chaîne des sous-traitants.

ITER en tant qu'exploitant nucléaire contrôle la maîtrise de la conception et de la réalisation, les écarts et les non-conformités, la chaîne des sous-traitants suivant un programme d'audits annuels et d'inspections, vérifie la qualité de la réception et accepte le produit s'il est conforme aux exigences techniques et de sûreté.

Organisation ITER a un contrat avec un organisme indépendant d'inspection qui a des bureaux dans tous les Pays membres. Des inspecteurs locaux de cet organisme d'inspection seront utilisés pour exécuter des inspections planifiées aussi bien que des inspections non prévues.

Le système de contrôle de la qualité fait partie du système de management

3.3 La question de la responsabilité qui en découle a-t-elle été évoquée ? Qui est responsable en cas de non respect de la qualité ? Qui est responsable suite à un incident / accident dû à un non respect de la qualité, non détecté à l'arrivée sur le chantier ?

Réponse de IO

Le non-respect de la qualité est managé par la gestion des non-conformités en application des articles 12 et 13 de l'arrêté du 10 août 1984. La détection des non-conformités se fait sur la base du programme d'audits et inspections mis en place dans la chaîne des sous-traitants en application des articles 3 et 4 de l'arrêté cité.

ITER, représenté par son Directeur Général, en tant qu'exploitant nucléaire est responsable en cas d'incident ou d'accident.

3.2.3 Sûreté et déchets

LA SURETE ET LES RISQUES

La gestion de la sûreté et la maîtrise des risques

Réponse IO sur la gestion de la sûreté et la maîtrise des risques :

L'analyse de sûreté de cette installation est basée sur un descriptif clair de fonctionnement. Ce descriptif est appelé domaine de fonctionnement de l'installation pour lequel la sûreté est démontrée. Ce domaine de fonctionnement est composé de paramètres présentés à la fin de ce document. Il constitue le contrat qui lie l'exploitant nucléaire et les autorités de sûreté nucléaire. Ils seront repris dans le décret d'autorisation de Création de l'INB. Toute modification ne peut se faire sans l'accord des pouvoirs publics et fera sans doute l'objet d'une nouvelle demande d'autorisation et sans doute d'une nouvelle enquête publique.

Les méthodes de conception d'installation nucléaire de base imposent la prise en compte de marges importantes. Ces marges sont prises afin de couvrir les incertitudes liées aux phénomènes physiques internes et externes à l'installation.

*Il est démontré que sur ITER il n'y pas d'effet domino ou de falaise. En particulier sont étudiées les situations hors dimensionnement considérées comme **fortement improbables**, dont l'étude permet de garantir une marge suffisante de sûreté pour le dimensionnement et de contrôler l'absence d'effet de falaise dans les conséquences. Ces situations correspondent aux accidents de dimensionnement auxquels des facteurs aggravants additionnels sont appliqués, indépendants de l'événement ou des événements initiateurs considérés avec une probabilité extrêmement faible.*

Les risques peuvent avoir une origine externe ou interne à l'installation.

1 Les risques externes :

Une liste exhaustive des risques d'origine naturelle et liés à l'activité humaine est présentée dans le RPrS chapitre II-3.2. La caractérisation des aléas réalisée par l'exploitant ou l'autorité de sûreté nucléaire prend en compte des marges.

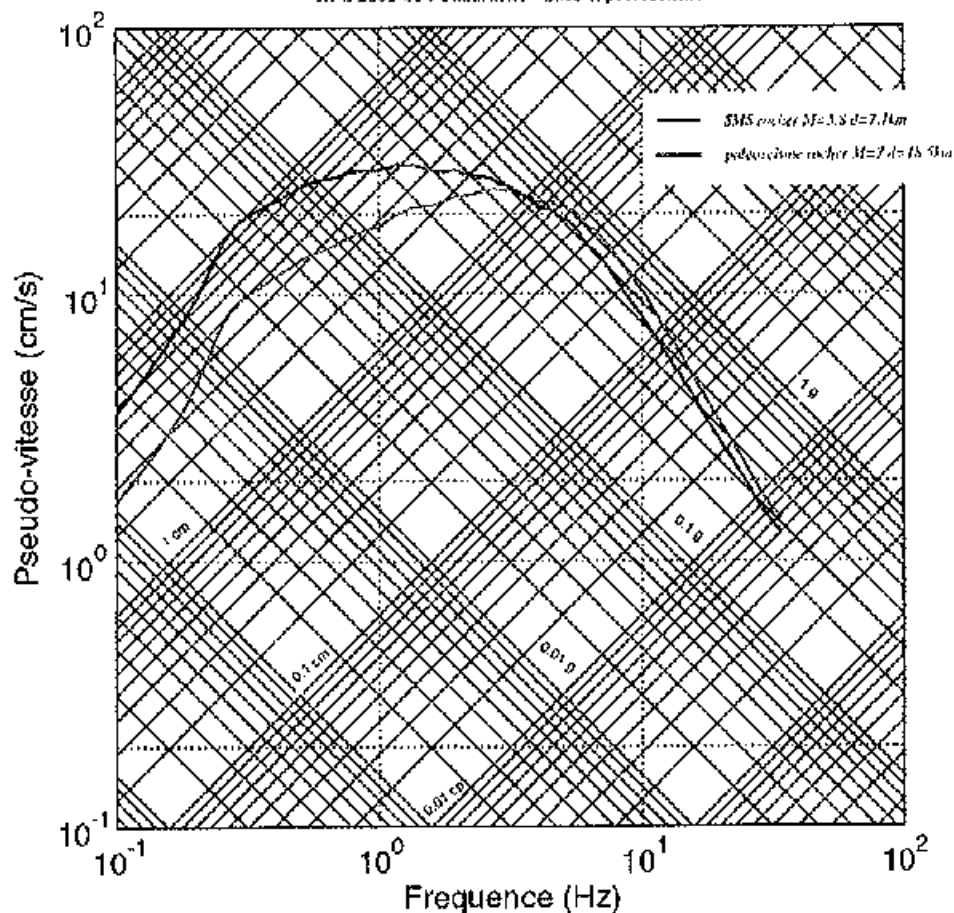
1.1 séisme

Le séisme, le spectre de dimensionnement défini par IO prend en compte le SMS (séisme Majeure de Sécurité bâti à partir du SMHV) avec une période de retour estimée à quelques centaines d'années, et un séisme plus ancien dit paleoséisme avec une période de retour estimée à 10 000 ans. L'enveloppe des deux courbes donne un niveau de séisme de dimensionnement de 7 sur l'échelle de Richter. Dans le calcul de dimensionnement des structures (génie civil et composants), des marges sont également prises en compte de telle sorte d'avoir une intégrité structurelle avérée des bâtiments et des composants jusqu'à un niveau 9.

Les autres bâtiments dit conventionnels de l'installation Iter sont dimensionnés conformément à l'Eurocode 8 et le nouveau zonage défini dans le décret n 2010-1254 du 22 Octobre 2010 « portant délimitation des zones de sismicité du territoire français » qui place Cadarache en zone 4 : sismicité moyenne.

Spectres de reponse - 5 % d'amortissement

RFS 2001-01 : Cadarache - SMS et paleoséisme



La caractérisation de ces aléas est donnée aux chapitres I-2, I-4 et II-3.2.

Concernant les conséquences sur les installations avoisinantes, un chapitre du RPrS (volume 1, chapitre 3) décrit l'installation ITER dans son environnement. Le Réacteur Expérimental d'Essais (RES) est le plus proche et présente un risque de fusion du cœur avec la possibilité de rejets de produits de fission et d'iode radioactive. ITER a prévu des outils de filtration pour protéger le personnel d'ITER de ces rejets potentiels en cas d'accident. En cas d'accident le plan d'urgence Interne (PUI) d'ITER serait déclenché conduisant à un arrêt de l'installation, la mise en état sûr et l'évacuation du personnel.

1.2 Inondation (texte extrait du chapitre II-3.2)

L'agression dite externe due à des inondations est parfaitement caractérisée conformément à la Règle Fondamentale de Sécurité 1.2.e. Les bâtiments nucléaires de l'installation ITER ne pourront pas être inondés à la suite d'un événement initiateur externe notamment la Durance, le système d'évacuation de la chaleur (bassins des tours de refroidissement), le bassin d'orage, les transferts karstiques (nappe phréatique), les pluies et orages.

Il n'existe aucun risque d'inondation externe en provenance des installations du Centre CEA Cadarache, car il n'y a aucune installation proche d'ITER pouvant provoquer ce type de risque.

Les risques induits par une inondation : Une inondation externe affectant l'installation ITER pourrait générer une inondation interne et pourrait avoir comme conséquences une dégradation des éléments importants pour la sûreté situés à l'intérieur des bâtiments, ainsi qu'une dégradation sur les structures des bâtiments nucléaires associé à la pression hydrostatique sous les fondations.

Les dispositions prises en compte dans la conception d'ITER sont les suivantes :

En Cas de Crue de la Durance

Conformément aux caractéristiques du site ITER le risque associé à la Durance est exclu, étant donné que le niveau de l'installation (supérieur à 295 m NGF pour le sous-sol du bâtiment Tokamak) est au-dessus de la cote majorée de sécurité (CMS) de 265 m NGF, correspondant à un niveau de crue centennale de la Durance associé à la destruction du barrage de Serre-Ponçon.

En cas de perte d'intégrité des bassins des tours de refroidissement

Le risque associé au système d'évacuation de la chaleur concerne une rupture du bassin des tours. Ces bassins sont situés à l'est du complexe Tokamak. L'eau s'écoulant de la brèche se dirigerait en direction du nord-est de la plate-forme ITER et ne menacerait pas les bâtiments contenant des éléments importants pour la sûreté.

En cas de perte du bassin d'orage :

Le bassin d'orage utilisé pour récupérer l'eau de pluie est situé à 293 m NGF, inférieur au niveau d'installation des bâtiments nucléaires (315 m NGF).

En cas de rupture du bassin d'orage, toute l'eau s'écoulant de la brèche suivrait la pente naturelle du terrain en direction du nord-ouest de la plate-forme ITER et ne menacerait pas les bâtiments contenant des éléments importants pour la sûreté.

Pour les Transferts karstiques

Les études piézométriques (entre octobre 2001 et janvier 2008) donnent les résultats suivants :

- ⊕ le niveau général varie généralement entre 260 (niveau faible) et 285 (niveau élevé) m NGF,*
- ⊕ le niveau maximal atteint est de 297 m NGF, et le niveau maximum de la crue décennale est de 294 m NGF*
- ⊕ l'extrapolation d'une crue centennale donne un niveau de 305 m NGF.*

Le complexe Tokamak, qui possède un niveau de fondation inférieur à 295 m NGF, repose dans un encuvement constitué d'un radier et de murs de soutènements. Cet encuvement est principalement requis pour supporter les charges imposées aux bâtiments et services du complexe Tokamak et est également conçu pour résister aux actions du sol et à la pression hydrostatique, avec un niveau d'eau équivalent à une inondation centennale. L'espace entre le bâtiment du complexe Tokamak et les murs de soutènements sera couvert afin de prévenir toute entrée d'eau pluviale. Toute entrée d'eau sera récupérée et transférée vers le réseau d'eau pluviale.

Les autres bâtiments nucléaires (bâtiments de Cellules Chaudes et de Traitement des Déchets Radioactifs) disposent d'un complexe d'étanchéité afin d'assurer une protection contre les entrées d'eaux pluviales et souterraines.

Pour les pluies et orages :

Les eaux pluviales peuvent engendrer une inondation interne dans les bâtiments et provoquer la perte des générateurs diesel de secours.

La surface du terrain sur lequel des eaux pluviales sont collectées et qui peut avoir des conséquences sur le site ITER est divisée en trois zones : Zone No1 ou zone Nord ; Zone No 2 ou zone Sud et la zone ITER. En réalité, du fait des caractéristiques topographiques, ces trois zones forment deux zones de collecte d'eau pluviales : la zone Nord plus une partie de la zone ITER, qui inclut les bâtiments auxiliaires ; la zone Sud plus l'autre partie de la zone ITER, qui inclut tous les bâtiments nucléaires. Ces deux zones, présentées sur la figure 2-4.2-3 sont définies comme la zone Nord globale et la zone Sud globale respectivement [ref ITER : Travaux Préparatoires du site ITER, Infrastructures hydrauliques, Note de synthèse (ITER_D_2YGGLY)].

La protection de la zone d'ITER pour le risque d'inondation dû à un orage centennal au niveau de la zone Nord, est assurée par une tranchée située de part et d'autre de la clôture, d'une capacité maximale de 5 m³/s. Le débit maximal accepté par ce fossé est de 4,5 m³/s à la sortie de zone Nord.

Les dispositions prises à l'égard de cette agression sont les suivantes :

- ↓ le réseau d'eaux pluviales est constitué de canaux de drainage partiellement couverts de béton, de deux bassins d'orage d'une capacité de 6 000 m³ et 19 100 m³, de conduites de purge et d'un collecteur d'évacuation, par lequel les eaux pluviales sont déversées dans la rivière Verdon (détails donnés au chapitre 1-4 "Description de la plate-forme")*
- ↓ le système de drainage des eaux pluviales est conçu pour assurer le traitement des eaux d'une pluie centennale, en prenant en compte l'écoulement des eaux pluviales, excepté le bassin d'orage d'ITER, qui est conçu pour assurer le traitement des eaux d'un orage décennal. Ce dernier n'a aucun impact sur la plate-forme d'ITER car il est situé en aval et sous le niveau de la plate-forme ;*
- ↓ toutes les conduites de purge sont conçues conformément à un niveau de remplissage de 80%,*

- ⊥ le volume du bassin d'orage qui récupère l'eau de la zone ITER est de 19 100 m³, et présente un débit de surcharge de 0,64 m³/s pour recevoir les eaux d'un orage décennal. La conduite présente un diamètre de 800 mm, dont la capacité maximale de drainage est de 1,1 m³/s, représentant une marge de 40 %;
- ⊥ les éléments de revêtement de surface autour des bâtiments nucléaires dirigent les eaux de ruissellement vers le système de drainage des eaux pluviales,
- ⊥ le collecteur d'évacuation de la zone du radier en dessous des fondations du complexe Tokamak est conçu pour résister à un débit lié à une pluie centennale plus 20 % de marge,
- ⊥ pour les zones qui pourraient être inondées :
 - ⊥ les pentes sont fixées aux points d'accès de ces zones (bâtiments du hall d'assemblage et d'accès),
 - ⊥ un revêtement d'étanchéité est fixé sur le toit, le radier de fondation, les parois et les ouvertures, en particulier au niveau des interfaces du complexe Tokamak avec les bâtiments du Hall d'assemblage et des Cellules chaudes,
 - ⊥ les traversées électriques ou de fluides sont obturées vis-à-vis de l'extérieur,
 - ⊥ les ouvertures de ventilation en toiture sont directement dirigées vers le bas ou dans le cas contraire sont protégées.

En conclusion, les dispositions prises vis-à-vis de ce type de risque sont suffisantes, il n'est donc pas nécessaire de prendre en compte leurs effets sur les bâtiments nucléaires.

1.3 Chute d'avion :

L'approche retenue est probabiliste pour les agressions externes, les inondations, la chute d'avion par exemple, en s'appuyant sur les règles fondamentales de sûreté définies dans les RFS applicables définies par l'Autorité de Sûreté Nucléaire. Le

risque est pris en compte quand la probabilité de chute est supérieure à 1 sur 10 millions par an, conformément à la RFS. Ces probabilités dépendent de la taille des bâtiments concernés et du type d'avion (aviation générale, aviation militaire, aviation commerciale, aviation de la sécurité civile). Ces probabilités conduisent à ne considérer que l'aviation commerciale (CESSNA, LEARJET).

L'épaisseur des murs est calculée sur la base d'une vérification locale (non perforation) et globale (stabilité) du génie civil au regard de la potentielle chute d'un Lear-Jet ou Cessna. Les actions sur le génie civil associées à ces derniers sont caractérisées par des chargements temporels $F(t)$.

Le survol du Centre CEA de Cadarache et du site ITER est strictement interdite. Cependant les probabilités de chute d'un avion sur les installations d'ITER ont été évaluées et prises en compte, quand nécessaire, pour concevoir les bâtiments. En effet, comme vu précédemment, l'analyse des probabilités de chutes d'avion conduisent à ne considérer que l'aviation commerciale (CESSNA, LEARJET). L'impact d'avions de la Sécurité Civile, utilisée pour la lutte contre les incendies (par exemple, bombardier d'eau CANADAIR 415) est considéré comme ayant une probabilité inférieure à 1 sur 10 millions par an. A ce niveau de probabilité seule une vérification de la tenue des bâtiments sera réalisée visant à montrer leur non-effondrement en cas de chute de canadair.

2 Les risques Internes :

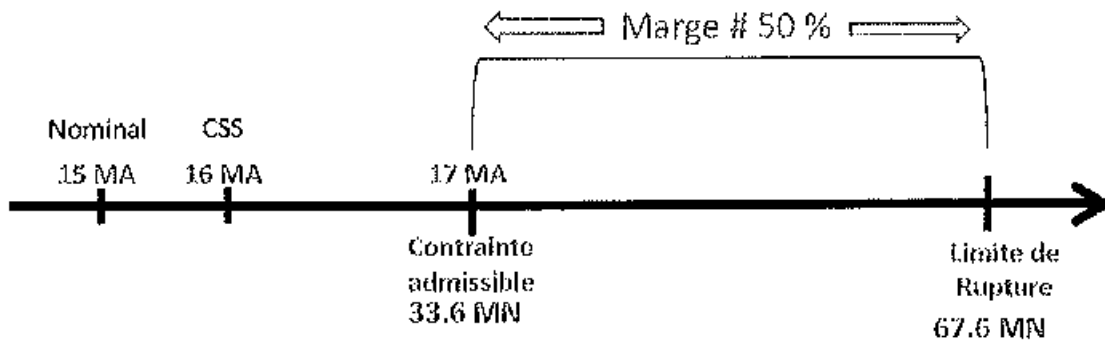
2.1 Dimensionnement de l'enceinte à vide aux charges électromagnétiques

Les équipements mécaniques sont soumis à des actions permanentes et variables en conditions normales, incidentelles et accidentelles, (incluant les conditions enveloppes). Ces conditions sont identifiées et définissent des chargements classés en quatre catégories :

1. catégorie I : Conditions de chargements opérationnelles,
2. catégorie II : Conditions de chargements probables,
3. catégorie III : Conditions de chargements improbables,
4. catégorie IV : Conditions de chargements extrêmement improbables.

L'enceinte à vide a des contraintes mécaniques dites admissibles. Comme analysé dans le détail au chapitre II-4 du RPrS, le courant de plasma induit des contraintes mécaniques en cas de disruptions majeures (MD) ou déplacements verticaux (VDE) qui conduisent au dimensionnement mécanique de l'enceinte à vide et de ses supports. Des analyses actuelles basées sur le retour d'expérience des autres tokamaks, il en ressort que la force de réaction par support est aux alentours de 27 MN avec un courant de plasma de 15 MA.

En cas de transitoires de plasma, pour les chargements classés en catégories 3, lorsque le courant atteindra 16 MA le système de sauvegarde sera déclencher par le Système Central de Sécurité du contrôle –commande (CSS ci-dessous). Pour 17 MA la contrainte admissible fournie par le code mécanique qui a été retenu est de 33.6 MN ce qui représente une marge de 50% face à la limite de rupture.



Pour les chargements classés en catégories IV la marge est de 30% avant d'atteindre la limite de rupture.

La validation des modèles de calculs est prévue sur les tokamaks existants et, au cours de la phase d'exploitation en hydrogène, le courant de plasma sera lentement augmenté. A chaque niveau de courant (jusqu'à 17 MA), une évaluation des forces

afin de ne pas rejeter d'échantillons de béryllium liquide dans les effluents industriels mais de les collecter et de les transférer à un traitement spécifique des déchets. Le même processus collectera également les premières eaux de rinçage. Les eaux de rinçage supplémentaires peuvent être rejetées, après contrôle, en tant qu'effluent industriel.

Outre la protection personnelle des employés, un système de confinement supplémentaire sera mis en œuvre avec au moins un filtre THE (efficacité minimale de 99,9 % pour les aérosols) afin de réduire significativement les rejets de béryllium.

La propagation possible du béryllium dans l'atmosphère est estimée à :

- pendant la phase de construction et d'assemblage : 6 g (5,6 g pour les opérations de découpe exceptionnelles, 0,2 g pour les opérations de polissage exceptionnelles, 0,2 g pour la remise en suspension possible des oxydes),
- pendant les phases d'exploitation : 1,5 g (moins de 1,4 g pour les diverses opérations de découpe dans les cellules chaudes, 0,1 g pour la remise en suspension de la poussière dans les cellules chaudes, 0,01 g pour la remise en suspension de la poussière dans la chambre à vide).

La quantité annuelle de rejet de béryllium pendant les opérations de maintenance, après filtrage, est estimée à moins de 6 g/an pendant la phase de construction et à moins de 1,5 g pendant les phases d'exploitation.

Par ailleurs le rapport préliminaire de Sécurité qui a été mis à disposition du public pendant l'Enquête Publique présente les détails techniques des zonages Béryllium de l'installation pour les travailleurs, les systèmes de détection et les mesures de protection mise en place.

composants internes de façon à ce que l'inventaire soit toujours inférieur à 500 g n'a pas été considéré dans le calcul des accidents et une valeur de 1 kg de tritium a été prise comme valeur initiale. Pour les poussières la procédure de nettoyage et aspiration qui permet de maintenir l'inventaire aussi bas que possible n'ont pas été considérés et l'inventaire maximum est pris à 1 tonne.

- Les conditions initiales de l'installation, dans lesquelles s'initie un accident, ont été prises dans tous le cas comme les plus pénalisantes comme par exemple la puissance de fusion de 500 MW et un calcul avec une marge additionnelle avec une puissance de fusion de 700 MW. Les pressions dans les systèmes de refroidissement sont aussi prises à leur valeur maximale
- Dans les calculs de doses il est toujours considéré que l'on a à faire à de l'eau tritiée HTO dont la radio-toxicité est 10000 fois plus élevée que celle du Tritium sous forme de gaz. De la même façon, tel qu'exposé dans l'étude d'impact, les conditions les plus défavorables quant aux conditions météorologiques, à la consommation des aliments, cultivés sur place dans tous les cas de figures, et les habitants vivant 24 heures sur 24 à l'extérieur de leur habitations au même endroit.

2.3 Incendie

A la conception des secteurs feu sont définis dans les bâtiments à risque, impliquant la conception des systèmes de ventilation et détritassions appropriés.

Par ailleurs les moyens de prévention contre l'incendie donne des marges suffisantes pour garantir que le risque est maîtrisé. En plus des dispositions de prévention visant à éviter ou limiter l'occurrence du cumul des trois composantes nécessaires à la naissance d'un feu (combustible, comburant et énergie d'activation), des dispositions de détection incendie adaptées au type de feu considéré et des dispositions de limitation des conséquences sont mises en place.

A titre d'exemple, les principales dispositions de prévention prises vis-à-vis du risque d'incendie interne sont les suivantes :

- la quantité de matières combustibles et de charges combustibles dans chaque local ou zone est limitée au strict besoin du procédé, en utilisant autant que possible des matériaux non combustibles ou non inflammables (matériaux MO ou

M1, câbles C1, ...) dans les bâtiments abritant les inventaires radioactifs.

- la quantité de matériaux combustibles stockée en interne et normalement exposée au risque d'incendie (par ex. les huiles) est réduite, du fait de l'approvisionnement minimum nécessaire au fonctionnement et de la mise à disposition d'une aire de stockage externe.
- l'implantation et l'utilisation de matières combustibles dans les locaux contenant des équipements classés importants pour la sûreté (SIC), sont optimisées, notamment en : éloignant ou séparant les foyers potentiels d'incendie des éléments ou systèmes importants pour la sûreté (SIC),
- protégeant les équipements importants pour la sûreté (diesels, câbles, tableaux électriques, etc.) contre les effets d'un incendie, en réduisant les charges calorifiques, en établissant des séparations, etc.,
- l'application des règles de conception des ensembles électriques (distance entre les câbles et les supports en métal, aucune liaison entre deux systèmes redondants, mise à la terre de l'équipement électrique, utilisation d'équipement électrique non générateur d'étincelle, etc.),
- la conception et la construction des installations sont basées, autant que possible, sur des règles qui permettent d'éviter les incendies dus à l'utilisation ou à la défaillance des équipements (par ex. restriction des conduits de fluide dans les salles électriques, cheminement de circuits de fluide sous les câbles, coupure d'alimentation électrique, protection contre les arcs électriques, protection contre les agressions externes, etc.),

les opérations présentant un risque d'incendie (par ex. découpe, soudure, etc.) nécessitent des permis spécifiques et des dispositions de protection associées, en particulier dans les locaux abritant des systèmes de confinement,

- des dispositions particulières sont prises vis-à-vis des locaux contenant des liquides ou gaz inflammables (hydrogène, deutérium, tritium, ...) susceptibles d'être rejetés dans les locaux au cours d'un incendie (par ex. les lignes d'alimentation sont vidangées ou purgées avec un gaz inerte lorsqu'elles ne sont pas utilisées ou lors des phases de maintenance),
- les composants contenant une quantité significative de matériaux combustibles

(transformateurs, réservoirs diesel, etc.) sont implantés à l'écart des bâtiments nucléaires afin de prévenir les risques de propagation d'incendie,

- *les transformateurs secs sont utilisés autant que possible,*
- *la priorité est accordée aux fluides hydrauliques à faible inflammabilité, la lubrification à l'huile n'est utilisée que dans les systèmes conçus avec une protection incendie adéquate,*
- *les zones contenant des sources d'ignition (poste de découpe et station de Récupération de Tritium des cellules de maintenance) sont inertés avec un gaz neutre.*

2.4 Explosion

Les dispositions retenues concernant le risque d'explosion d'hydrogène peuvent être également classées en trois catégories : prévention, détection et limitation des conséquences. La prévention inclut des mesures qui réduisent l'inventaire d'hydrogène et d'éventuelles fuites dans les locaux contenant de l'air ainsi que d'éventuelles fuites d'air dans les systèmes/volumes contenant de l'hydrogène. La détection consiste à détecter les fuites d'hydrogène et d'air. La limitation des conséquences d'explosion consiste à s'assurer qu'une explosion n'entraîne aucun rejet radiologique ou dommage à un quelconque système ou composant SIC, et à limiter les conséquences des dommages. De même les autres risques d'explosion (poussières et ozone) ont été étudiés dans le détail. Ces mesures sont décrites dans la pièce 8.5 du DAC.

2.5 Risque chimique lié au Béryllium :

Le béryllium se trouve sous forme métallique à l'intérieur de la chambre à vide tel que présenté dans la pièce 2 page 13 et le résumé non technique du DAC page 27. Les 14 tonnes de béryllium (page 42 de la pièce 6 partie 2) se trouvent sous forme de tuiles de 10 mm d'épaisseur qui recouvrent les couvertures qui se trouvent dans la chambre à vide

Pendant la phase de maintenance la quantité rejetée à la cheminée est de 1,5 g/an.

En effet ces quantités sont très faibles par rapport aux blocs métalliques (tuiles) qui ne sont érodés qu'en surface pendant la phase plasma.

La quantité maximale de béryllium sous forme de poussières est de 1000 kg (enfermées dans l'enceinte à vide). Le béryllium sous forme métallique massive (tel que les tuiles) n'est pas mobilisable. D'une part les systèmes de confinement des aérosols assurent une cascade de dépression qui oblige les matières en suspension à migrer toujours vers la zone de plus basse pression (l'intérieur des équipements). D'autre part de filtres de très haute efficacité sont utilisés pour arrêter les poussières (99,9% efficacité minimale).

Les poussières sont arrêtées par plusieurs étages de filtres de très haute efficacité avant d'atteindre la cheminée. Deux étages de filtres en séries font partie de la conception de l'installation afin de limiter les rejets atmosphériques, ce qui réduit les 1 tonnes d'un facteur 10000 (10^5) soit 1,5 g. Il n'y a pas de rejets plus élevés en phase de maintenance robotique puisque les systèmes de confinement mis en œuvre sont les mêmes qu'en phase plasma.

La réglementation française propose un seuil de toxicité du béryllium pour des expositions à des postes de travail.

ITER a choisi pour les personnes travaillant au contact de ces matières un seuil de protection des voies respiratoires égale au dixième de ce seuil (volume 1 chapitre 1.4 du RPrS sur le zonage béryllium). De ce fait, les travailleurs au contact de cette matière seront protégés de ses effets bien avant l'atteinte du seuil imposé par la réglementation française. L'atmosphère de travail des personnels non au contact de ces matières sera également contrôlée et le personnel sera également surveillé pour des ambiances inférieures d'un facteur 200 à la valeur de la réglementation française. Le personnel sera de ce fait protégé de façon efficace contre les effets du béryllium.

La protection des travailleurs concernant le béryllium comprend plusieurs volets :

Pour le béryllium non-actif en phase d'assemblage :

- La mise en place d'un zonage béryllium signalisé,
- La ventilation de ces zones avec des filtres de très haute efficacité,
- Le strict respect des consignes de protection des travailleurs,
- La mesure de la contamination de ces zones,
- Si besoin d'intervention en zone contaminée des vêtements de protections adaptés seront utilisés.

Pour la phase active, le caractère toxique et radioactif sera pris en compte par la mise en place de systèmes de confinement statiques et dynamiques entre l'homme et la source de danger. On notera l'interposition multiple de barrières redondantes et pleinement opérationnelles. En phase active, compte tenu de l'activation du béryllium, il n'y a pas de contact direct avec les travailleurs. Les opérations de maintenance pouvant mettre en jeu du béryllium activé seront réalisées de manière téléopérée.

3 Le cumul des risques

D'une part, l'installation ITER fait l'objet depuis Septembre 2001 d'une instruction de la part des Autorités de Sûreté Nucléaire qui revoient tous les aspects techniques de l'installation et notamment la démonstration de sûreté. Cette instruction donnera lieu à un Groupe permanent, réunion d'expert qui, suite au rapport de l'IRSN, émettra un avis sur le dossier technique.

Cette instruction tiendra sûrement compte de la demande de l'ASN concernant la réévaluation de la sûreté qui dans le dans d'ITER est une évaluation sans préjuger du fait que en tant qu'exploitant ITER rendra son rapport spécifique tel que demandé avant le 15 Septembre 2012.

D'autre part, la réévaluation par l'ASN comprend des demandes de dimensionnement essentielles pendant la phase de conception de l'installation qui ont déjà été considérées pour ITER. Il s'agit de la prise en compte, au regard de l'accident de Fukushima, des risques d'inondation, de séisme, de perte des alimentations électriques et de perte du refroidissement, ainsi que la gestion opérationnelle des situations accidentelles. Ces éléments font partie du dossier ITER et le rapport demandé fera l'objet d'une mise en forme et de compléments en réponse à la lettre de l'ASN reçue en Mai 2011 dont la référence est CODEP-CMX-2001-026663.

Les éléments de réponse ont été fournis de façon divulgatrice dans la brochure disponible en mairies. Ils se résument de la sorte :

- dimensionnement au séisme pour une intensité égale à 7 et une intensité de 9 pour l'intégrité structurelle des bâtiments et des composants,
- risque d'inondation pris en compte pour la pluie et autres phénomènes météorologiques, pour les situations cumulées avec le séisme dont la rupture de barrage,,
- perte d'alimentation électrique et alimentation de secours dimensionnée,
- perte de refroidissement de la chambre à vide sans impact puisqu'il ne s'agit pas d'une fonction de sûreté,
- maîtrise de la mise en état sûr de l'installation.

L'étude des conséquences de cumuls d'événements a été conduite avant même la catastrophe japonaise, en vertu du principe de précaution. En outre, depuis celle-ci, et dans le cadre de l'instruction, l'IRSN a d'ores et déjà introduit dans ses démarches les premiers éléments de retour d'expérience (REX) de Fukushima dont on dispose.

4 Le cumul des risques maximaux

La sûreté d'une installation nucléaire repose sur un principe simple : la prise en compte d'un ensemble de risques, même les plus improbables, dans la conception et la construction des bâtiments et des systèmes.

La Provence a gardé le souvenir de deux séismes : celui de Lambesc, en 1909, et celui de Manosque en 1708. D'autres sont survenus dans un passé plus lointain et l'on retrouve même des traces géologiques d'un séisme survenu dans la vallée de la Durance il y a 10 à 25 000 ans. L'analyse de l'ensemble de ces événements a permis de définir un séisme hypothétique, de magnitude 7 sur l'échelle de Richter, qui libérerait deux fois plus d'énergie que le « séisme maximal historiquement vraisemblable ». C'est sur cette base que les bâtiments nucléaires ainsi que les équipements et systèmes impliqués dans la sûreté de l'installation ITER ont été conçus.

La Haute Provence n'est pas exposée au risque tsunami. Le risque d'inondation externe existe toutefois, et ses origines possibles ont été prises en compte lors de la conception d'ITER.

On peut imaginer, par exemple, qu'à une crue centennale de la Durance s'ajoute une rupture du barrage de Serre-Ponçon, situé à 140 kilomètres en amont du site d'ITER. Les premiers radiers (planchers de béton armé) des bâtiments nucléaires d'ITER se situant à 298 mètres au-dessus du niveau de la mer, ils se trouveraient hors d'atteinte de la crue centennale de la Durance, dont la hauteur maximale ne dépasse pas la cote 265. L'installation dispose donc d'une marge de protection de plus de 30 mètres. On peut également imaginer un épisode exceptionnel, lui aussi de type centennal, au cours duquel le niveau de la nappe phréatique connaîtrait une spectaculaire élévation pouvant atteindre la cote 305. Dans l'hypothèse d'un tel événement, la conception des fondations du Bâtiment Tokamak – ancrage du premier radier dans un encuvement, étanchéité assurée entre le premier et le deuxième radier à la cote 315 – confère à l'installation une marge de sécurité de 10 mètres. En cas d'épisode orageux hors du commun, de type « pluie centennale », le réseau de collecte des eaux de pluie du site ITER dispose d'une marge de sécurité de 20%.

La conjonction d'un séisme majeur et de la rupture du barrage de Serre-Ponçon a également été envisagée, et ses conséquences prises en compte dans le dimensionnement de l'installation.

En cas de séisme, l'installation est mise « en état sûr », ce qui signifie que l'éventuelle expérience plasma en cours est automatiquement interrompue et que toute injection de gaz combustible (tritium, deutérium) dans l'enceinte à vide devient impossible. Les gaz combustibles résiduels, présents dans les circuits d'injection de l'enceinte à vide, sont alors récupérés et dirigés vers des lits de pléageage par l'action de deux petites pompes redondantes, alimentées par des batteries.

Celles-ci disposent d'une autonomie de quatre heures, ce qui permet de pallier l'arrêt total et durable de l'alimentation électrique. Quelques minutes suffisent pour réaliser cette opération.

Dans les autres parties de l'installation, les systèmes qui participent au cycle du combustible (injection, traitement, récupération, etc.) sont isolés ; la plus grande partie des gaz présents est ramenée vers les lits de piégeage tandis que la partie résiduelle demeure confinée et isolée à l'intérieur même des systèmes.

L'arrêt total et durable du refroidissement n'a aucun impact sanitaire et ne remet pas en cause la sûreté de l'installation. La chaleur induite dans les parois de confinement s'évacue naturellement.

Un accident de type Fukushima peut-il se produire dans ITER ?

Un accident comparable à celui qui s'est produit dans la centrale japonaise de Fukushima, ou a fortiori à Tchernobyl en 1986, ne peut en aucun cas se produire dans ITER. Le principe physique de la réaction de fusion est totalement différent de celui de la réaction de fission. La quantité de « combustible » gazeux impliquée dans la réaction est de l'ordre de quelques grammes et celle-ci s'interrompt à la moindre perturbation. Dans ITER, ni l'emballement, ni la fonte du cœur – qui est essentiellement constitué... de vide – ne sont possibles. La conjonction d'un séisme et d'une inondation n'affecterait donc pas la sûreté du confinement des matières radioactives.

Réactions à un cumul de risques maxima :

Dans une telle situation, l'installation est mise en état sur et passe en confinement statique. Le plasma est arrêté. L'inventaire de tritium dans les procédés est rapatrié dans les lits de stockage. Les procédés sont isolés. Les systèmes de détritiation sont arrêtés. Tous les étages sont isolés et l'alimentation électrique est arrêtée et il n'y a pas de conséquences radiologiques pour l'environnement et les populations.

5 Le domaine de fonctionnement :

L'analyse de sûreté de cette installation est basée sur un descriptif clair de fonctionnement. Ce descriptif est appelé domaine de fonctionnement de l'installation pour lequel la sûreté est démontrée. Ce domaine de fonctionnement est composé de paramètres présentés à la fin de ce chapitre. Il constitue le contrat qui lie l'exploitant nucléaire et les autorités de sûreté nucléaire. Ils seront repris dans le décret d'autorisation de Création de l'INB. Toute modification ne peut se faire sans l'accord des pouvoirs publics et fera sans doute l'objet d'une nouvelle demande d'autorisation et sans doute d'une nouvelle enquête publique.

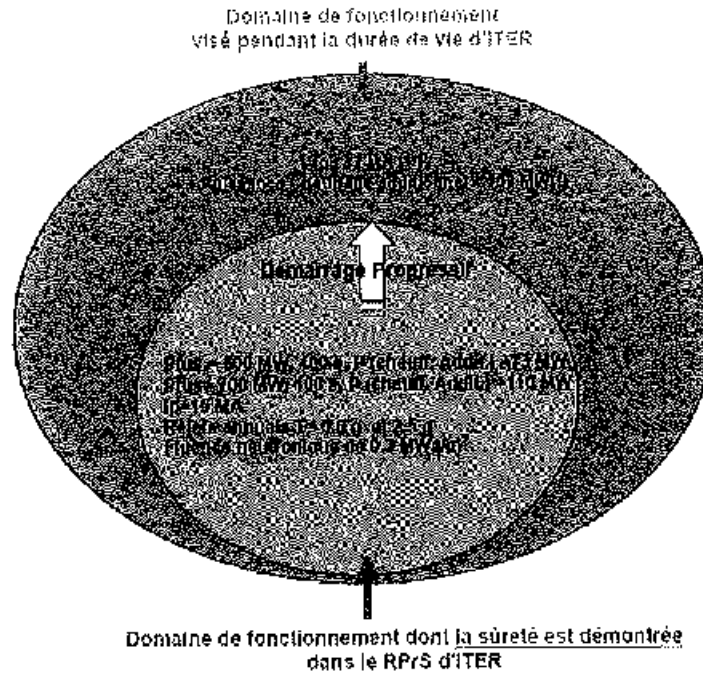
Le programme d'ITER comprend les expériences exposées au chapitre 10 du volume I du RPrS. L'extension du programme de recherche est aussi prévue : c'est sur cette base que le domaine de fonctionnement autorisé de l'installation qui fait l'objet de la demande d'autorisation présente a été défini.

L'opération du tokamak doit couvrir essentiellement 3 scénarios différents appelés scénarios plasma de référence. Tous les scénarios ont en commun une même valeur de

- champ magnétique toroïdale constant $BT_0=5.3$ T,
- grand rayon du plasma $R\sim 6,2$ m
- petit rayon du plasma $a\sim 2.0$ m
- le volume et la surface du plasma d'environ ~ 816 m³ et ~ 680 m² respectivement.
- Capacité thermique maximale du système de refroidissement de l'ensemble de l'INB $P_{cool}=1200$ MW
- Capacité moyenne du système de rejection de chaleur $HRS=450$ MW

Les principaux paramètres qui caractérisent ces scénarios sont présentés sur le tableau suivant.

Nom du fonctionnement	Inductive	Hybride	Non-inductive
Puissance de fusion	500 MW	400 MW	356 MW
Facteur d'amplification Q	10	5.4	6
Durée d'opération plasma	300-500 s	1000 s	3000 s
Courant dans le plasma (I_p)	15.0 MA	13.8 MA	9.0 MA
Puissance de chauffage additionnel du plasma.	50 MW	73 MW	59 MW
Temps maximum de répétition des pulses	1800 s	4000 s	12 000 s



6 Les PUI et PPI

Le CEA et ITER étant respectivement in centre nucléaire et une installation nucléaire de base, les plans d'urgence internes (PUI) et le plan particulier d'intervention (PPI) sont des procédures requises par la loi

Concernant le PUI les textes réglementaires sont les suivants :

- Décret 2007-1557 du 2 Novembre 2007, articles 10 et 20.
- Décret 2005-1158 du 13 septembre 2005 relatif aux plans particuliers d'intervention.
- Loi 2004-811 du 13 août 2004 dite « Loi de modernisation de la Sécurité Civile »
- Guide IRSN pour l'étude du dimensionnement du plan d'urgence interne

Au stade du RPrS un pré-dimensionnement du PUI est exigé et présenté au chapitre 6 du volume 2 du RPrS. Tel que présenté dans le tableau 2.7.1, les accidents identifiés déclenchant le plan d'urgence d'ITER peuvent se produire sur le site d'ITER et d'autres sur le site de Cadarache.

Catégorie d'événements	Localisation	Accident	
Conséquences conventionnelles	Site d'ITER, du CEA ou hors du site du CEA Cadarache ou d'ITER, à une distance inférieure à 5 kms	Feu de forêt	
	Site d'ITER	Feu d'hydrocarbures ou de combustibles	
	Site d'ITER	Séisme	
	Site d'ITER	Conditions climatiques extrêmes	
	Site d'ITER	Incendie localisé dans un bâtiment contenant des produits chimiques	
	Site d'ITER	Perte de confinement d'un bâtiment contenant des matières chimiques toxiques (conséquences d'un incendie)	
	Sur ou à l'extérieur du site d'ITER	Accident de transport de produits chimiques	
	CEA Cadarache	Accident toxique déclenchant le PUI	
	Site d'ITER: accident hors dimensionnement		Incendie dans le bâtiment trifilum avec propagation vers une boîte à gants
			Rupture multiple des boucles de refroidissement de la première parcelle dans la chambre à vide avec rupture des deux fenêtres sur une ligne de chauffage par ondes haute fréquence ("dérivation humide")
		Endommagement de la chambre à vide et du cryostat conduisant à de grosses brèches	
Site d'ITER		Détection d'anomalie significative lors du contrôle des rejets d'ITER dans l'environnement	
Conséquences radiologiques	Site d'ITER	Incendie dans un bâtiment contenant des matières radioactives	
	CEA Cadarache	Incendie dans une INB (local d'entreposage des fûts de déchets radioactifs/cellule du LECA avec destruction partielle du pré-filtre)	
	CEA Cadarache	Accident de réactivité sur un cœur (réacteur PHEBUS / réacteur MASURCA / réacteur RES)	
	CEA Cadarache	Détection d'anomalies significatives lors du contrôle des rejets du site du CEA Cadarache	
	Site d'ITER ou CEA Cadarache		Chute d'avion sur un bâtiment contenant des matières radioactives

Déclenchement du PUI :

En cas de besoin, le directeur d'ITER peut être amené à déclencher le Plan d'Urgence Interne (PUI). Dans un tel cas, plusieurs actions sont mises en œuvre, dictées par des " fiches réflexes ", en particulier le Service Local de Sécurité doit engager les actions suivantes :

- alerter les services support concernés,*
- interdire, en fonction de la situation, les entrées et sorties de l'INB ITER,*
- actionner les sirènes PUI et de diffuser les messages d'alerte, sur ordre du Directeur,*
- contrôler l'accès à la zone sinistrée.*

Les mesures prises dans le cadre du PUI sont diffusées par différents moyens de communication (réseau des haut-parleurs, ...).

Concernant le PPI

En France, le Plan Particulier d'Intervention fait partie de la gamme des dispositifs d'urgence prévus par la réglementation (loi 2004-811 du 13 août 2004 et décret 2005-1158 du 13 septembre 2005).

ITER devra donc mettre en place son PPI lorsque nécessaire.

Placé sous la responsabilité du préfet de la région Provence-Alpes-Côte d'Azur et du département des Bouches-du-Rhône, celui de ITER visera à :

- faire face aux conséquences d'un événement pouvant survenir dans une*

installation qui dépasseraient les limites du périmètre d'ITER,

- *faciliter l'action des secours,*
- *informer la population.*

Le PPI est un document public, pour le CEA consultable dans les mairies des sept communes comprises dans le périmètre: Saint-Paul-Lez-Durance et Jouques dans les Bouches-du-Rhône, Corbières dans les Alpes-de-Haute-Provence, Beaumont-de-Pertuis dans le Vaucluse, Rians, Vinon-sur-Verdon et Ginasservis dans le Var.

Pour ITER le périmètre sera défini par le préfet de Région.

LES DECHETS TRITIÉS

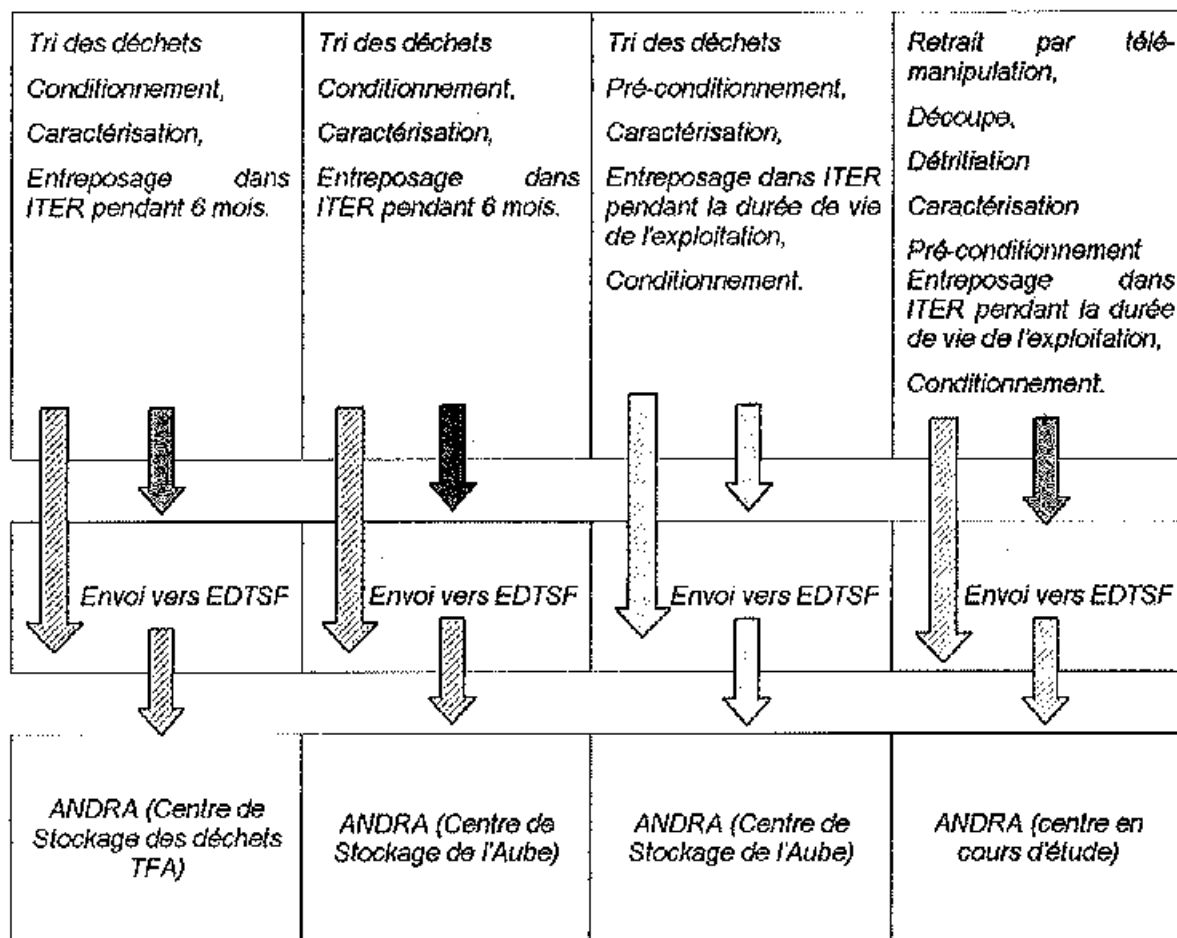
La gestion des déchets tritiés

Réponse d'IO

Gestion des déchets prévue à ce jour :

Déchets de très faible activité (TFA)	Déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC)	Déchets purement tritiés	Déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL)
--	--	---------------------------------	--

Au sein des installations permettant la gestion des déchets sur ITER



L'envoi vers les exutoires de l'ANDRA est soumis à l'acceptation des déchets (flèches hachurées)

Concernant les 160 m³ de déchets faiblement radioactifs mais dépassant les seuils d'effluents industriels fixés par le GEA de Cadarache qui seraient susceptibles d'être envoyés vers une installation externe de traitement d'effluents, de nombreuses installations françaises ont la capacité de pouvoir traiter ces effluents. Il est, par conséquent, indiqué dans l'étude d'impact (partie 2 sur les sources des effluents liquides et volumes contaminés par des matières radioactives) que l'impact de ces effluents peut difficilement être quantifié puisque le lieu de ce traitement n'est pas connu.

Les déchets tritiés ne répondant pas aux critères d'acceptation ANDRA seront entreposés dans un centre d'entreposage dédié afin de permettre leur décroissance. Ces déchets sont pris en compte dans le cadre du projet entreposage des déchets tritiés sans filières (EDTSF), conformément à l'Article 4 de la Loi 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. La réalisation de ces installations se conformera aux procédures administratives françaises de création, de construction et d'exploitation de ce type d'installations.

Quant au choix du site d'entreposage, plusieurs options sont en cours d'étude par le pays hôte. La recherche des sites pouvant répondre à cet objectif s'effectuera en répondant au principe défini par le livre blanc sur le tritium-ASN juillet 2010 qui indique notamment que ce type de site d'entreposage doit se situer à proximité du site de production, après traitement et conditionnement des déchets par les producteurs. La date de démarrage de ces installations est prévue autour de 2025.

3.2.4 Impacts sur l'environnement et la santé

LES PRODUITS ET MATERIAUX UTILISES

- Le Tritium

Comment se répartissent (plasma, déchets, rejets,...) les 12 kg consommés lors de la phase nucléaire de ITER ?

Réponse de IO

L'inventaire de tritium au total dans l'installation nucléaire de base sera de 4 kg, pour lesquels la demande d'autorisation a été déposée. Cette valeur est présentée dans le chapitre 10 du volume 1 du RPrS. La répartition par système est présentée à la page 22 du chapitre 6.2 du volume 1 du RPrS ainsi qu'à la page 54 du chapitre 10. Il est indiqué que les données masquées correspondent à des données protégées en application de la réglementation sur les matières nucléaires.

IO a appliqué les instructions reçues par

- la lettre du MEEDDIVI du 17 juin 2010 référence : SDSIE/n°001426*
- la lettre de l'ASN du 18 Octobre 2010 référence: CODEP-DRD-2010-055626*

Ceci a été implémentés, d'une part, de sorte que les inventaires et les emplacements n'apparaissent pas simultanément et d'autre part montrer que les valeurs ont été cachées et non pas simplement éliminées pour montrer la transparence du processus.

Les tableaux 1-10.11 à 1-10.18 suivants fournissent les données de l'inventaire principal (voir chapitre 1-12 « Recensement des risques ») de radionucléides de toute l'installation ITER. Est également donné en détail l'inventaire non radiactif, connu à ce jour.

Tableau 1-10.11 : Inventaire des radionucléides du tritium (g)

Inventaire de tritium	Valeurs estimées ¹
Inventaire mobilisables dans la chambre à vide et ses prolongements	≠ 1000 g (comprenant jusqu'à [masqué] dans les cryopompes cuvettes sur la chambre à vide)
Us de stockage du tritium	≠ 1000 g
Installation Tritium	≠ 1000 g
Eau chaude	≠ 1000 g

Tableau 1-10.12 : Description de l'usage du tritium dans le cycle de combustion

Type d'inventaire	Tritium (g) ¹
Système de séparation des isotopes	[masqué]
Alimentation en pastille	[masqué]
Alimentation en gaz	[masqué]
Autre	[masqué]
Total du cycle de combustion du tritium	[masqué]

Tableau 1-10.13 : Inventaire d'hydrogène (g) et D/T des contributions principales

Système	Inventaire d'hydrogène, de deutérium et de tritium ¹
Système de séparation des isotopes	[masqué]
Système de stockage et d'alimentation (SDS) (gaz)	[masqué]
Système de stockage et d'alimentation (SDS) (hydride)	[masqué]
Procédé d'évaporation Tokamak (TEP)	[masqué]
Déminéralisation de l'eau	[masqué]
Autres: conduits de gaz, pompes et conduites mécaniques	[masqué]
Sous total installation tritium	[masqué]
Injecteurs rayon neutre (pas les 3 et diagnostic NB)	[masqué]
Deutérium et tritium co-déposés	[masqué]
Pompage toré	[masqué]
Alimentation en combustible	[masqué]
Sous total dans chambre	[masqué]
TOTAL	[masqué]

¹ Les chiffres masqués dans les tableaux 1-10.11, 1-10.12 et 1-10.13 correspondent à des données protégées en application de la réglementation sur les matières nucléaires.

L'étude d'impact démontre qu'il n'y a pas de rejets important de tritium ni dans l'atmosphère ni dans les cours d'eau. Il s'agit de la pièce 6, dont le résumé non-technique est aussi présenté. En effet les éventuels rejets en tritium, en fonctionnement normal et accidentel sont respectivement largement inférieurs au seuil réglementaire (1 mSv par an) et à la radioactivité naturelle (2.4 mSv) par an.

Les risques sur le tritium et l'avancée des connaissances

L'IRSN et l'ASN ont rédigé un livre blanc sur le tritium, livre blanc dans lequel l'ensemble des questions relatives à la possible sous-estimation de la radiotoxicité du tritium ont été soulevées, compte tenu d'incertitudes diverses sur les méthodes de

mesure et de son comportement. Une des conclusions de ces rapports est qu'afin de couvrir ces incertitudes, de l'ordre d'un facteur 2 par rapport aux données de radiotoxicité actuelles, il est demandé aux exploitants d'effectuer une variante de l'étude d'impact en prenant compte une radiotoxicité double. De ce fait, ITER a intégré ce facteur dans les documents présentés dans l'étude d'impact. Les risques liés au tritium présentés dans l'enquête publique tiennent ainsi compte des dernières avancées sur la connaissance dans ce domaine. Les risques seront réévalués avec l'avancée des connaissances scientifiques.

- L'eutectique Li-Pb

Est-ce le composé 17%-83% qui sera utilisé pour les essais de production du Tritium in situ? Ce composé sera-t-il produit sur place ou acheté? Quelle est la quantité de ce composé présente dans chacun des 2 modules utilisés? Comment ce composé est-il maintenu liquide? Sous l'action des neutrons ce composé se dissocie-t-il en donnant du Li?

Réponse de IO

En effet le nom Pb-17Li correspond à 83% Pb et 17% Li. Les TBM et les détails technologiques appartiennent aux pays membres qui l'installeront sur ITER. Les TBM seront installés sur place et le Pb-17Li eutectique importé du pays propriétaire du TBM. La quantité de ce composé est inférieure à 0,28 m³. Le Pb-Li est liquide à une pression de 2 MPa et température $T_{in}/T_{out}=360/470$ °C. La fonction du Pb-Li est double : c'est le réfrigérant du système de refroidissement du TBM et il produit en même le tritium.

- Le Beryllium

En plus du fait qu'il produit peu de poussières sous l'action des lignes de champ magnétique, ce matériau favorise-t-il la récupération de chaleur par l'eau du circuit primaire après avoir absorbé l'énergie des neutrons? Ce matériau a-t-il d'autres rôles?

Réponse de IO

Le béryllium favorise la récupération de la chaleur par l'eau en multipliant l'action des neutrons, de ce fait le système est plus rentable. Il a un autre rôle très important dans l'interaction plasma-paroi, puisque dû à sa valeur de $Z=4$, la contamination du plasma par des impuretés (produites par l'érosion) ne modifie pas de façon significative la valeur de Z_{eff} du plasma. Par ailleurs les pertes par puissance radiative sont faibles et il absorbe l'hydrogène de façon contrôlée, il produit peut de tritium par action des neutrons et peut être réparés sur place. Par ailleurs son utilisation est largement rependue dans l'industrie et le protocole de sécurité largement connu (comme par exemple sur le JET)

La présence de béryllium dans l'installation est parfaitement maîtrisée comme dans toute industrie qui utilise ce métal et met en œuvre des moyens de protection des travailleurs et conformément à la réglementation en vigueur. Quasiment aucun rejet de Béryllium n'est à envisager, cependant l'exploitant ITER a souhaité prendre toutes les précautions nécessaires afin ce risque reste très largement en dessous des limites de toxicité prescrites. Les résultats sont présentés dans la partie 2 de la pièce 6 du dossier.

- Le Tungstène

Que pensez-vous de la remarque de M. J-P PETIT concernant l'extinction du plasma du fait du rayonnement de freinage produit par ce matériau situé dans le tokamak?

Réponse de IO

Le rayonnement de freinage est un processus de pertes naturelles du plasma largement étudié. En fait la mesure du rayonnement X (généralisé par la radiation de freinage) du plasma est un moyen essentiel de mesure de la température des électrons. Ce phénomène de physique de plasma a largement été étudié.

En réalité M. Petit devrait parler de la puissance radiative des impuretés qui refroidissent le plasma et donc l'« éteignent ». Cette extinction est bien connue, on parle de terminaison de la réaction de fusion de façon naturelle. C'est une qualité qui fait que la fusion soit intrinsèquement sûre.

Par ailleurs c'est une propriété utilisée de sur les tokamaks par exemple pour injecter des impuretés d'un gaz en bordure du divertor pour refroidir cette partie du plasma justement en utilisant la puissance radiative. Sur le tokamak Textor en Allemagne, un mode de confinement, le mode RI (pour Radiation Improved), a été obtenu en injectant des impuretés bien choisies cette fois-ci dans le coeur du plasma, pour tirer profit d'un effet stabilisant (piquage de la densité). Il permet d'atteindre de très bonnes performances tout en présentant l'avantage de réduire la charge thermique sur les composants face au plasma.

Les études en cours sur ASDEX update qui utilisent du W permettent d'approfondir sur les moyens de contrôle du plasma. Il a été démontré que le débit avec lequel le tungstène atteint le centre du plasma peut être maintenu bien en dessous du débit avec lequel le tungstène refroidirait le plasma. La configuration ITER-like de JET reprend ces expériences à son échelle et permettra d'optimiser les mode d'opération déjà établis en 2001 sur la bases des résultats scientifiques existants.

EVALUATION DES RISQUES

- Impacts des rejets

Pour évaluer la gravité des conséquences des impacts, via l'air, l'eau et la terre, sur l'environnement et ses divers peuplements, ainsi que sur la population (directement et par la chaîne alimentaire), il est important de connaître aussi précisément que possible les quantités de produits toxiques ou radioactifs provenant d'ITER (notamment Tritium, Béryllium, SF₆, polyphosphate de Zinc), en fonctionnement normal ou accidentel. Cela passe par l'utilisation de codes de calcul.

Réponse de IO

En effet des codes de calculs sont utilisés pour le calcul de l'impact des rejets sur l'environnement et la population en fonctionnement normal et pour les situations accidentelles.

Les codes utilisés en fonctionnement normal sont décrits dans l'annexe 13 de la pièce 6.2. Le code GASCON, implanté dans la plate-forme CERES permet d'évaluer l'impact radiologique d'un rejet continu par voie atmosphérique en fonctionnement normal des installations. Le code ABRICOT, également implanté dans la plate-forme CERES,

permet d'évaluer l'impact radiologique d'un rejet continu par voie liquide en fonctionnement normal des installations.

Pour les situations accidentelles la partie 4 de la pièce 8 du DAC a pour objet de présenter l'évaluation des conséquences radiologiques pour le personnel, le public et l'environnement, des situations accidentelles retenues pour le site ITER.

*** Rejets gazeux et particuliers**

Le code de dispersion atmosphérique utilisé est-il un 2D ou un 3D et convient-il à la fois pour les gaz légers et lourds?

Réponse de IO

Le code utilisé (CERES) est un code utilisant des modules de dispersion atmosphérique permettant de calculer en un point (coordonnées x, y, z) la concentration atmosphérique d'un polluant en suivant des modèles de dispersion gaussienne (un modèle gaussien correspond à un modèle de distribution statistique d'une fonction). Les résultats sont ramenés au niveau du sol, lieu de dépôt, d'inhalation ou d'incorporation des matières radioactives.

Pour une situation accidentelle, seul l'axe du vent est considéré (x, z) puis les résultats sont conservativement extrapolés sur tous les points d'un cercle de rayon x autour du point de rejet.

Le code est utilisé depuis des décennies pour les installations nucléaires de base du CEA. Il n'a jamais fait l'objet d'une remise en question de la part des experts en la matière, dont l'IRSN fait partie.

Le code prend en compte une loi de sédimentation (loi de dépôts) paramétrable de façon différente suivant les natures de matières rejetées. Les gaz légers et lourds peuvent de ce fait être distingués par le code.

Ce code a-t-il été validé expérimentalement, et avec quelles incertitudes, en particulier pour les rejets tritiés, et, si oui par quel organisme ?

Réponse de IO

Les codes utilisés par ITER sont les codes que le CEA utilise pour ses propres installations (près d'une cinquantaine) y compris pour les installations les plus récentes. L'autorité de sûreté nucléaire a analysé dans le cadre de l'instruction des dossiers des installations CEA les modes de calcul des conséquences radiologiques, y compris des rejets émanant d'installations avec rejets tritiés. ITER ne dispose pas des avis élaborés par l'autorité de sûreté nucléaire sur chacune des installations du CEA. Néanmoins, les avis de l'ASN, des membres du groupe permanent et de l'IRSN sur les installations récentes du CEA sont consultables sur le site internet de l'ASN :

<http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Les-appuis-techniques/Les-groupes-permanents-d-experts/Groupe-permanent-d-experts-pour-les-laboratoires-et-usines-GPU>

Par ailleurs, bien que les codes utilisés par le CEA et ceux de l'appui technique de l'autorité de sûreté soient différents, il ne semble pas à ce jour qu'il y ait des incohérences.

Enfin, la comparaison entre les rejets théoriques calculés par le code et le retour d'expérience de décennies de mesures environnementales autour de la cinquantaine d'installations CEA montre que les modèles donnent des valeurs majorantes et robustes.

L'émission par « bouffée », retenue pour le « terme source » de ce code de calcul, est-elle justifiée dans les situations normale et accidentelle (rupture tuyauterie, incendie ou explosion) de l'installation?

Réponse de IO

Les outils de calcul utilisés pour les situations accidentelles permettent de choisir entre plusieurs modèles de dispersion par bouffée dont ceux de type Doury. Les calculs ont été réalisés avec les différents modèles existants mais n'ont été présentés que des modèles « Doury » afin d'une part de faciliter la comparaison avec les calculs effectués par le CEA de Cadarache, d'autre part de fournir des résultats conservatifs, les résultats Doury étant légèrement plus pénalisants pour les distances d'intérêts pour les populations concernées.

Pour les situations de fonctionnement normal, le modèle utilisé n'est pas un modèle « à bouffées » mais un modèle de type « panache » qui prend en compte un rejet constant de matières polluantes pendant un temps plus long.

*** Rejets liquides**

La validation et la détermination des marges d'incertitude dans l'évaluation des impacts, en particulier pour les rejets tritiés, a-t-elle été réalisée, et, si oui, de quelle manière ?

Réponse de IO

Pour les rejets liquides et les rejets atmosphériques les marges d'incertitudes sont liées

- *d'une part aux estimations qui sont enveloppes*

-rejets à la cheminée et rejets liquides sont enveloppe

-situations atmosphériques les plus défavorables

-habitants du groupe de référence supposés vivre 365/ans à l'extérieur (dose par inhalation maximale)

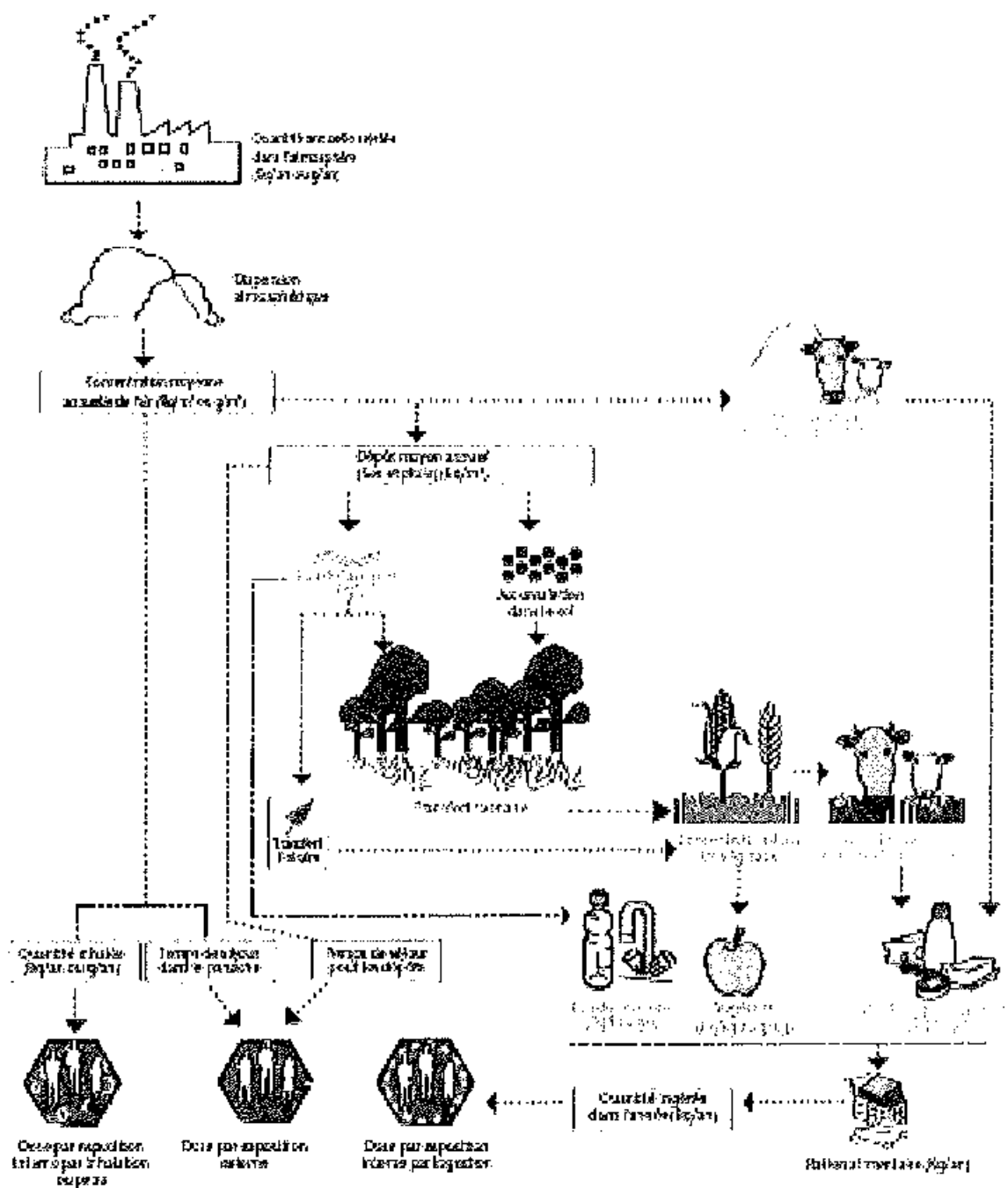
-100% de consommation des aliments provenant de cultures et élevage à proximité, eau de la rivière pour boisson et arrosage (exemple Pertuis), poissons de la rivière exclusivement (dose par ingestion)

Voir figures du résumé non-technique de l'étude d'impact reproduite ci-dessous.

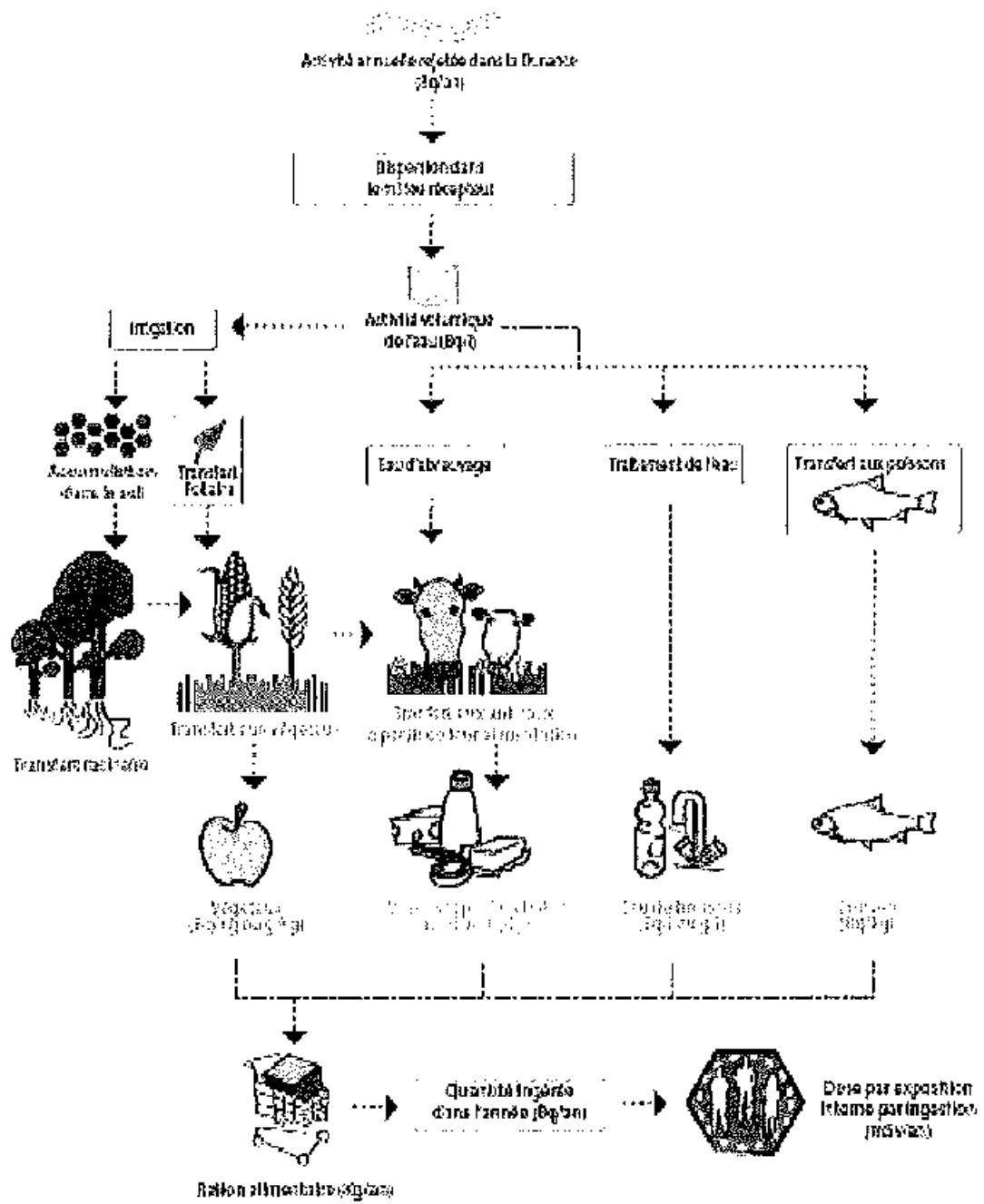
- *D'autre part aux incertitudes liées aux codes.*

Le code comprend le facteur de conversion du tritium $W_r=1$. Cette valeur est réglementaire et validée par la CIRP (Commission International de Radioprotection).

ITER a suivi les recommandations de l'ASN et a appliqué le facteur $W_r=2$. A ce jour l'exploitant ITER est le seul à avoir fait cet exercice.



Les différents voies de transfert des éléments rejetés dans l'atmosphère



Présentation des différentes voies de transfert d'éléments pour les rejets d'effluents radioactifs liquides

- Scénarii d'accidents

Comme suite à la catastrophe de Fukushima, il a été demandé de prendre en compte l'imbrication de plusieurs causes pouvant conduire à un accident. Une telle étude a-t-elle été réalisée en englobant les causes internes à ITER, et/ou celles externes relatives à des risques majeurs naturels (feu de forêt, inondations exceptionnelles, séismes) et technologiques (chutes d'aéronefs, installations du CEA Cadarache avec notamment les conséquences sur celles-ci de la perte du réseau d'alimentation électrique, avec « effet domino » sur ITER) ?

Réponse de IO

**les extraits du RPrS sont en noir ci-dessous*

Le flyer mis à disposition du public dans les mairies et aussi disponible sur le site internet dédié à l'enquête publique www.iter.org/fr/ep explique les points soulevés dans cette question et complétés ci-dessous.

La sûreté d'une installation nucléaire repose sur un principe simple : la prise en compte d'un ensemble de risques, même les plus improbables, dans la conception et la construction des bâtiments et des systèmes.

Notamment les risques étudiés sur ITER font l'objet du chapitre 12 du RPrS et de la pièce 8 du DAC. Voici la table des matières listant tous les risques sur l'installation.

0	INTRODUCTION
0.1	OBJET
0.2	DOCUMENTS DE REFERENCE
1	RISQUES NUCLEAIRES – FONCTIONS DE SURETE
1.1	RISQUE DE DISSEMINATION DE MATIERES RADIOACTIVES
1.2	RISQUE D'EXPOSITION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS
2	AGRESSIONS INTERNES

- 2.1 INCENDIE INTERNE
- 2.2 EXPLOSION INTERNE
- 2.3 DEGAGEMENTS THERMIQUES
- 2.4 TRANSITOIRES DE PLASMA
- 2.5 INONDATION INTERNE
- 2.6 EFFETS MISSILES
- 2.7 FOUETTEMENT DES TUYAUTERIES
- 2.8 RISQUES CHIMIQUES
- 2.9 RISQUES MECANIQUES
- 2.10 RISQUE MAGNETIQUE ET ELECTROMAGNETIQUE

3 AGRESSIONS EXTERNES

- 3.1 INCENDIE EXTERNE
- 3.2 INONDATION EXTERNE
- 3.3 CONDITIONS CLIMATIQUES EXTREMES
- 3.4 AGRESSIONS ASSOCIEES AUX INSTALLATIONS ET VOIES DE COMMUNICATION PROCHES
- 3.5 CHUTE D'AVIONS
- 3.6 SEISME

4 RISQUES NON NUCLEAIRES AVEC IMPACT POTENTIEL SUR LE PERSONNEL

5 SYNTHESE DES RISQUES EN FONCTION DU STATUT OPERATIONNEL DE L'INSTALLATION

ANNEXE-1 REPARTITION DES MATIERES RADIOACTIVES ET DANGEREUSES DANS L'INSTALLATION ITER

ANNEXE-2-RAPPORTS CITES EN REFERENCE

*Il est démontré que sur ITER il n'y pas d'effet domino ou de falaise. En particulier sont étudiées les situations hors dimensionnement considérées comme **fortement improbables**, dont l'étude permet de garantir une marge suffisante de sûreté pour le dimensionnement et de contrôler l'absence d'effet de falaise dans les conséquences. Ces situations correspondent aux accidents de dimensionnement auxquels des facteurs aggravants additionnels sont appliqués, indépendants de l'évènement ou des évènements initiateurs considérés avec une probabilité extrêmement faible.*

Ces accidents sont présentés dans le chapitre 4 du volume 2 du RPrS et reportés dans la Pièce 8 du DAC. Ci-dessous la liste des accidents étudiés :

- | | |
|------|--|
| 2.3 | INCENDIE DANS LE BATIMENT TRITIUM AVEC PROPAGATION VERS UNE BOITE A GANTS |
| 2.4 | EXPLOSION HYDROGENE ET POUSSIERE DANS LA CHAMBRE A VIDE .. |
| 2.5 | PERTE DE VIDE PAR UNE LIGNE DE PENETRATION DANS LA CHAMBRE A VIDE VV AVEC PERTE GENERALE D'ALIMENTATION DE 2 HEURES ET FUITE DE REFRIGERANT DE LA PREMIERE PAROI FW DANS LA CHAMBRE |
| 2.6 | DETERIORATION DE LA CHAMBRE A VIDE ET DU CRYOSTAT ENTRAINANT D'IMPORTANTES PERFORATIONS |
| 2.7 | PENETRATION D'EAU ET D'HELIUM DANS LE CRYOSTAT |
| 2.8 | INCENDIE DANS LA ZONE DE TRAITEMENT DES DECHETS DE LA CELLULE CHAUDE AVEC PROPAGATION VERS LE LOCAL DE STOCKAGE TAMPON |
| 2.9 | PERTE DE CONTROLE DU PLASMA AVEC DEFAILLANCE MULTIPLE DU SYSTEME FW/BLK PHTS A L'INTERIEUR DE LA CHAMBRE A VIDE..... |
| 2.10 | RUPTURE IMPORTANTE DU TUYAU DE REFROIDISSEMENT DE LA CHAMBRE A VIDE A L'EXTERIEUR DE LA CHAMBRE PLUS PERTE D'ECOULEMENT DANS TOUTES LES BOUCLES INTACTES DU SYSTEME PHTS |
| 2.11 | RUPTURE MULTIPLE DE BOUCLES DE REFROIDISSEMENT DE PREMIERE PAROI A L'INTERIEUR DE LA CHAMBRE A VIDE AVEC DEFAILLANCE DES DEUX FENETRES DANS UNE CONDUITE DE CHAUFFAGE PAR ONDES HAUTES FREQUENCES ("BY-PASS HUMIDE") |

Les situations hors dimensionnement sont élaborées à partir des situations accidentelles de dimensionnement en prenant comme hypothèse des défaillances indépendantes additionnelles pouvant aggraver la séquence ou à partir d'événements dont la probabilité d'occurrence est extrêmement faible.

L'analyse de ces séquences vise à démontrer la robustesse de l'approche "défense en profondeur" visant à garantir, conformément aux Objectifs Généraux de Sécurité définis

de l'installation ITER, qu'il n'y a aucun effet de falaise et que toute contre-mesure serait limitée dans le temps et dans l'espace. Elle vise également à définir les mesures possibles dont la mise en œuvre pourrait être nécessaire pour atteindre ces objectifs.

Dans la mesure où les séquences d'événement prises comme hypothèses sont elles-mêmes **extrêmement peu probables** (hypothétique), il est possible d'appliquer à ces situations des hypothèses plus réalistes que celles concernant les accidents de dimensionnement et d'utiliser des codes et modèles "de meilleure estimation".

Les règles d'étude des accidents hors dimensionnement sont présentées en référence <4>. L'impact radiologique est présenté dans le chapitre 2-5 « Conséquences radiologiques ».

La conception du réseau d'alimentation électrique tient compte des risques internes et externes tels que présentés dans le chapitre 6.4.4 du RPrS et copié ci-dessous :

4.1 TENUE AUX RISQUES

4.1.1 Risques Internes

Le SSEN (Steady State Electrical Network) alimente les composants SIC et, de ce fait, est classé SIC. Pour protéger les systèmes d'alimentation contre les risques internes, des mesures ont été prises à la conception, notamment :

- le renforcement des systèmes/composants : notamment l'installation d'équipements dans des enceintes protégées, la construction de barrières pour protection les équipements et/ou la conception des équipements garantissant leur bon fonctionnement dans l'environnement résultant des risques internes (par exemple, vibrations, températures, pressions, humidité, etc.),
- la séparation physique des systèmes : les systèmes sont isolés physiquement de sorte qu'un événement unique n'entraîne pas la perte de plusieurs systèmes,

- la protection contre les incendies et explosions : les SIC sont conçus et localisés de façon à pouvoir assurer leurs fonctions dans des conditions réalistes d'exposition aux incendies et explosions.

Les batteries sont situées dans des pièces bien aérées afin de limiter le risque d'accumulation d'hydrogène. Les chargeurs de batterie et les tableaux de distribution électrique sont situés dans une pièce séparée des batteries pour minimiser le risque d'explosion d'hydrogène.

L'évaluation des risques internes est décrite dans le sous-chapitre 2-3.1 "Risques internes".

4.1.2 Risques Externes

La conception tient compte des effets possibles des risques externes sur les SIC comme décrit dans le sous-chapitre 2-3.2 "Risques externes"; en particulier, sont pris en compte :

- les séismes,
- les conditions climatiques extrêmes (vent, températures extrêmes, neige, etc.),
- les événements externes (par exemple un incendie ou une inondation),
- un impact d'avion.

Les composants des systèmes d'alimentation électrique qui sont classifiés comme SIC (y compris les FDU-*Fast Discharge Unit des aimants*) sont situés dans des bâtiments conçus pour supporter les risques externes mentionnés plus haut et sont suffisamment éloignés les uns des autres pour éviter toute défaillance de mode commun.

Les composants SIC sont également classifiés en Catégorie Sismique I (SC1) afin de garantir leur fonction de sûreté en cas de séisme. Parmi les composants sans fonction de sûreté, ceux dont la défaillance ou l'interaction structurelle pourrait dégrader un élément SIC sont classifiés en Catégorie Sismique II (SC2)

En cas d'accident dont l'origine peut- être interne ou externe tel que mentionné ci-dessus, l'installation est mise « en état sûr », ce qui signifie que l'éventuelle

expérience plasma en cours est automatiquement interrompue et que toute injection de gaz combustible (tritium, deutérium) dans l'enceinte à vide devient impossible.

Les gaz combustibles résiduels, présents dans les circuits d'injection de l'enceinte à vide, sont alors récupérés et dirigés vers des lits de piégeage par l'action de deux petites pompes redondantes, alimentées par des batteries. Celles-ci disposent d'une autonomie de quatre heures, ce qui permet de pallier l'arrêt total et durable de l'alimentation électrique. Quelques minutes suffisent pour réaliser cette opération.

Dans les autres parties de l'installation, les systèmes qui participent au cycle du combustible (injection, traitement, récupération, etc.) sont isolés ; la plus grande partie des gaz présents est ramenée vers les lits de piégeage tandis que la partie résiduelle demeure confinée et isolée à l'intérieur même des systèmes.

L'arrêt total et durable du refroidissement n'a aucun impact sanitaire et ne remet pas en cause la sûreté de l'installation. La chaleur induite dans les parois de confinement s'évacue naturellement.

- Evaluation probabiliste

En situation accidentelle, pour les scénarii envisagés par IO, n'aurait-il pas été intéressant, en sus de l'étude liée la gravité de leurs conséquences, d'évaluer la probabilité d'occurrence des impacts correspondants, d'autant qu'il existe à cet effet notamment des bases de données de sûreté de fonctionnement des systèmes ?

Réponse de IO

Pour ITER, en règle générale, les agressions, internes ou externes, sont analysées selon une approche déterministe. Selon les cas, pour les agressions liées à l'activité humaine (chute de charge, chute d'avion, ...) une approche probabiliste du risque est recherchée, lorsque les données statistiques sont suffisamment représentatives.

Les bases de données pour les systèmes de fusion sont en cours d'élaboration et pourront être complétées et validées grâce à la construction d'ITER. Cette base de

données est maintenue par l'IAEA avec l'apport du retour d'expérience des installations de fusion qu'ITER a également intégré.

En particulier l'approche retenue est probabiliste pour les agressions externes, les inondations, la chute d'avion par exemple, en s'appuyant sur les règles fondamentales de sûreté définies dans les RFS applicables définies par l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

En outre l'ASN considère que la démarche déterministe est plus robuste puisqu'elle postule les risques.

OBSERVATION DE M. JANBERG DU 8 JUILLET 2011

Béryllium

Pièce 6, partie 2, incl. 3. Etude d'impact
 Le Béryllium est comme 'captive de nombre' à l'intérieur du Tokamak, à l'exception d'un inventaire total de 16 t.
 On ne parle dans ce contexte que d'une situation - et uniquement pas voir atmosphérique - que d'une ex. de $\leq 1,5$ g/a en phase d'expansion.
 Cette valeur très réduite ne surprend (perfor. nuance exceptionnelle ?)
 Je n'ai pas vu une mention d'une libération plus élevée lors d'une maintenance robotique à l'intérieur du Tokamak.

Réponse de IO

Le béryllium se trouve sous forme métallique à l'intérieur de la chambre à vide tel que présenté dans la pièce 2 page 13 et le résumé non technique du DAC page 27. Les 14 tonnes de béryllium (page 42 de la pièce 6 partie 2) se trouvent sous forme de tulles de 10 mm d'épaisseur qui recouvrent les couvertures qui se trouvent dans la chambre à vide

Pendant la phase de maintenance la quantité rejetée à la cheminée est de 1,5 g.

En effet ces quantités sont très faibles par rapport aux blocs métalliques (tuiles) qui ne sont érodés qu'en surface pendant les phases de montage, la phase plasma et pendant la maintenance.

D'une part les systèmes de confinement des aérosols assurent une cascade de dépression qui oblige les matières en suspension à fluer toujours vers la zone de plus basse pression (l'intérieur des équipements) et d'autres par de filtres de très haute capacité sont utilisés pour arrêter les poussières (99,9% efficacité minimale).

La quantité maximale de béryllium sous forme de poussières dans l'étude d'impact est de 1000 kg ; hors cette quantité est arrêtée par plusieurs étages de filtres de très haute efficacité avant d'atteindre la cheminée. Deux étages de filtres en séries font partie de la conception de l'installation afin de limiter les rejets atmosphériques, ce qui réduit les 1 tonnes d'un facteur 10000 (10^5). Il n'y a pas de rejets plus élevés en phase de maintenance robotique puisque les systèmes de confinement mis en œuvre sont les mêmes qu'en phase plasma.

Le Be n'apparaît pas dans la liste des nuclides gazeux émis — compris dans un autre chiffre global ?

Réponse de IO

Le béryllium apparaît dans la liste des effluents gazeux à la page 49 de la pièce 6 partie 2 du DAC.

1.6.2 Terme source gazeux

1.6.2.1 Terme source gazeux chimique

Le tableau ci-dessous indique le terme source annuel pour les rejets gazeux chimiques.

Source	Type	Rejets annuels	
		Phase non nucléaire	Phase nucléaire
Activités de Be	Be	8 g	1,5 g
Rejets diffus de SF6	SF6	300 kg	300 kg
Centrale de chauffage	Nox	33 730 kg	33 730 kg
Centrale de chauffage	CO	7 050 kg	7 050 kg
Centrale de chauffage	SO2	115 000 kg	115 000 kg
Centrale de chauffage	poussière	6 745 kg	6 745 kg
Centrale de chauffage	CO2	15 120 000 kg	15 120 000 kg
Diesel	SO2	45 kg	45 kg
Diesel	NOx	3 340 kg	3 340 kg
Diesel	CO	504 kg	504 kg
Diesel	COV	187 kg	187 kg
Tours de refroidissement	Ozone	/	12 kg

Tableau 16 : rejets gazeux chimiques de l'installation ITER

Substances	Phases	Effluents
Béryllium	Assemblage non nucléaire	6g
	Expériences plasmas non nucléaires et nucléaires	1,5 g

Effluents produits par les activités liées au béryllium

DOCUMENT DU COLLECTIF ANTINUCLEAIRE 13

BERYLLIUM :

Le béryllium se trouve sous forme métallique à l'intérieur de la chambre à vide tel que présenté dans la pièce 2 page 13 et le résumé non technique du DAC page 27. Les 14 tonnes de béryllium (page 42 de la pièce 6 partie 2) se trouvent sous forme de tuiles de 10 mm d'épaisseur qui recouvrent les couvertures qui se trouvent dans la chambre à vide.

Pendant la phase de maintenance la quantité rejetée à la cheminée est de 1,5 g/an.

En effet ces quantités sont très faibles par rapport aux blocs métalliques (tuiles) qui ne sont érodés qu'en surface pendant la phase plasma.

Réponse de IO

La quantité maximale de béryllium sous forme de poussières est de 1000 kg (enfermées dans l'enceinte à vide). Le béryllium sous forme métallique massive (tel que les tuiles) n'est pas mobilisable. D'une part les systèmes de confinement des aérosols assurent une cascade de dépression qui oblige les matières en suspension à migrer toujours vers la zone de plus basse pression (l'intérieur des équipements). D'autre part de filtres de très haute efficacité sont utilisés pour arrêter les poussières (99,9% efficacité minimale).

Les poussières sont arrêtées par plusieurs étages de filtres de très haute efficacité avant d'atteindre la cheminée. Deux étages de filtres en séries font partie de la conception de l'installation afin de limiter les rejets atmosphériques, ce qui réduit les 1 tonnes d'un facteur 10000 (10^5) soit 1,5 g. Il n'y a pas de rejets plus élevés en phase de maintenance robotique puisque les systèmes de confinement mis en œuvre sont les mêmes qu'en phase plasma.

La réglementation française propose un seuil de toxicité du béryllium pour des expositions à des postes de travail.

ITER a choisi pour les personnes travaillant au contact de ces matières un seuil de protection des voies respiratoires égale au dixième de ce seuil (volume 1 chapitre 1.4 du RPrS sur le zonage béryllium). De ce fait, les travailleurs au contact de cette matière seront protégés de ses effets bien avant l'atteinte du seuil imposé par la réglementation française. L'atmosphère de travail des personnels non au contact de ces matières sera également contrôlée et le personnel sera également surveillé pour des ambiances inférieures d'un facteur 200 à la valeur de la réglementation française. Le personnel sera de ce fait protégé de façon efficace contre les effets du béryllium.

La protection des travailleurs concernant le béryllium comprend plusieurs volets :

Pour le béryllium non-actif en phase d'assemblage :

- La mise en place d'un zonage béryllium signalisé,
- La ventilation de ces zones avec des filtres de très haute efficacité,
- Le strict respect des consignes de protection des travailleurs,
- La mesure de la contamination de ces zones,
- Si besoin d'intervention en zone contaminée des vêtements de protections adaptés seront utilisés.

Pour la phase active, le caractère toxique et radioactif sera pris en compte par la mise en place de systèmes de confinement statiques et dynamiques entre l'homme et la source de danger. On notera l'interposition multiple de barrières redondantes et pleinement opérationnelles. En phase active, compte tenu de l'activation du béryllium, il n'y a pas de contact direct avec les travailleurs. Les opérations de maintenance pouvant mettre en jeu du béryllium activé seront réalisées de manière téléopérée.

Pour l'impact environnemental et sanitaire autour des installations d'ITER, la concentration maximale dans l'environnement suite aux rejets annuels d'ITER représente environ 0.000 000 001% de la valeur définie dans la réglementation française pour la concentration maximale à des postes de travail. Au-delà de la définition d'une dose acceptable, nous pensons que cette fraction est extrêmement faible et que la population sera exposée à des valeurs de concentration de béryllium n'entraînant aucun risque sur leur santé.

Concernant l'étude de sensibilité réalisée afin d'évaluer des moyens d'optimisation des rejets et donc de l'impact d'ITER, elle a consisté à considérer :

- *L'inventaire initial dans la chambre à vide au moment de son ouverture,*
- *La fraction de tritium récupérée dans la chambre à vide,*
- *Les taux de dégazage,*
- *Les facteurs de détritiation de l'atmosphère et dans les déchets,*
- *Les rejets de la station de détritiation des déchets, partiellement collectés et traités par le système de détritiation de l'atmosphère,*
- *Le temps requis pour transférer les composants dans les cellules de maintenance,*
- *Les scénarios de maintenance,*
- *Le délai entre l'ouverture de la chambre à vide et le traitement des déchets,*
- *La contamination dans les locaux des bâtiments nucléaires*

L'optimisation est un principe qui sera suivi tout au long de la vie d'une installation.

Question relative aux données cumulées avec les rejets de Cadarache :

Réponse de l'O

Les données de dose cumulées suite aux rejets d'exploitation d'ITER et ceux du CEA de Cadarache sont mentionnées au chapitre 3.7 de la partie 2 de la pièce 6 de l'étude d'impact. Il n'existe pas de tableau relatif à l'activité ajoutée dans les aliments, cumulée avec les rejets des installations du CEA de Cadarache. Néanmoins, le tritium est le radionucléide prépondérant en termes de rejet d'ITER, et de ce fait est prépondérant dans l'activité ajoutée dans les aliments. Les rejets de tritium du CEA de Cadarache étant relativement faibles, l'ordre de grandeur de l'activité cumulée ajoutée en tritium par ITER et par les installations du CEA de Cadarache, reste similaire aux valeurs figurant dans le dossier pour la seule installation ITER.

Enfin, il faut rappeler que le tritium est l'élément radioactif parmi les moins radiotoxiques existant sur terre, et qu'exprimée en dose, ces valeurs ne contribuent qu'à une dose extrêmement négligeable pour les populations autour des installations d'ITER.

Question des doses ou seuils « acceptables » pour le personnel et les riverains :

Réponse de l'O

L'IRSN et l'ASN ont rédigé un livre blanc sur le tritium, livre blanc dans lequel l'ensemble des questions relatives à la possible sous-estimation de la radiotoxicité du tritium ont été soulevées, compte tenu d'incertitudes diverses sur les méthodes de mesure et de son comportement. Une des conclusions de ces rapports est qu'afin de couvrir ces incertitudes, de l'ordre d'un facteur 2 par rapport aux données de radiotoxicité actuelles, il est demandé aux exploitants d'effectuer une variante de l'étude d'impact en prenant compte une radiotoxicité double. De ce fait, ITER a intégré ce facteur dans les documents présentés dans l'étude d'impact. Les valeurs présentées par ITER sont donc enveloppes et prennent en compte les incertitudes soulevées dans le livre blanc de l'ASN. Les valeurs de dose suite aux rejets en fonctionnement normal obtenues pour les populations les plus exposées sont inférieures d'un facteur 1000 aux valeurs réglementaires admissibles pour les installations nucléaires, valeurs réglementaires elles-mêmes inférieures à la radioactivité naturelle. De ce fait, ITER considère que les conséquences des rejets d'ITER ne présentent qu'un risque tout à fait négligeable pour les populations les plus exposées.

Les calculs faits à ce jour sont conservateurs et enveloppe. Un calcul réaliste est toujours couvert par cette approche. Donc les conséquences des impacts estimés à ce jour sont surestimées

Quelle est la quantité et type d'impacts de la vapeur d'eau émise par les tours de refroidissement ?

Réponse de IO

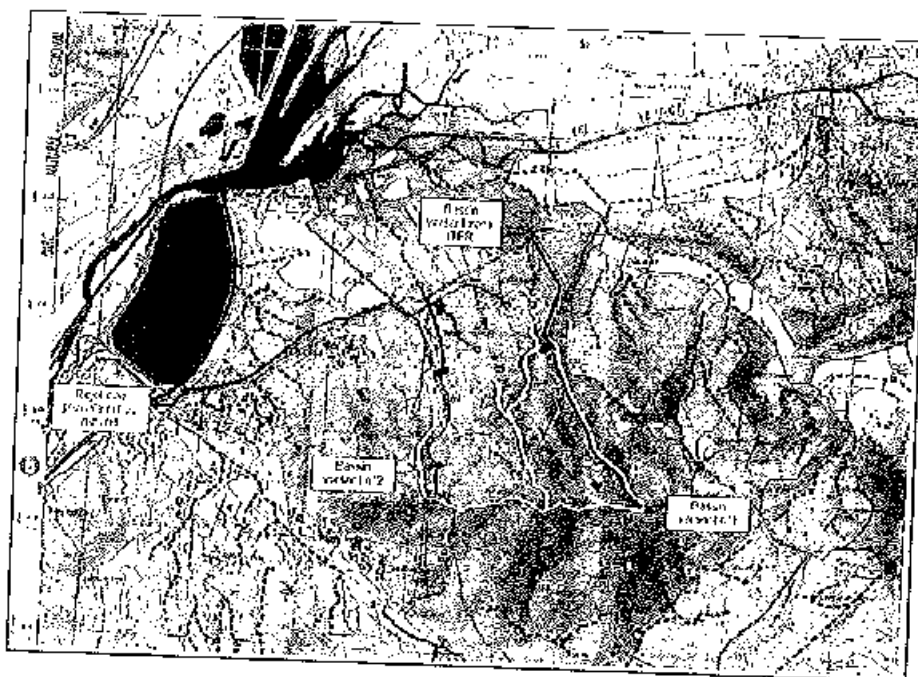
Les deux tiers de l'eau utilisée pour les circuits de refroidissement va être évaporée (Etude d'impact Pièce 6 partie 2, page 30/173) soit environ 2 000 000 m³/an.

Cette évaporation de l'eau peut conduire à une augmentation de l'humidité relative a proximité des tours de refroidissement.

Quel est l'emplacement exact de la surverse du bassin d'orage ?

Réponse de IO

Le bassin d'orage est dimensionné pour que jusqu'à la pluie décennale, l'eau est évacuée dans le Ravin de la Bête puis dans la Durance (exutoire commun avec le CEA). En cas d'évènement pluvial supérieur à la pluie décennale, la surverse est dirigée vers le talweg naturel puis vers le Verdon (flèche rouge).



En quoi ont consisté les accidents du CERN et de Tore Supra ? Quelles en ont été les causes et les conséquences ? Les a-t-on pris en compte, et de quelle façon, dans le REX pour la conception d'ITER ?

Réponse de IO

L'incident du 19 septembre 2008 au CERN a consisté à un incident électrique (surchauffe d'une connexion) qui a provoqué une importante fuite d'hélium qui a entraîné l'interruption de l'exploitation du LHC. La cause principale de l'incident était une connexion défectueuse dans le câble supraconducteur de haute intensité reliant deux aimants dans le secteur 3-4 du LHC liée à la mauvaise application de la procédure de brasage et à une mauvaise inspection. L'enseignement tiré de cet incident est qu'il faut être très attentif à l'application des procédures de montage et aux contrôles de qualité indépendants lors de la fabrication des connexions.

L'incident de Tore Supra est celui intervenu en juillet 1988 : il s'agit d'un court-circuit survenu sur une bobine du champ toroïdal suite à une décharge rapide, qui a entraîné la nécessité de remplacer la bobine défectueuse par la bobine de rechange. La machine a été arrêtée pendant six mois pour procéder à ce remplacement.

Pour ce qui est de l'accident de Tore Supra, il n'y a pas vraiment de comparaison possible avec ITER car dans le cas des bobines de champ toroïdal de Tore Supra le conducteur est nu et immergé dans un bain d'hélium, ce qui rend plus facile un court-circuit entre spires si une particule métallique vient se loger entre deux spires, alors que dans le cas d'ITER le conducteur est de type câble-en-conduit, avec une circulation interne d'hélium supercritique et une isolation d'au moins 1 mm d'épaisseur en composite verre-polyamide imprégné de résine époxy. Pour qu'un court-circuit apparaisse il faudrait donc nécessairement qu'une particule métallique perfore l'isolation lors de la fabrication et que ceci ne soit détecté ni lors des essais de réception en usine ni lors des essais à froid, ce qui paraît hautement improbable. Par ailleurs l'instrumentation qui est prévue pour les bobines TF doit pouvoir détecter tout défaut d'isolation entre le conducteur et les plaques radiales.

DOCUMENT URVN-FNE

L'analyse des risques accidentels

Réponse de IO

La pièce 8 du DAC est un résumé de l'étude de risques présentée dans le RPrS au volume 2, chapitre 3. Ce document analyse les agressions internes, les agressions externes et le dimensionnement des ouvrages contre les agressions. Une description des risques, leur localisation ainsi que les mesures retenues vis-à-vis de ces risques (prévention, détection et limitation des risques) sont décrits risque par risque dans le RPrS au volume 2, chapitre 3. Ces études se basent sur le recensement des risques présentés dans le RPrS au volume 1, chapitre 12.

Les transitoires du plasma sont décrits en tant qu'agression internes (RPrS vol 2, chapitre 3.1, pages 119 et 120). Les risques d'explosion sont décrits en tant qu'agression interne (RPrS vol 2, chapitre 3.1, pages 91 à 114).

Le risque d'inondation externe fait partie des agressions externes considérées, et ses origines possibles ont été prises en compte lors de la conception d'ITER.

On peut imaginer, par exemple, qu'à une crue centennale de la Durance s'ajoute une rupture du barrage de Serre-Ponçon, situé à 140 kilomètres en amont du site d'ITER. Les premiers radiers (planchers de béton armé) des bâtiments nucléaires d'ITER se situant à 298 mètres au-dessus du niveau de la mer, ils se trouveraient hors d'atteinte de la crue centennale de la Durance, dont la hauteur maximale ne dépasse pas la cote 265. L'installation dispose donc d'une marge de protection de plus de 30 mètres. On peut également imaginer un épisode exceptionnel, lui aussi de type centennal, au cours duquel le niveau de la nappe phréatique connaîtrait une spectaculaire élévation pouvant atteindre la cote 305. Dans l'hypothèse d'un tel événement, la conception des fondations du Bâtiment Tokamak – ancrage du premier radier dans un encuvement, étanchéité assurée entre le premier et le deuxième radier à la cote 315 – confère à l'installation une marge de sécurité de 10 mètres. En cas d'épisode orageux hors du commun, de type « pluie centennale », le réseau de collecte des eaux de pluie du site ITER dispose d'une marge de sécurité de 20%.

Contrairement à ce qui est indiqué, la conjonction d'un séisme majeur et de la rupture du barrage de Serre-Ponçon a également été envisagée, et ses conséquences prises en compte dans le dimensionnement de l'installation.

De plus l'analyse des accidents est présentée dans le RPrS au volume 2, chapitre 4 (études des accidents de dimensionnement et situations accidentelles hors dimensionnement). Le chapitre 5 présente les conséquences radiologiques pour l'ensemble des scénarios de dimensionnement et hors dimensionnement. Pour chaque scénario, le terme source, les conséquences radiologiques pour le personnel, le public et l'environnement sont décrits.

Le choix des situations incidentelles et accidentelles s'effectue de manière déterministe. L'approche déterministe suppose que l'incident ou l'accident se produit et qu'il faut ramener l'installation à un niveau acceptable de risque. Il convient alors d'évaluer si les actions, les équipements ou les procédures caractérisant la défense en profondeur de l'installation remplissent bien leurs objectifs de préservation des niveaux de protection. A l'inverse, l'étude probabiliste consiste à quantifier la probabilité d'occurrence d'un événement redouté selon des éléments du système.

Les risques d'explosion ne sont donc pas associés à des probabilités d'occurrence.

Le cumul des situations (agressions internes dont les transitoires du plasma, agressions externes et accidents) est analysé et présenté dans le tableau est joint.

Ces aspects font partie de l'instruction en cours avec les experts techniques de l'IRSN.

Dans les installations JET, TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor, Princeton, Etats-Unis) et TLK (laboratoire tritium de Karlsruhe, Allemagne), aucun incident significatif pouvant potentiellement causer des dommages à l'installation, aucun rejet accidentel significatif de matériaux radioactifs ou dose significative aux opérateurs ne sont survenus pendant l'exploitation, qui représente un total combiné de plus de 60 ans de retour d'expérience.

L'installation IFMIF : International Fusion Material Irradiation Facility n'est pas décrite dans le dossier car elle est totalement indépendante du projet ITER. Conçue pour tester la durabilité des matériaux pour une filière future (DEMO), elle fait partie du programme de recherche international de fusion. Cette installation permettra avec les résultats d'ITER, de JET et des nouveaux tokamaks et des centres de calculs de concevoir les réacteurs de fusion producteurs d'électricité

Le programme élargi qui englobe ITER, IFMIF JET et les nouvelles machines de confinement magnétique et le centre de calcul est connu sous le nom de « Broad Approach ».

Concernant les *risques liés à l'utilisation du béryllium*, il est prévu un changement complet de ces premières parois des modules de couvertures et 25 autres modules au cours de l'exploitation d'ITER (voir pages 25 et 26 du RPrS volume 1 chapitre 11 relatif aux déchets) soit une quantité d'environ 15 tonnes de béryllium.

La quantité maximale de béryllium sous forme de poussières est de 1000 kg (enfermées dans l'enceinte à vide).

Il n'est pas prévu d'usinage du béryllium sur site.

Concernant *l'industrialisation des bobines supraconductrices*, 6 des 7 partenaires participent à la fourniture des conducteurs et il n'y a pas de problème d'approvisionnement des matériaux. Concernant la perte de supraconductivité suite à un transitoire du plasma tel qu'une disruption, cette situation est prise en compte pour le dimensionnement des structures (voir le tableau des cumuls présenté précédemment). Une description du système des aimants est fournie dans le RPrS, volume 1, chapitre 6.1, pages 37 à 42. Les situations incidentelles et accidentelles sont décrites page 40.

En cas de perte de l'alimentation électrique pendant une impulsion de plasma :

- l'arrêt rapide du plasma est déclenché ce qui peut générer une disruption du plasma,
- les bobines sont mises hors tension par activation des unités de décharge rapide correspondantes. Les décharges rapides des bobines font partie du fonctionnement normal de l'installation.

En cas de perte de l'alimentation cryogénique (hélium) :

- pour la perte de fonctions assurées par l'installation cryogénique (par exemple en cas de défaillance de l'installation de réfrigération), le stockage d'hélium pressurisé offre une capacité de refroidissement de secours d'au moins 60 minutes. Une décharge lente est déclenchée afin d'évacuer l'énergie magnétique des bobines vers le réseau électrique. Par ailleurs, l'arrêt en douceur du plasma est déclenché.
- pour la perte de He (par exemple, dans le cryostat), le transitoire du plasma est beaucoup plus rapide et donc la décharge rapide de l'énergie des bobines est nécessaire.

Le maintien de la supraconductivité des bobines n'est pas une fonction de sûreté d'ITER.

OBSERVATIONS DE M. BROM DU 31 JUILLET 2011

Matériaux

Différents matériaux de couvertures des composants internes ont été testés sur ces machines et notamment sur JET. Ces matériaux par érosion du plasma deviennent des impuretés qui peuvent s'accumuler au centre du plasma et réduire ses performances en diluant le mélange combustible ou en le refroidissant. Le choix du béryllium face au bore ou au carbone/graphite pour recouvrir les couvertures internes a été fait sur la base des résultats obtenus : il protège les couvertures des interactions avec le plasma tout en modifiant au minimum les propriétés du plasma.

Par ailleurs la tenue aux flux thermiques et neutroniques des matériaux de la chambre à vide et des composants internes a été largement investiguée. L'acier choisi, appelé SS 316 L(N)) désigné comme la nuance ITER (IG) a été développé pour être le matériau structural principal pour la chambre à vide avec un niveau de cobalt (Co) bas (0,05% comparé à 0,25% pour l'acier standard). Il a l'avantage de produire moins de produits d'activation à vie longue qu'un acier standard et donc un impact positif sur les déchets et leur catégorisation.

Réponse de IO

Il a été bien démontré que dans le domaine scientifique que l'étude des déplacements par atomes dû au bombardement neutronique peut être étudié dans les réacteurs et les accélérateurs existants en appliquant le flux neutronique qui permet d'atteindre les valeurs souhaitées de dpa.

Pour une compréhension scientifique plus approfondie les textes suivants peuvent être consultés :

[1] G. Kallnin, V. Barabash, S. Fabritsiev, H. Kawamura, J. Mazul, M. Ulrickson, C.Wu, S. Zinkle. *ITER R&D: Vacuum Vessel and In-Vessel Components: Materials Development and Test-Fusion Engineering and Design* 55 (2001) 231–246

[2] V. Barabash et al. *Materials challenges for ITER – Current status and future activities, Journal of Nuclear Materials* 367–370 (2007) 21–32

Où l'on trouvera en particulier que :

Les matériaux irradiés dans ITER sont entre autres les matériaux des structures de l'acier 316L(N), CuCrZr, CuAl25, Inconel 718, alliages de Ti), et les matériaux face au plasma (Be, W et le CFC et les joints d'acier (SS), alliage SS/Cu, alliages de Cu/Be, Cu/W and Cu/CFC, et les céramiques (Al₂O₃, MgAl₂O₄).

Pour la chambre à vide d'ITER (VV) le matériau principal est l'acier austénitique 316L (N)-IG. La dose maximale attendue est 0.3 dpa dans des zones très localisées de la paroi interne VV. Sous ce flux neutronique l'acier austénitique garde sa malléabilité et sa résistance augmente. Basé sur l'évaluation faite pour ITER (R&D-voir référence 1) et l'évaluation pour des réacteurs de fission (RJH) ,il a été démontré que jusqu'à des doses de 0.5 dpa on peut considérer les propriétés de l'acier comme étant celles d'un acier non-irradié. Cela signifie l'irradiation par les neutrons n'a aucun effet majeur sur les propriétés mécaniques de l'acier ITER.

Les matériaux irradiés sont pour les blankets sont XM19, SS660, NiAl Bronze, Inconel 718, les joints XM19/316L(N)-IG et CuCrZr/316L(N)-IG. Ces matériaux ont été irradiés dans des campagnes d'irradiation précédentes [2] et font actuellement l'objet de vérification avec des dpa de 0,1 et 0,3.

Les bobines supraconductrices ne seront pas impactées par les neutrons de 14 MeV car elles se trouvent à l'extérieur de l'enceinte à vide. Les écrans formés par les modules de couverture (blanket) et la chambre à vide font que les 400MW des neutrons de fusion soient absorbés et que moins de 20 kilowatts soient déposés sur les aimants. En effet le nombre de dpa (déplacement par atome) sur l'enceinte à vide est inférieur à 0.2 dpa, valeur pour laquelle l'effet de l'irradiation sur les performances des matériaux est tout à fait négligeable (cf. RCC-MR édition 2007).

La photoabrasion est en d'autres termes l'interaction plasma-paroi, encore appelée interactions plasma-surface. Ce sujet a été étudié en profondeur depuis des décennies sur les machines existantes et dont JET, tel qu'indiqué par M. Brom. Il existe en particulier une conférence biennale qui réunit les spécialistes scientifiques dans ce domaine la

PSI, la prochaine aura lieu en 2012 à Aachen, les sujets au programme consultable sur internet sont :

Physics Processes at the Plasma-Material Interface
Plasma Fuelling, Recycling, and Retention
Wall Conditioning and Tritium Removal Techniques
Impurity Sources, Transport, and Control
Material Erosion, Migration, Mixing, and Dust Formation
Plasma Boundary Physics and Main Chamber Interaction
Plasma Exhaust and Density Control
Power Exhaust and Heat Load Control
Plasma Edge and First Wall Diagnostics
Plasma Surface Interaction in the
Steady-State Reactor Regime

La précédente s'est tenue à San Diego organisée par le Lawrence Livermore National Laboratory. Des ateliers parallèles à cette conférence ont été organisés sur

- Hydrogen isotope recycling, migration, retention, and release from materials and co-deposited films
- Effects of hydrogen isotope, helium, and plasma impurities on plasma facing material behavior, erosion, and structural modification
- Experimental techniques and methods
- Theoretical simulations and model development

Toutes ces connaissances et l'état d'avancement dans la matière ont été appliqués à ITER.

Le retour d'expérience de ces machines a permis d'établir les masses de poussières dont il faut tenir compte pour l'évaluation de l'impact sur les travailleurs, les populations et l'environnement. Le chapitre 13 du Rapport Préliminaire de sûreté présente un bilan de ces recherches.

De même les résultats sur ITER permettront d'une part de vérifier les théories et d'apporter des éléments nouveaux comme tout centre de recherche.

Les matériaux d'ITER qui recouvrent les composants internes de la chambre à vide ont été choisis sur la base des résultats obtenus dans les machines existantes et tiennent compte des températures du plasma, du flux neutronique, des différents mécanismes d'érosion et de tous les phénomènes physiques connus à ce jour. Le béryllium et le tungstène ont été testés sur JET et ASDEX pour en étudier leurs propriétés face au plasma et le comportement du plasma avec ces matériaux. Il faut rappeler qu'en particulier le béryllium permet de maintenir une valeur de Z_{eff} du plasma très faible. Une paroi « ITER-Like » vient d'être installée sur JET. L'objectif de cette expérience est de tester la formation du plasma et de maîtriser le comportement de la décharge dans ces nouvelles conditions au bord du plasma. Elle ne remet pas en cause la tenue des matériaux d'ITER aux flux thermiques et neutroniques qui a été largement investiguée par des études qui ont permis de conclure sur leur pertinence.

Sûreté d'ITER

Le Tore d'ITER est supraconducteur, devant fonctionner à une température voisine de -270°C . Au sein de l'enceinte, le plasma atteindrait les cent millions de degrés. Au-delà des problèmes probables de chocs thermiques affectant gravement la tenue des matériaux, se pose le problème de la perte de supraconductivité : en septembre 2008, l'accident de supraconductivité sur une connexion du LHC au CERN a dégagé une énergie suffisante pour déplacer des aimants de 35 tonnes. On peut imaginer le sort d'ITER si les 500 MV d'énergie du grand aimant supra et du plasma se dissipent dans un tel incident. Aucune indication dans le dossier soumis à enquête publique ne permet de penser que l'accident de supraconductivité a été pris en cause, que ses conséquences potentielles (destruction d'une partie de l'installation, relâchement des gaz radioactifs constitutifs du plasma....) ont été analysées, et que des mesures préventives ont été prises. Sans une étude de sécurité appropriée, il est impossible de conclure quant au niveau de sûreté de cette installation.

Réponse de IO

Choc thermique

Tore Supra en fonctionnement à Cadarache a des aimants supraconducteur à 4 K, soit -269 °C et un plasma qui atteint 2 keV soit 20 millions de degrés. L'expérience montre qu'il n'y a pas de choc thermique simplement parce que le plasma se trouve à l'intérieur de la chambre à vide et les aimants à l'extérieur de cette chambre dans une enceinte cryogénique recouverte, à l'intérieur, d'écrans thermiques à 80 K. Le principe est le même sur ITER, d'autant plus qu'au bord du plasma tel que présenté sur les profils ci-dessous la température décroît visiblement.

Entre le plasma et les aimants, tel qu'illustré par exemple sur la figure 10 de la « Description de l'installation » (Pièce 2 du DAC), page 14, il y a les modules de la couverture, la chambre à vide et les écrans thermiques.

Energie des aimants

Les 500 MW de la réaction de fusion correspondent uniquement au plasma et en cas de disruption cette énergie se dépose sur le divertor et les blankets. L'analyse de sûreté de façon conservatrice considère 700 MW pour en étudier les impacts.

L'énergie maximale des aimants qui doit être dissipée en cas de quench est de 41 Gigawatts dont jusqu'à 80% sont absorbé par le système de décharge rapide des aimants prévu à cette fin (équipement important pour la sûreté, EIS)et le reste par des pertes thermiques par courant Foucault dans les structures métalliques environnantes : la chambre à vide, les boîtiers des aimants, les écrans thermiques, le cryostat.

Sûreté de l'Installation

La perte de confinement du plasma est largement étudiée au chapitre 4 du volume 2 du RPrS et les conséquences en termes d'impact pour l'environnement sont nuls même en cas de cumul avec un quench des aimants supraconducteurs, grâce à la prise en compte des risques dès la phase de conception qui permet de définir les équipement important pour la sûreté (EIS). La perte de confinement de la chambre à vide mettant en connexion son inventaire avec les cellules des traversées a aussi été postulée, l'évènement initiateur n'étant pas un quench des bobines supra. Dans tous les cas de figures l'impact sur la population de référence est inférieure à 4 mSv qui est la dose

maximale pour l'accident de by-pass humide. Ces valeurs sont présentées dans la pièce 8 partie 4 du DAC qui est un résumé du RPrS tel qu'exigé par le décret de procédure et dans le RPrS qui a été disponible pendant l'Enquête. Les accidents sont présentés dans le chapitre 4 du volume 2 du RPrS, les conséquences radiologiques dans le chapitre 5 du même volume et les détails sur les accidents dans l'annexe « Rapport d'analyse des accidents, AAR, volume I, II, III).

Par ailleurs l'instruction technique du dossier est en cours tel que prévu dans la loi TSN du 13 Juin 2006 et sera soumis au groupe permanent de l'Autorité de Sécurité Nucléaire.

Risque nucléaire

Le risque radioactif est insuffisamment évoqué dans le dossier soumis à enquête publique : 8 pages sur 123 sont dévolues à ce risque. Le cas du Tritium est en particulier très inquiétant : d'autres que moi ont pu vous rappeler les caractéristique qui font du Tritium un élément radioactif particulièrement dangereux. Je noterais qu'à aucun moment, le dossier ne mentionne

- la quantité de Tritium présent sur le site : on sait que pour les études de plasma D-T, ITER va devoir se servir du stock de Tritium existant (30 kg environ). Le stockage de ce gaz pose des problème techniques énormes, aucune mention dans le dossier ne permet de penser que ce problème a été pris en compte.
- Dans une deuxième phase, ITER devrait évaluer les caractéristiques d'une "couverture tritigène" permettant de créer du Tritium par réaction des neutrons dans une couche de lithium. Avec d'autres, je mets en doute la faisabilité de cette phase sur le plan de la simple physique. Mais quoi qu'il en soit, il est donc prévu qu'ITER se comporte en producteur de Tritium, alors que rien dans le dossier d'enquête publique ne décrit les procédures et les systèmes envisagés pour confiner ce Tritium et empêcher tout relâchement...

Réponse de IO

Le risque nucléalre comprend :

1.1 RISQUE DE DISSEMINATION DE MATIERES RADIOACTIVES

1.2 RISQUE D'EXPOSITION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

C'est une fonction de sûreté de l'installation tel que décrit dans la pièce 8 partie 3 du DAC.

L'objectif de la pièce 6 du tel que définit dans le décret de procédure est de présenter l'étude d'impact radiologique et chimique. Ceci est donc détaillé dans le dossier DAC

dans la pièce 6 partie 2 sur 173 pages pour les populations et sur l'environnement par voies gazeuses et liquides. Le cas du tritium est décrit dans la pièce 6 partie 5.

Tritium

La quantité maximale de tritium présente sur le site fait partie de la pièce 7 de demande d'autorisation de création présentée à l'autorité de sûreté nucléaire dans le RPrS ainsi que la distribution de cette quantité dans l'installation. Ces données ont été mises à dispositions du public. Le stockage du tritium sur lits hydrures métalliques ne pose aucun problème sur des lits d'hydrures métallique d'une part, ni son confinement tel que présenté dans ce dossier technique puisque tel qu'indiqué par exemple à la page 36 de la pièce 6 partie 2 du DAC :

Réponse de IO

ITER utilise deux systèmes de confinement pour le confinement du tritium ou des aérosols radioactifs, constitués de barrières physiques complétées par un système de confinement dynamique. Chacun de ces deux systèmes de confinement a des exigences relatives à la sûreté qui permettent de limiter et d'optimiser les rejets. Ces systèmes sont conçus selon les meilleures techniques disponibles dans le monde en termes de systèmes de détritiation. ITER est d'ailleurs la première installation dans le monde à mettre en œuvre un système de détritiation pour l'atmosphère ambiante et à l'appliquer à titre de second système de confinement, pour limiter l'impact d'éventuels effluents gazeux provenant du premier système de confinement.

*Les détails techniques concernant les barrières de confinement pour le tritium sont développés dans les **chapitres 5, 6, 9 du Rapport Préliminaire de Sûreté (RPrS)** qui a été mis à disposition pendant l'enquête publique*

Les risques radioactifs dont le tritium représente 90%, tout en étant le radio-isotope dont la radio toxicité est la plus faible sont présentés dans l'étude d'impact donnant les valeurs des rejets gazeux et liquides et les conséquences pour les populations en fonctionnement normal

*En situation accidentelle les conséquences sont également présentées dans la **pièce 8 du DAC.***

Et tous les détails des scénarios accidentels dans le volume II du RPrS chapitres 4, 5 et annexes.

Couvertures tritigènes

Le programme des couvertures tritigènes est détaillé dans le chapitre 10 du RPrS. Il a été défini par les pays membres. Les exigences de sûreté pour ces couvertures y sont aussi spécifiées. Ces couvertures représentent la partie essentielle du programme de recherche scientifique et technologique d'ITER. Si elles n'étaient pas réalisables il est évident que le programme de DEMO ne pourrait pas se poursuivre. Ils sont cependant en cours de conception et réalisation par les pays membres d'ITER qui présentent et régulièrement l'état d'avancement devant le comité scientifique d'ITER (STAC) qui veille par ailleurs à ce que les performances physiques et techniques exigées pour l'installation soient respectées lors de sa construction et fabrication.

OBSERVATIONS DE M. ET Mme SENE DU 28 JUILLET 2011

Impact du Tritium

- L'absence d'émission de gaz à effet de serre : Effectivement, mais par contre, au vu des quantités de tritium qui vont être manipulées (production, reprise des gaz, séparation, stockage) et des problèmes liés à la facilité de diffusion du tritium (hydrogène) au travers des matériaux, il va y avoir une contamination de l'environnement non négligeable.

Réponse de IO

La diffusion au travers des matériaux est prise en compte dans la conception de l'installation qui prévoit des barrières statiques et dynamiques pour confiner le tritium. La contamination en tritium sera donc négligeable pour l'environnement ainsi que pour les populations : les données correspondantes aussi bien pour l'environnement que pour l'impact sanitaires en conditions de fonctionnement normal font l'objet de la pièce 6 partie 2 du DAC.

Tel qu'indiqué par exemple à la page 36 de la pièce 6 partie 2 du DAC ou dans la pièce 6 Partie 4 « Mesures envisagées pour réduire, compenser et supprimer les conséquences dommageables sur l'environnement ».

En situation accidentelle les conséquences sont également présentées dans la pièce 8 du DAC.

Les détails techniques concernant les barrières de confinement pour le tritium sont développés dans les chapitres 5, 6, 9 du Rapport Préliminaire de Sécurité (RPrS)

Le calcul de l'impact des rejets tient compte de façon conservatrice des inventaires maximum dans les systèmes, les fuites et diffusion, de l'acheminement des rejets, des exigences de sécurité et techniques définies pour réduire les rejets liquides et gazeux.

Finalement le calcul des conséquences utilisent des codes de calculs pour le calcul de l'impact des rejets sur l'environnement et la population en fonctionnement normal et pour les situations accidentelles.

Les codes utilisés en fonctionnement normal sont décrits dans l'annexe 13 de la pièce 6.2. Le code GASCON, implanté dans la plate-forme CERES permet d'évaluer l'impact radiologique d'un rejet continu par voie atmosphérique en fonctionnement normal des installations. Le code ABRICOT, également implanté dans la plate-forme CERES, permet d'évaluer l'impact radiologique d'un rejet continu par voie liquide en fonctionnement normal des installations.

Pour les situations accidentelles la partie 4 de la pièce 8 du DAC a pour objet de présenter l'évaluation des conséquences radiologiques pour le personnel, le public et l'environnement, des situations accidentelles retenues pour le site ITER.

Le code comprend le facteur de conversion du tritium $Wr=1$. Cette valeur est réglementaire et validée par la CIRP (Commission International de Radioprotection). ITER a suivi les recommandations de l'ASN et a également appliqué le facteur $Wr=2$. A ce jour l'exploitant ITER est le seul à avoir fait cet exercice.

Dans tous le cas de figurent en situation normales les conséquences sanitaires pour la population de référence est inférieure à 10 micro sieverts tel qu'indiqué

Dans le résumé non technique de l'étude d'impact :

Les rejets liquides et gazeux d'ITER, après 50 années de fonctionnement avec maintenance lourde, conduiront à une dose efficace totale de l'ordre de 2,2 μ Sv/an pour un adulte à Saint-Paul-lez-Durance, une valeur qui appartient au domaine des très faibles doses.

Dans la pièce 6 partie 2 :

Le groupe de référence le plus exposé est St Paul lez Durance. Les personnes du public les plus exposées sont les adultes. Un adulte qui vit à St Paul Lez Durance peut

être exposé à 2,2 μ Sv maximum par an. La dose totale serait de 0,6 microSv environ pour une année normale sans activités de maintenance lourde.

Dans un souci de simplification et afin d'être pénalisant, compte tenu du fait que le tritium est le principal contributeur des doses efficaces reçues par la population, la considération d'un W_r de 2 au lieu de 1 comme préconisé par la CIPR entraînerait un doublement des doses efficaces calculées suite aux rejets.

Ainsi, la considération d'un W_r de 2 au lieu de 1 entraînerait une dose efficace annuelle après 50 ou 70 ans de fonctionnement pour le groupe de référence le plus exposé (adulte de St Paul les Durance) inférieure à 4.6 micro Sv/an pour une année avec maintenance lourde.

Pour une année sans maintenance lourde, cette dose efficace serait d'environ 1.2 microSv/an.

Dans tous les cas de figures, la contamination de l'environnement sera négligeable et l'impact sanitaire sur les populations dans le domaine des très faible dose.

La Sécurité d'ITER (page 2)

- La sécurité de fonctionnement du réacteur : Nous n'avons pas encore vu de rapport de l'Autorité de Sécurité à ce sujet. Toutefois on peut imaginer une perte de confinement du plasma (par exemple par perte de la supraconductivité d'une bobine supra – effet de quenching dont on a eu un exemple au CERN en 2010, peu après le démarrage du LHC) et une percée de l'enceinte du tore, avec relâchement du mélange gazeux initial et du matériau de la paroi volatilisé, matériau vraisemblablement très activé. **En tout état de choses, et malgré certaines assertions, il ne s'agit que d'une machine destinée à faire des expérimentations et non d'une machine de production industrielle d'électricité.**

Réponse de IO

La procédure de Demande d'Autorisation de Création est clairement définie dans le décret du 2 Novembre 200. L'enquête Publique se fait en parallèle avec l'instruction du dossier technique qui sera examiné par le groupe permanent tel que décrit dans la Pièce 14 du DAC. Il ne peut donc pas avoir de rapport de l'autorité de sécurité disponible à ce jour. Par contre le Rapport Préliminaire de Sécurité et ses annexes présentés pour consultation en Enquête Publique présentent tous les risques pour ITER. La perte de confinement du plasma est largement étudiée au chapitre 4 du volume 2 du RPrS et les conséquences en termes d'impact pour l'environnement sont nulles même en cas de cumul

avec un quench des aimants supraconducteurs grâce à la prise en compte des risques dès la phase de conception qui permet de définir les équipements importants pour la sûreté (EIS). La perte de confinement de la chambre à vide mettant en connexion son inventaire avec les cellules des traversées a aussi été postulée, l'événement initiateur n'étant pas un quench des bobines supra. Dans tous les cas de figures l'impact sur la population de référence est inférieure à 4 mSv qui est la dose maximale pour l'accident de by-pass humide. Ces valeurs sont présentées dans la pièce 8 partie 4 du DAC qui est un résumé du RPrS tel qu'exigé par le décret de procédure, qui cependant a été disponible pendant l'Enquête Publique et dont la lecture est simple pour les experts scientifiques. Les accidents sont présentés dans le chapitre 4 du volume 2 du RPrS, les conséquences dans le chapitre 5 du même volume et les détails sur dans l'annexe « Rapport d'analyse des accidents, AAR, volume I, II, III »

OBSERVATIONS DE M. GABY

IRSN

L'IRSN remarque dans ses rapports qu'au sujet du tritium manquent notamment « une compréhension plus fine de son comportement sous ses différentes formes au sein des écosystèmes », « une évaluation, dans des conditions réalistes d'exposition, des effets biologiques et sanitaires du tritium sur les organismes vivants » et « des techniques de mesure améliorées pour réduire les limites de détection ». L'organisme précise aussi que « l'acquisition de telles connaissances supposera la mise en oeuvre de programmes expérimentaux complexes et coûteux ».

L'IRSN note aussi « Une filière dédiée sera consacrée aux déchets tritiés en raison de la forte mobilité du tritium. Cette filière, encore en développement, conduira à les entreposer sur le site dans un bâtiment dédié pour permettre la décroissance du tritium, jusqu'au démantèlement et au transfert vers une filière de traitement existante à ce moment-là ».

En clair : il est totalement inconséquent d'utiliser de telles quantités de ce corps dangereux dont personne ne sait aujourd'hui comment gérer ce futur déchet de façon sûre.

Réponse de IO

L'IRSN précise également dans le Livre Blanc sur le Tritium page 262 :

Les données scientifiques actuelles montrent par ailleurs que l'efficacité biologique relative (EBR) de ce radionucléide est plus proche de 2 que de 1. S'agissant d'évaluer le risque individuel dans une situation d'exposition particulière (niveau élevé

d'exposition notamment), il serait justifié de considérer l'utilisation d'un EBR de 2. S'agissant de calculer la dose efficace utilisée pour gérer le risque, en particulier dans le domaine des faibles doses, la valeur actuelle de 1 retenue par la CIPR pour le facteur de pondération w_R reste cependant une simplification acceptable, à l'instar du choix fait pour d'autres radionucléides émetteurs bêta et pour les rayonnements X de faibles énergies.

Réponse de IO

C'est ce qu'ITER a fait dans l'étude d'impact présenté dans la demande de d'autorisation de Création

Les codes utilisés par ITER sont les codes que le CEA utilise pour ses propres installations (près d'une cinquantaine) y compris pour les installations les plus récentes. Les codes de calcul comprennent le facteur de conversion du tritium $W_r=1$. Cette valeur est réglementaire et validée par la CIPR (Commission International de Radioprotection). ITER a suivi les recommandations de l'ASN et a également appliqué le facteur $W_r=2$. A ce jour l'exploitant ITER est le seul à avoir fait cet exercice.

Les conséquences sanitaires pour la population de référence est inférieure à 10 micro sieverts tel qu'indiqué dans le résumé non technique de l'étude d'impact :

Les rejets liquides et gazeux d'ITER, après 50 années de fonctionnement avec maintenance lourde, conduiront à une dose efficace totale de l'ordre de 2,2 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ pour un adulte à Saint-Paul-lez-Durance, une valeur qui appartient au domaine des très faibles doses.

Dans la pièce 6 partie 2 :

Le groupe de référence le plus exposé est St Paul lez Durance. Les personnes du public les plus exposées sont les adultes. Un adulte qui vit à St Paul Lez Durance peut être exposé à 2,2 μSv maximum par an. La dose totale serait de 0,6 microSv environ pour une année normale sans activités de maintenance lourde.

Dans un souci de simplification et afin d'être pénalisant, compte tenu du fait que le tritium est le principal contributeur des doses efficaces reçues par la population, la considération d'un W_r de 2 au lieu de 1 comme préconisé par la CIPR entrainerait un doublement des doses efficaces calculées suite aux rejets.

Ainsi, la considération d'un W_r de 2 au lieu de 1 entrainerait une dose efficace annuelle après 50 ou 70 ans de fonctionnement pour le groupe de référence le plus exposé

(adulte de St Paul les Durance) inférieure à 4.6 micro Sv/an pour une année avec maintenance lourde.

Pour une année sans maintenance lourde, cette dose efficace serait d'environ 1.2 microSv/an.

La comparaison entre calculs théoriques des codes et le retour d'expérience de décennies de mesures environnementales autour de la cinquantaine d'installations CEA montre que les modèles donnent des valeurs majorantes et robustes. L'étude d'impact démontre qu'il n'y a pas de rejets importants de tritium ni dans l'atmosphère ni dans les cours d'eau. En effet les éventuels rejets en tritium, en fonctionnement normal et accidentel sont respectivement largement inférieurs au seuil réglementaire (1 mSv par an) et à la radioactivité naturelle (2.4 mSv) par an. Dans tous les cas de figures, la contamination de l'environnement sera négligeable est l'impact sanitaire sur les populations dans le domaine des très faibles doses.

Béryllium

S'ajoute aux risques sanitaires liés au tritium, ceux liés au béryllium, qui sera utilisé sous forme de tuiles pour tapisser les 700m² de la paroi interne, afin d'éviter la fonte de la paroi en cas d'accident de dérèglement du champ magnétique, et voici un extrait de l'encyclopédie Universalis : « Le béryllium et ses composés, tout particulièrement l'oxyde BeO, sont considérés comme faisant partie des produits chimiques les plus dangereux que l'on connaisse. Toute manipulation de ces produits comporte un risque d'accident très grave. Les poussières, fumées, aérosols pouvant contenir du béryllium pénètrent dans les poumons et déclenchent des fibroses pulmonaires du même type que la silicose. Les premiers de ces accidents datent de 1930, et la maladie n'a été bien étudiée qu'à partir de 1950 environ. Pour éviter toute inhalation de poussières, on stocke les produits en petites quantités dans des récipients incassables, le verre étant proscrit. Les opérations de manipulation doivent être toujours effectuées en boîte à gants, le port d'un masque étant recommandé. Les vêtements de travail doivent être lavés sur place et toute personne qui pénètre dans un laboratoire où l'on manipule du béryllium doit se doucher avant d'en sortir. La concentration maximale supportable pour une journée de travail de huit heures est inférieure à 2.10⁻⁶ g par mètre cube d'air. »

Les risques sanitaires pour les employés lors de sa fabrication et de sa mise en œuvre, mais aussi lors du démantèlement d'ITER sont réels, et on ne connaît pas le devenir pour ce déchet particulièrement toxique.

Réponse de IO

Le risque béryllium a été pris en compte dès la phase de conception de l'installation. La présence de béryllium dans l'installation est parfaitement maîtrisée comme dans toute industrie qui utilise ce métal et met en œuvre des moyens de protection des travailleurs et conformément à la réglementation en vigueur. Quasiment aucun rejet de Béryllium

n'est à envisager, cependant l'exploitant ITER a souhaité prendre toutes les précautions nécessaires afin que ce risque reste très largement en dessous des limites de toxicité prescrites. Les résultats de l'impact sur l'environnement et les populations sont présentés dans la partie 2 de la pièce 6 du dossier. On peut lire :

Béryllium

À l'exception de très petites quantités de béryllium radioactif présentes dans l'installation, le béryllium constitue essentiellement un risque pour le personnel travaillant dans l'installation du fait de sa toxicité élevée.. De ce fait, les principaux principes de sûreté applicables aux matières radioactives sont appliqués également au béryllium.

Caractéristiques du béryllium

Le béryllium est un métal dont les caractéristiques principales sont les suivantes :

- légèreté,
- dureté,
- résistance à la corrosion,
- haute conductivité thermique et électrique,
- haute toxicité.

Le béryllium se trouve dans la croûte terrestre à une concentration moyenne de l'ordre de 2,8–5,0 mg/kg. Les minéraux qui contiennent du béryllium sont transformés en béryllium métal, alliages de béryllium et oxydes de béryllium destinés à être utilisés dans l'aéronautique, l'industrie des armes, l'électronique et le nucléaire. Le traitement industriel du béryllium et la combustion des combustibles fossiles (en particulier le charbon) qui contiennent du béryllium entraînent l'émission de béryllium dans l'atmosphère, les eaux superficielles et le sol. Le béryllium dans l'atmosphère est transporté dans l'eau et le sol par dépôt sec et humide. Dans la plupart des eaux naturelles, la majorité du béryllium se présente sous forme de matière en suspension ou dans les sédiments, plutôt qu'en solution. Le béryllium s'adsorbe dans la plus grande partie des types de sol. Il peut affecter l'homme par ingestion de boissons et d'aliments,

et inhalation.

Il n'y a pas quasiment pas d'étude sur la toxicocinétique du béryllium ou des composés du béryllium et leurs effets sur l'homme. Toutefois, les études sur les animaux ont démontré que les particules de béryllium inhalées peuvent rester dans les poumons pendant plusieurs années après exposition. Ainsi, l'Agence Internationale pour la Recherche sur le Cancer a évalué la cancérogénicité du béryllium et du béryllium et des composés du béryllium, et a affecté le béryllium et ses composés au Groupe 1 et conclu qu'ils sont cancérigènes pour l'homme. Cette étude reposait sur des indications de la cancérogénicité pour l'homme et l'animal. Cependant, en l'absence de données appropriées sur la toxicité orale, l'organisation mondiale de la santé n'a pas été en mesure de définir des lignes directrices relatives à la qualité de l'eau potable concernant le béryllium.

Il n'y a pas de données fiables sur la toxicité orale du béryllium chez l'homme. Le poumon est la première cible de l'exposition par inhalation au béryllium chez l'animal et l'homme. Concernant l'homme, nous disposons de peu d'informations sur les effets toxiques du béryllium ou de ses composés à la suite d'une exposition unique via inhalation, bien que des bérylloses pulmonaires aiguës aient été observées uniquement après des expositions massives aiguës.

La France a introduit une valeur limite de concentration qui ne doit pas être respirée pendant une période de 8 heures (appelée VME) : 2 micro-g/m³. Plusieurs autres pays ont introduit dans leur réglementation le même niveau pour le béryllium pendant une période de 8 heures (les États-Unis, l'Allemagne, le Canada....) mais certains pays tendent à réduire ces seuils. Les réglementations européennes n'indiquent pas de valeur pour le béryllium.

Toutefois, une valeur "référence" pour la contamination atmosphérique par le béryllium a été introduite dans différents pays afin d'exprimer la possibilité d'augmentation du risque, mais sans preuve des effets possibles sur les personnes, pour lesquels une surveillance médicale spécifique est nécessaire. Cette valeur a été fixée à 0,01 micro-g/m³ pour les États-Unis, 0,2 micro-g/m³ pour le Canada et 0,25 micro-g/m³ pour l'Allemagne.

ITER a adopté les trois seuils suivants pour la contamination atmosphérique par le Béryllium :

- 0,01 micro-g/m³, seuil au delà duquel une augmentation du risque pour la santé des employés est possible,
- 0,2 micro-g/m³, seuil au delà duquel des dispositifs respiratoires spécifiques sont imposés.

Cependant, selon l'institut français de sécurité sanitaire (INRS), des maladies sont possibles à une concentration du Béryllium dans l'air supérieure à 100 micro-g/m³ pour les sels solubles de Béryllium (sulfate ou fluorure), 1 mg/m³ pour le béryllium calciné à basse température et 30 mg/m³ pour l'oxyde.

Par ailleurs, le seuil de 0,2 micro-g/m³ peut être comparé à la limite dérivée de concentration dans l'air (LDCA) pour les gaz ou aérosols radioactifs. Exprimée dans la même unité (micro-g/m³), la valeur de LDCA pour les matières radioactives est nettement (plusieurs ordres de grandeur) inférieure à celle pour le béryllium (par exemple 7.10⁻⁶ micro-g/m³ pour Co60, 9.10⁻⁷ micro-g/m³ pour W187, 9.10⁻⁴ pour le tritium sous forme de HTO, 1.10⁻⁶ pour Be7 ; seul le Be10 a des effets radiologiques ou toxiques similaires). Ceci montre que la radiotoxicité des matières radioactives représente un risque bien plus important que la toxicité chimique du béryllium.

Il est ainsi démontré que les dispositions relatives à la sûreté considérées pour les matières radioactives enveloppent celles concernant le béryllium, puisque le béryllium est toujours associé aux matières radioactives dans les bâtiments nucléaires pour les phases d'exploitation deutérium ou tritium/deutérium. Toutefois, des dispositions relatives à la sûreté sont également considérées pour le béryllium pendant ces phases.

Concernant la phase de construction ou les opérations plasma d'hydrogène/hélium, le risque lié au béryllium constituera un des principaux dangers pour les employés et nécessite des dispositions appropriées relatives à leur protection.

Ces dispositions sont indiquées dans les clauses suivantes.

Localisation du béryllium dans l'installation

Le béryllium est présent dans la couverture faisant face au plasma. Le site d'ITER comprendra 14 tonnes de béryllium, intégrées dans les couvertures.

Ces couvertures sont constituées de béryllium brut qui ne nécessitera pas d'usinage et sera simplement assemblé pendant la phase de construction. L'usinage des

couvertures ne sera pas autorisé sans disposition relative à la sécurité.

Toutefois, il y a des risques d'exposition au béryllium en raison :

- de l'érosion des couvertures faisant face au plasma et de leur transport dans divers bâtiments,
- de la découpe ou du polissage exceptionnels des couvertures pendant la phase de construction,
- des opérations de découpe dans les cellules chaudes,
- des déchets solides de béryllium,
- de la remise en suspension dans divers bâtiments des couches d'oxydes à partir du béryllium brut.

Les bâtiments suivants présentent des risques d'exposition au béryllium et ont un zonage béryllium qui leur a été associé :

- Le bâtiment Tokamak,
- Le bâtiment tritium,
- Le bâtiment des cellules chaudes,
- Le bâtiment de traitement des déchets radioactifs,
- Le bâtiment d'accès en zone contrôlée (qui abrite le laboratoire d'analyse du béryllium).

Le béryllium présent dans l'air sous la forme de particules en suspension, d'une taille généralement inférieure à dix micromètres, peut être inhalé avec dépôt ultérieur de particules de béryllium dans les poumons.

Il y a une surveillance du béryllium dans les zones de travail où les niveaux de poussière de béryllium sont contrôlés.

Dans ITER, seuls des rejets atmosphériques de béryllium sont prévus. Les opérations plasma ne génèrent pas de béryllium sous forme liquide. Toutefois, il est peut-être possible de créer du béryllium liquide dans le laboratoire Béryllium, afin de permettre de réaliser les mesures de béryllium. Des procédures spécifiques seront mises en œuvre

afin de ne pas rejeter d'échantillons de béryllium liquide dans les effluents industriels mais de les collecter et de les transférer à un traitement spécifique des déchets. Le même processus collectera également les premières eaux de rinçage. Les eaux de rinçage supplémentaires peuvent être rejetées, après contrôle, en tant qu'effluent industriel.

Outre la protection personnelle des employés, un système de confinement supplémentaire sera mis en œuvre avec au moins un filtre THE (efficacité minimale de 99,9 % pour les aérosols) afin de réduire significativement les rejets de béryllium.

La propagation possible du béryllium dans l'atmosphère est estimée à :

- pendant la phase de construction et d'assemblage : 6 g (5,6 g pour les opérations de découpe exceptionnelles, 0,2 g pour les opérations de polissage exceptionnelles, 0,2 g pour la remise en suspension possible des oxydes),
- pendant les phases d'exploitation : 1,5 g (moins de 1,4 g pour les diverses opérations de découpe dans les cellules chaudes, 0,1 g pour la remise en suspension de la poussière dans les cellules chaudes, 0,01 g pour la remise en suspension de la poussière dans la chambre à vide).

La quantité annuelle de rejet de béryllium pendant les opérations de maintenance, après filtrage, est estimée à moins de 6 g/an pendant la phase de construction et à moins de 1,5 g pendant les phases d'exploitation.

Par ailleurs le rapport préliminaire de Sécurité qui a été mis à disposition du public pendant l'Enquête Publique présente les détails techniques des zonages Béryllium de l'installation pour les travailleurs, les systèmes de détection et les mesures de protection mise en place.

Couvertures tritigènes

L'expérimentation, encore jamais réalisée dans un tokamak, d'une couverture tritigène au lithium-plomb fondus à 500°C pour générer le tritium, ne semble pas présenter dans ces conditions extrêmes de fonctionnement toutes les garanties de fiabilité, et le lithium, corps extrêmement réactif, s'enflamme spontanément dans l'air à une telle température.

Réponse de IO

La production de tritium sera expérimentée par les 6 modules tests (TBM), dont deux seulement contiendront un complexe chimique lithium-plomb (Li-Pb). Le Li-Pb ne réagit pas avec l'air et réagit très faiblement avec l'humidité de l'air. Il produit de minimes quantités d'hydrogène, ce qui exclut tout risque d'explosion à l'intérieur de l'enceinte à vide. Le programme des couvertures tritigènes est détaillé dans le chapitre 10 du RPrS. Les exigences de sûreté pour ces couvertures y sont aussi spécifiées. Les TBM sont en cours de conception et réalisation par les pays membres d'ITER et devront satisfaire les exigences d'acceptation pour leur installation dans le tokamak.

Grave dysfonctionnement

Un attentat ou un grave dysfonctionnement d'ITER disperserait du béryllium, la totalité du tritium et des matériaux rendus radioactifs dans l'environnement, aucun moyen ne permettant de garantir un risque zéro.

Réponse de IO

La procédure de Demande d'Autorisation de Création, clairement définie dans le décret du 2 Novembre 2007 est appliquée à ITER. Le contenu du dossier de Demande d'Autorisation de Création respecte les articles 8, 9, 10 et 11 du décret du 2 Novembre 2007. La sûreté d'une installation nucléaire repose sur un principe simple : la prise en compte d'un ensemble de risques, même les plus improbables, dans la conception et la construction des bâtiments et des systèmes. L'analyse de sûreté de l'installation est présenté dans le Rapport Préliminaire de Sûreté et ses annexes présentés pour consultation en Enquête Publique. C'est justement l'analyse de tous les scénarios accidentels qui a permis de définir les éléments importants pour la sûreté et ceci d'ès la phase de conception. Les accidents sont présentés dans le chapitre 4 du volume 2

du RPrS, les conséquences dans le chapitre 5 du même volume et les détails sur dans l'annexe « Rapport d'analyse des accidents, AAR, volume I, II, III).

La pièce 8 du dossier d'enquête Publique résume les situations accidentelles enveloppes de l'installation. Par conséquent les risques de l'installation sont maîtrisés par une conception correcte qui en tient compte. Les possibles attentas font partie d'un dossier confidentiel mais sont pris en compte dans la conception.

L'enquête Publique se fait en parallèle avec l'instruction du dossier technique qui sera examiné par le groupe permanent tel que décrit dans la Pièce 14 du DAC.

3.2.5 Démantèlement

LE DEMANTELEMENT

La question du démantèlement

Réponse d'IO

Le démantèlement est décrit dans la pièce 10 du DAC.

L'objectif des études effectuées était la démonstration de la faisabilité technique du démantèlement, la prise en compte de mesures au niveau de la conception et de l'exploitation future pour faciliter le démantèlement et de l'évaluation des coûts associés.

Il couvre principalement les points suivants :

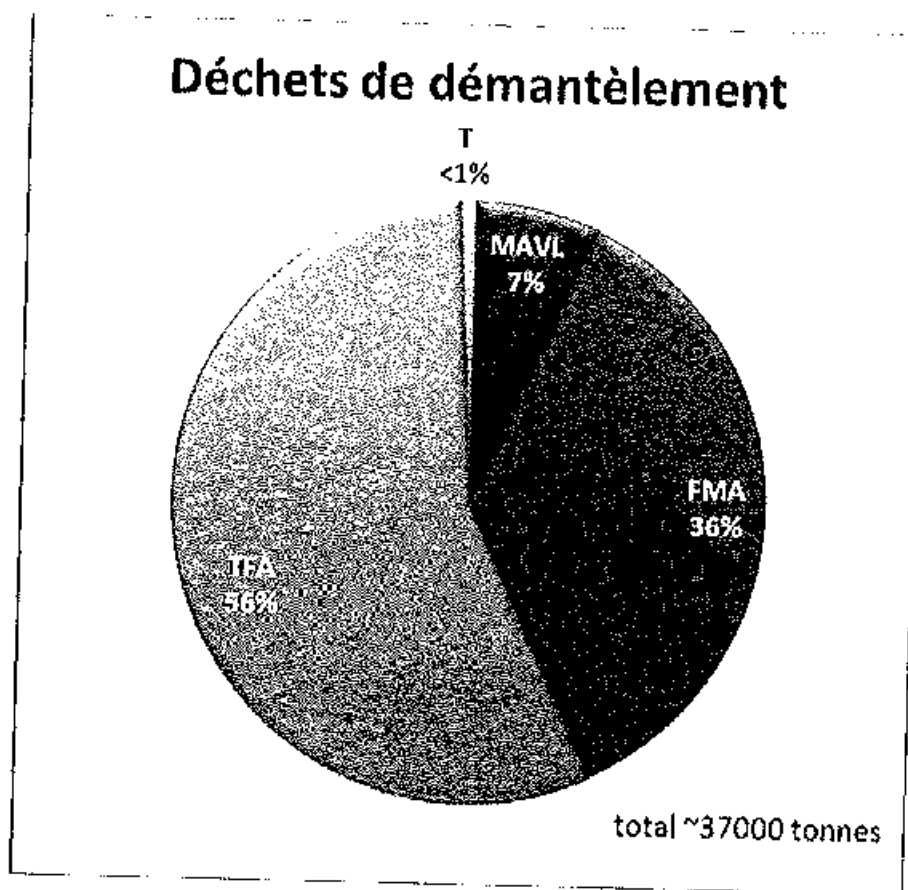
- *la machine est assainie et nettoyée en retirant le tritium et les poussières des composants de la chambre à vide,*

- les liquides utilisés dans les systèmes de la machine ITER sont éliminés (aucune fonction de refroidissement de composants n'étant nécessaire ultérieurement),
 - les composants internes de la chambre à vide (modules de couverture et cassettes de divertor) contenant les produits d'activation sont retirés et rejoignent la filière adéquate de gestion des déchets,
 - cette phase doit également assurer une protection contre la corrosion pour les composants qui y sont vulnérables pendant la période d'entreposage et de démantèlement, si cette corrosion peut conduire à une dissémination de la contamination ou présenter des risques inacceptables pour le public ou les travailleurs,
 - les circuits et les installations sont ensuite assainis,
 - la garantie des barrières de confinement nécessaires vis-à-vis des opérations effectuées est assurée,
- l'étude des aspects physique et radiologique de l'installation suite aux modifications qui lui sont apportées est menée,
 - les composants externes sont démantelés (chambre à vide, bobines, cryostat, ...),
 - le démontage de toutes les parties non nucléaires de l'installation qui ne sont pas utilisées pour les opérations de conduite ou de surveillance de l'installation pendant les phases de la mise à l'arrêt définitif et de démantèlement est réalisé,
 - les bâtiments Tokamak, tritium et des cellules de maintenance sont démontés,
 - tous les bâtiments (nucléaires et non nucléaires) sont démolis. Certains bâtiments peuvent être conservés à des fins d'entreposage temporaire sur site, si cela s'avère présenter un intérêt des points de vue de la sûreté et de l'environnement ou pour la construction d'une nouvelle installation (nucléaire ou non). Le site pourrait aussi retourner au domaine public (avec ou sans phase de surveillance). Le pays hôte (France) étudiera en temps voulu l'état final du site après les opérations de déconstruction.

Les autres activités assurées pendant ce démantèlement sont :

- *les systèmes actifs restants, tels que certaines parties des injecteurs de neutres et des diagnostics, sont retirés,*
- *les opérations de traitement des cellules de maintenance sont complétées, les cellules sont décontaminées et démantelées,*
- *à la fin de l'exploitation des cellules de maintenance, l'installation tritium n'est plus nécessaire. Tout le tritium est retiré de l'installation et l'installation tritium est démantelée,*
- *tout le tritium et le béryllium sont retirés du site ITER.*

Les déchets de moyenne activité à vie longue MAVL représentent 7% des déchets de démantèlement, donc de l'ordre de 2500 t. Il n'y a donc pas 30000 t à vie longue de 400 à 800 ans.



ITER fait partie du nombre très réduit des industries actuelles qui est capable d'anticiper 30 ans à l'avance les déchets qu'elle va produire et la façon dont ces déchets vont être gérés. Seulement 10% de ces déchets devront être entreposés plus de 50 ans dans des installations dédiées avant leur stockage définitif dans la future installation ANDRA de « stockage profond ».

Le tableau suivant résume le déroulement des principales phases du plan de démantèlement.

Étape	Activité	Description succincte	Durée
1	Phase de Cessation Définitive d'Exploitation / Mise à l'Arrêt Définitive	a) Récupération du tritium et des poussières mobilisables de la machine grâce aux techniques et équipements disponibles. Élimination et désactivation des liquides de refroidissement. b) Catégorisation et conditionnement des matières actives, contaminées et toxiques. c) Retrait des composants de la chambre à vide.	5 ans
Transfert de responsabilité pour les opérations : les futures activités sont sous la responsabilité du pays hôte.			
2	Période de décroissance radioactive	Durée permettant d'atteindre un niveau de décroissance radioactive suffisant et d'assurer un grand nombre d'opérations manuelles avec de faibles débits de doses.	Estimée à 5 ans
3	Démantèlement	a) Retrait des secteurs de la chambre à vide et réduction de leur taille par des opérations télécommandées/ semi-télécommandées. b) Retrait des composants extérieurs de la chambre à vide. c) Catégorisation et emballage de matières actives, contaminées et toxiques	environ 12 ans
4	Période de surveillance avant le déclassement	a) Surveillance radiologique de l'installation et de son environnement b) Contrôle environnemental b) Surveillance incendie	-

Comme le prévoit la loi TSN, le démantèlement fera l'objet d'une demande d'autorisation qui sera présentée par le pays hôte.

Comme indiqué dans le paragraphe relatif aux déchets, un fonds financier sera mis en place et approvisionné pendant la phase d'exploitation, pour prendre en charge les opérations de démantèlement, la gestion des déchets et la surveillance de l'installation après l'arrêt des expérimentations.

Par ailleurs, il est important de noter que l'accord de siège signé par le pays hôte et ITER Organization prévoit déjà un mécanisme de mise à jour des coûts de démantèlement à suivre par l'ensemble des partenaires.

Le démantèlement fera l'objet d'une demande d'autorisation qui sera présentée par le pays hôte. Les déchets ne resteront pas sur les sites d'ITER.

S'agissant du **financement du démantèlement**, en cohérence avec la loi n° 2006-739 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs du 28 juin 2006, le décret no 2008-334 du 11 avril 2008 établit dans son article 6 de l'annexe « MODALITÉS DE COOPÉRATION ENTRE LES AUTORITÉS FRANÇAISES ET L'ORGANISATION ITER » le point 1- suivant :

Article 6

Démantèlement

1. Conformément à l'article 16 de l'Accord ITER, l'Organisation ITER constitue des provisions pour le démantèlement de ses installations à travers la mise en place d'un fonds de démantèlement, et transfère ce fonds et les installations de l'Organisation ITER **aux Autorités françaises** à l'issue de la phase de mise à l'arrêt définitif.

Un fonds financier sera donc mis en place et approvisionné par tous les partenaires pendant la phase d'exploitation, pour prendre en charge les opérations de démantèlement, la gestion des déchets et la surveillance de l'installation après l'arrêt des expérimentations.

Cette provision, d'un montant total de 530 millions d'euros (valeur en euros année 2001 hors taxe), sera constituée par l'ensemble des partenaires ITER tout au long des 18 ans d'exploitation de l'installation (29.4 millions d'euros par an pendant 18 ans). Elle sera transférée aux autorités françaises compétentes au-delà d'une phase de Cessation Définitive d'Exploitation de 5 ans. Cette valeur sera actualisée pendant la phase d'exploitation.

Les autorités françaises géreront donc ce fonds. L'assurance de sa disponibilité est garantie même en cas de finalisation de l'accord dans son article 24 point 6 :

« 6-Le présent accord peut prendre fin en accord avec toutes les parties, en prévoyant un délai suffisant pour la désactivation et en garantissant des fonds nécessaires au déclassement. »

CONCLUSIONS

1 LE DEROULEMENT DE L'ENQUETE PUBLIQUE ET LA PARTICIPATION DU PUBLIC

L'enquête publique, qui a été prolongée de quinze jours, s'est déroulée de manière satisfaisante. Si 10 606 personnes se sont manifestées, peu d'entre elles se sont rendues dans les permanences ; il y a été dénombré seulement 79 particuliers ou représentants d'associations ou groupements politiques, soit 0,8 % du total de la population de l'enquête. Il est à souligner que la très grande majorité des observations formulées a été effectuée à la mairie de Saint-Paul-lez-Durance, commune d'implantation d'ITER. La plus grande part des remarques exprimaient une position défavorable au projet, 99,7%, et la plupart d'entre elles émanant d'associations et de leurs sympathisants ainsi que de groupements politiques manifestaient une position antinucléaire. 72 % de la population de l'enquête se sont exprimés par l'intermédiaire d'une pétition sur internet, s'associant à l'opposition du collectif « STOP ITER ».

Les échanges ont eu lieu dans un climat serein, et les commissaires enquêteurs ont pu noter une différence sensible entre la bonne correction qui a présidé aux rencontres sur place, et les termes un peu vifs de certains courriers employés pour exprimer une opinion défavorable.

2 LA PROCEDURE DE L'ENQUETE PUBLIQUE

Il ressort des observations qu'un grand nombre de citoyens ont eu quelques difficultés à comprendre l'utilité de l'enquête publique ; cette situation est due, d'une part, à la segmentation des phases du projet ITER ; en effet, depuis la tenue du débat public en 2006, il a été procédé à l'ouverture de 13 enquêtes publiques successives ; elles ont porté notamment sur la révision du plan d'occupation des sols d'une collectivité locale, sur l'aménagement d'un itinéraire routier pour convois exceptionnels et de grand gabarit de l'étang de Berre jusqu'à Saint-Paul(mise en compatibilité des PLU des communes traversées - déclaration d'utilité publique), sur la prise en compte d'une installation classée de chantier, sur le bâtiment du siège ITER, sur le bâtiment d'assemblage des bobines de champ poloïdal, sur l'adaptation de la ligne THT 400 KV.... ; Cette situation tient, d'autre part, au trop long délai qui s'est écoulé entre le débat public et l'enquête public actuelle, soit 5 ans.

Il est à noter, par ailleurs, que la décision de faire le projet ITER, de l'implanter à Cadarache et de déterminer son mode de financement a été prise avant toute consultation des populations concernées dans le cadre du débat public. Il en résulte que les choix, avec leurs avantages et inconvénients, de la fusion comme nouvelle filière énergétique, de la prise en compte de l'utilisation du deutérium et du tritium, substance radioactive, pour effectuer la réaction de fusion, du confinement magnétique, tokamak, et du site d'implantation de Cadarache n'ont à aucun moment été débattus avec les citoyens.

Cette façon de faire a eu pour conséquence de donner le sentiment à la population que le débat public était inutile ; il en est résulté que, dans le cadre de l'enquête publique, la population concernée a fait part dans ses observations de ses interrogations sur les choix fondamentaux qui ont présidé à la décision du projet ITER.

Bien que faisant partie de l'INB, l'excavation relative au bâtiment du tokamak a été réalisée avant le déroulement de l'enquête publique ; même si l'aspect légal a été respecté, en raison de certains changements dans la procédure du permis de construire, cet état de fait renforce l'idée du public sur l'inutilité de cette enquête publique.

L'enquête publique de l'INB s'inscrit dans le cadre d'une procédure administrative plus large visant à l'obtention du décret d'autorisation de l'INB ; il y a lieu également de noter le rôle de la MSNR et de l'ASN, qui doivent donner leur aval à divers stades du projet, et ce durant les phases de construction, d'exploitation et de démantèlement.

La zone géographique de l'enquête publique, jugée trop restreinte, la période au cours de laquelle elle s'est tenue, jugée inadéquate, car fixée en grande partie durant les vacances, sa durée, jugée trop courte, bien que prolongée du maximum possible de 15 jours, compte-tenu du volume et de la complexité du dossier, ainsi que l'exclusion du RPrS du champ de l'enquête publique, même si cette pièce pouvait être consultée avec le dossier, tous éléments fixés par l'arrêté interpréfectoral, n'ont pas été bien acceptés par le public.

3 LE PROJET DE L'INB SOUMIS A ENQUETE PUBLIQUE

La commission considère que la quasi-totalité des observations formulées ont reçu une réponse appropriée d'IO.

Le domaine de fonctionnement, défini par les paramètres suivants : puissance de fusion, facteur d'amplification, courant de plasma, puissance de chauffage additionnelle, durée d'opération, nombre de pulses,..., constitue le contrat passé entre IO et les autorités de contrôle.

Le dispositif expérimental conçu lors des études de dimensionnement est déclaré « sûr » par IO, du fait des dispositions prises : les matériaux, comme l'acier ou le béryllium, situés à l'intérieur de l'enceinte à vide du tokamak, ont été choisis pour produire le minimum de produits activés par le bombardement neutronique ou de poussières résultant de l'érosion par le plasma ; de plus, les systèmes, tels ceux de détritiation ou de robotisation utilisés en phase nucléaire, seront optimisés avant leur montage.

Ce dispositif sera testé en augmentant progressivement les paramètres de fonctionnement en phase non nucléaire.

La sûreté de l'installation a donné lieu à des études approfondies sur les procédures et sur les « éléments importants pour la sûreté » garantissant, de ce fait, les fonctions de sûreté définies, à savoir essentiellement le confinement et la minimalisation des expositions par application du principe ALARA.

En situation normale de fonctionnement de l'installation, les impacts sur l'environnement et la santé des rejets radioactifs, essentiellement tritium, et chimiques, tels que béryllium, SF₆, ozone, zinc, CO₂,..., sous forme de gaz et de poussières dans l'atmosphère et sous forme liquide dans les rivières, ont été évalués avec des codes de calcul utilisés couramment par le CEA ou l'IRSN ; les termes source de ces impacts ont été déterminés en utilisant notamment le retour d'expériences des tokamaks existants ; ce sont systématiquement les hypothèses les plus pénalisantes qui ont été prises en compte par IO pour faire ces évaluations.

Les résultats obtenus montrent que les valeurs de ces rejets restent très inférieures aux seuils autorisés, sauf pour le zinc, rejeté sous forme liquide, situé à 90% de la

valeur limite, et qu'ils n'ont pas d'impact appréciable. Pour le tritium, suite aux travaux qui ont donné lieu au « livre blanc du tritium », fait sous l'égide de l'ASN, un coefficient de sécurité de 2 a été pris en considération pour tenir compte de sa dangerosité, et notamment sous la forme d'eau tritiée qui est la plus radiotoxique. De plus, s'agissant du combustible utilisé en phase nucléaire, le niveau particulièrement élevé de son coût conduit IO à adopter une politique d'économie, réduisant de facto au minimum le niveau des rejets.

Les effluents tritiés seront traités par le CEA.

L'inventaire qui sera effectivement utilisé, pour le tritium comme pour le béryllium, sera selon IO inférieur au niveau initialement fixé pour procéder à l'évaluation des impacts.

Par ailleurs, une étude cumulée ITER/CEA des impacts des rejets a été réalisée. Il s'avère que les impacts demeurent inférieurs aux seuils réglementaires, à l'exception du zinc dont la valeur de concentration ajoutée est supérieure à la valeur limite.

Il convient de signaler que IO s'est engagée, d'une part, à conforter les calculs de dispersion atmosphérique en procédant à une campagne expérimentale au moyen de produits sans effets fâcheux, et, d'autre part, à trouver une solution pour diminuer les quantités de CO₂,..., émises par la centrale de chauffage, luttant ainsi contre le réchauffement climatique, étant observé que cette filière énergétique n'émet pas de gaz à effet de serre.

L'exutoire du débordement du bassin d'orage, situé dans le Verdon, en amont du canal EDF dans lequel est puisée l'eau potable pour alimenter des populations avoisinantes est mal disposé.

Lors de la conception de l'installation, des mesures de prévention, de détection et de limitation des rejets ont été prises. Un plan de contrôle et de surveillance du site et de l'environnement d'ITER sera établi.

Les situations accidentelles dont les événements initiateurs peuvent être internes ou externes à ITER, d'origine naturelle ou technologique, ont été étudiées et des mesures prises, sachant que la fusion, à la différence de la fission, ne présente pas de risque d'emballement, et s'arrête dès que l'un des paramètres nécessaires à son obtention n'est plus conforme.

Lors du dimensionnement de l'installation, diverses marges de sécurité ont été prises ; ainsi, en cas de séisme, l'intégrité des bâtiments est, selon IO, garantie jusqu'au niveau 9 de l'échelle de Richter ; l'étanchéité des bâtiments nucléaires est assurée en cas

d'inondation d'origine externe ; ces marges permettent aussi de contenir les risques d'explosion, de faire face aux effets d'une disruption majeure du plasma et de la perte de supraconductivité des bobines de champ magnétique.

Des scénarii d'accident dits « super enveloppe » ont été pris en compte même s'ils ont une probabilité d'occurrence extrêmement faible ; leurs conséquences sont déclarées acceptables par l'IO car ne nécessitant pas la prise de mesures spéciales pour la population (confinement ou évacuation) ; des expériences sur JET dites « ITER like », du fait que les couvertures internes de l'enceinte à vide sont aussi en béryllium, ont débuté et dureront environ 3 ans, de manière à affiner les prévisions relatives aux émissions et explosions de poussières.

Dans le cadre des « stress tests », suite à l'accident de Fukushima au Japon, l'ASN a demandé à l'IO un rapport pour 2012 pour que des scénarii complémentaires d'accidents imbriquant diverses causes, en lien aussi avec le CEA, soient étudiés.

Pour limiter les conséquences en cas d'accident, des moyens d'action et d'intervention seront mis en place et 2 plans pourront être activés, le plan d'urgence interne (PUI), et, si les conséquences dépassent les limites du site, le plan particulier d'intervention (PPI), du ressort des services de la préfecture.

Une filière d'élimination des déchets tritiés a bien été prévue, mais des précisions doivent y être apportées tant sur le lieu d'entreposage provisoire que sur le stockage définitif, en lien avec le CEA et l'ANDRA, pour respecter les consignes du « livre blanc du tritium ».

En ce qui concerne le démantèlement, il est prévu que son financement sera assuré par un fonds alimenté pendant toute la durée d'exploitation et dont le montant sera actualisé au fur et à mesure ; quant au devenir des déchets résultant du démantèlement, seul celui des déchets tritiés pose problème.

Les circonstances particulières, à savoir un contexte mondial de difficultés économiques, l'accident de Fukushima au Japon et la sortie à terme de l'Allemagne du nucléaire, ne devraient pas avoir d'impact sur le coût, lequel a nettement augmenté par rapport à la prévision d'origine, et dont la maîtrise a été revisitée, car ces 2 pays ont confirmé leur participation au projet. En revanche, il semble qu'il faille s'attendre à un retard d'une année au regard du plan prévisionnel fixé de mise en exploitation.

LES AUTRES AVIS

1 AVIS DE LA CLITER

Voir annexe 19

2 AVIS DES CONSEILS MUNICIPAUX

Voir annexe 7 à 18

3 AVIS DES CONSEILS GENERAUX

Voir annexe 20

4 AVIS DE L'ARS

Voir annexe 25

Fait à Marseille le 9 septembre 2011

Le président de la commission d'enquête

André GREGOIRE



Les membres titulaires de la commission d'enquête

Arnaud D'ESCRIVAN François COLETTI Jean-Marie PARTIOT Michel THIBAUT

