

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 radioactif, connu à ce jour.

Tableau 1-10.11 : Tritium évalué lors des analyses de sûreté

Inventaire de tritium	Valeurs estimées ¹
Inventaire mobilisables dans la chambre à vide et ses prolongements	≈ 1000 g (comprenant jusqu'à █████ dans les cryopompes couvertes sur la chambre à vide)
Us de stockage du tritium	≈ 1000 g
Installation Tritium	≈ 1000 g
Cellule chaude	≈ 1000 g

Tableau 1-10.12 : Distribution de l'inventaire de tritium dans le cycle de combustion

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

Tableau 1-10.13 : Inventaire d'hydrogène (H, D et T) lors des opérations plasma

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

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-itechnique 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 Tin/Tout=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'« éteigne ». 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)

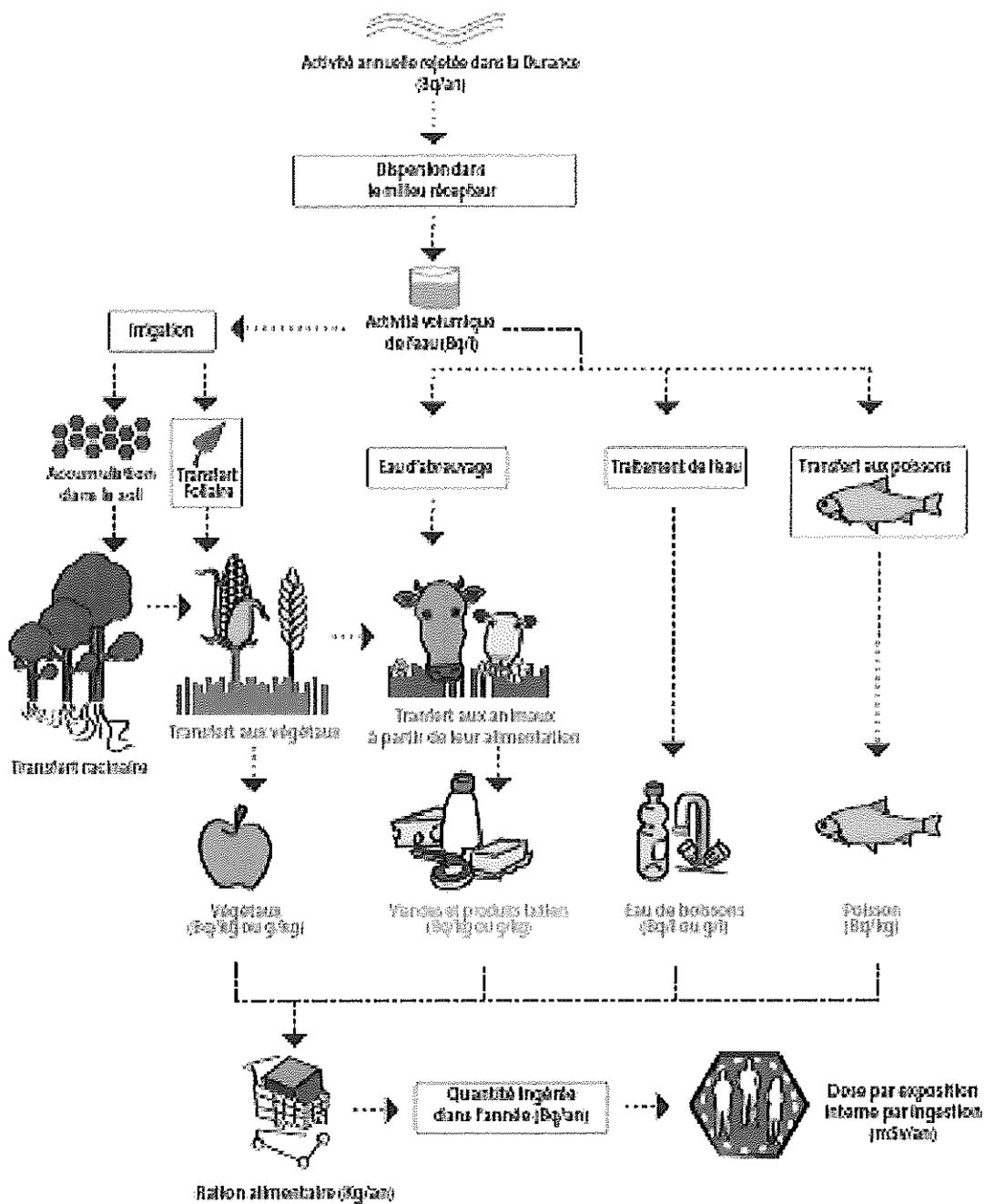
-100% de consommation des aliments provenant de cultures et élevage à proximité, eau de la rivière pour boisson et arrosage (exemple Pertuis), poissons de la rivière exclusivement (dose par ingestion)

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.***



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 MECANQUES
- 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 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. 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 sert comme 'capteur de neutrons' à l'intérieur du Tokamak, à hauteur d'un inventaire total de 16 t.

On ne parle dans ce contexte que d'une émission - et uniquement par voie atmosphérique - que d'une ~~émission~~ de $< 1,5 \text{ g/a}$ en phase d'exploitation. Cette valeur très réduite me surprend (performance 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 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.

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	6 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 même 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 IO

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 IO

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

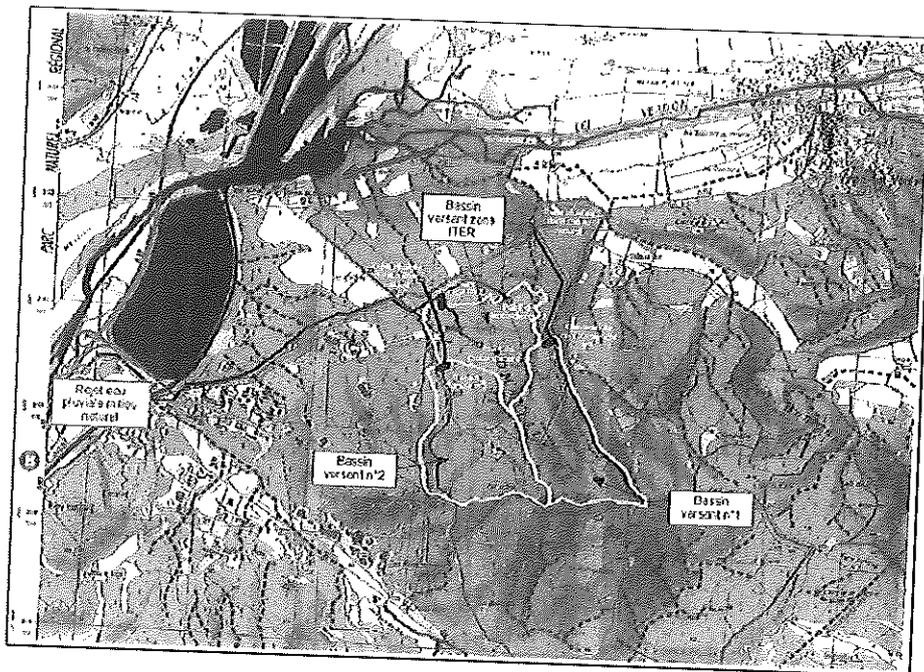
Les deux tiers de l'eau utilisée pour les circuits de refroidissement va être évaporée (Etude d'impact Pièce 6 partie 2, page 30/173) soit environ 2 000 000 m³/an.

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.

Initiateur ↓	Situation résultante ↓																													
	Dérégulation de type I (M0 I)	Dérégulation de type II (M0 II)	Dérégulation de type III (M0 III)	Dérégulation de type IV (M0 IV)	Dérégulation de type V (M0 V)	Dérégulation de type VI (M0 VI)	Dérégulation de type VII (M0 VII)	Dérégulation de type VIII (M0 VIII)	Dérégulation de type IX (M0 IX)	Dérégulation de type X (M0 X)	Dérégulation de type XI (M0 XI)	Dérégulation de type XII (M0 XII)	Dérégulation de type XIII (M0 XIII)	Dérégulation de type XIV (M0 XIV)	Dérégulation de type XV (M0 XV)	Dérégulation de type XVI (M0 XVI)	Dérégulation de type XVII (M0 XVII)	Dérégulation de type XVIII (M0 XVIII)	Dérégulation de type XIX (M0 XIX)	Dérégulation de type XX (M0 XX)	Dérégulation de type XXI (M0 XXI)	Dérégulation de type XXII (M0 XXII)	Dérégulation de type XXIII (M0 XXIII)	Dérégulation de type XXIV (M0 XXIV)	Dérégulation de type XXV (M0 XXV)	Dérégulation de type XXVI (M0 XXVI)	Dérégulation de type XXVII (M0 XXVII)	Dérégulation de type XXVIII (M0 XXVIII)		
Crise → M0 → VCE																														
EMV → Crise → M0																														
SL1 → M0 → VCE																														
SL1 → VCE → M0																														
Crise → M0 → VCE																														
EMV → Crise → M0																														
SL1 → M0 → VCE																														
SL1 → VCE → M0																														

Notes:

- Exigences de sûreté attribuées aux ouvrages pour assurer la confinement et l'évacuation des gaz des salles d'inondation interne liées à une rupture de tuyauterie: CA, FL
- Systèmes dimensionnés pour résister aux séismes S2
- Pas de note d'inondation externe. Pas d'inondation externe des bâtiments contenant des éléments importants pour la sûreté.
- Les dispositions prises vis-à-vis de ce type de risque tiennent notamment au débarrasage et à l'évacuation de la zone autour de l'installation, aux cuves de stockage de gaz et d'huile, à l'emballage des produits inflammables, etc) sont suffisantes pour rendre non nécessaire la prise en compte de ces effets
- Processus dimensionnés pour résister aux séismes S2
- Exigences de sûreté attribuées aux ouvrages: SR, RL (quand utilisation d'eau d'extinction), CA
- L'explosion est le seul scénario envisagé. Il n'y a pas d'exigence supplémentaire vis-à-vis du génie civil. Les procédures d'approvisionnement en gaz adéquates seront appliquées pour les vannes internes
- Pour l'arrêt dans le Hall d'assemblage en position de passage donc pas d'arrêt misé envisagé il n'y a pas d'exigence supplémentaire vis-à-vis du génie civil
- L'encastrement du complexe Tokamak est conçu pour résister aux actions du séisme à la pression hydrostatique. L'espace entre le bâtiment du complexe Tokamak et les murs de soutènement sera couverte afin de prévenir toute entrée d'eau pluviale. Les autres bâtiments nucléaires (bâtiments de Cellules Chaudes
- Risque explosion pris en compte dans le bâtiment HCF au niveau de la zone de traitement des déchets où il y a présence d'un point chaud. Il n'y a pas d'exigence supplémentaire vis-à-vis du génie civil
- En cas d'explosion, les exigences vis-à-vis du génie civil (bâtiment externe) sont SR et CA. En cas d'inondation interne, les exigences vis-à-vis du génie civil (bâtiment externe) sont SR et RL. Il n'y a donc pas d'exigence supplémentaire vis-à-vis du génie civil dans le cas d'une inondation liée à une explosion, (réserve
- Exigences de sûreté attribuées aux ouvrages: SR, RL (quand utilisation d'eau), CA
- Instabilité rapide. Au début seule la stabilité verticale est perdue donc on a une VCE avant une MO. Le système FPS empêche la combustion avec VCE II et VCE III.
- Les TF coils ne sont pas prioritaires sur cette échelle de temps donc même cas que M0 I
- Augmentation de la pression due à l'effacement peut provoquer un dysfonctionnement des aimants (électrical breakdown)
- Injectés dans le plasma (donc sans eau) donc une MO apparaît plus rapidement qu'une VCE

Comme indiqué pages 12 et 13 du RPs volume 1, chapitre 13 relatif au retour d'expérience, le retour d'expérience provenant d'anomalies et d'incidents dans les systèmes de l'installation principale Tokamak et ceux liés au tritium (par exemple système de vide, système de manipulation des gaz actifs, chauffage supplémentaire d'alimentation, systèmes des aimants cryogéniques et de refroidissement) a été collecté, analysé et introduit dans une base de données projet relative aux taux de défaillance des composants.

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, I. 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 Zeff 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 nucléaire 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 défini 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.

Enfin 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 Sûreté d'ITER (page 2)

- La sûreté de fonctionnement du réacteur : Nous n'avons pas encore vu de rapport de l'Autorité de Sûreté 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 sûreté disponible à ce jour. Par contre le Rapport Préliminaire de Sûreté 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 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 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'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, 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 CIRP (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 $2,2 \mu\text{Sv}$ 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 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 et 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 cancérogènes 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 $7 \cdot 10^{-6}$ micro-g/m³ pour Co60, $9 \cdot 10^{-7}$ micro-g/m³ pour W187, $9 \cdot 10^{-4}$ pour le tritium sous forme de HTO, $1 \cdot 10^{-5}$ 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 :

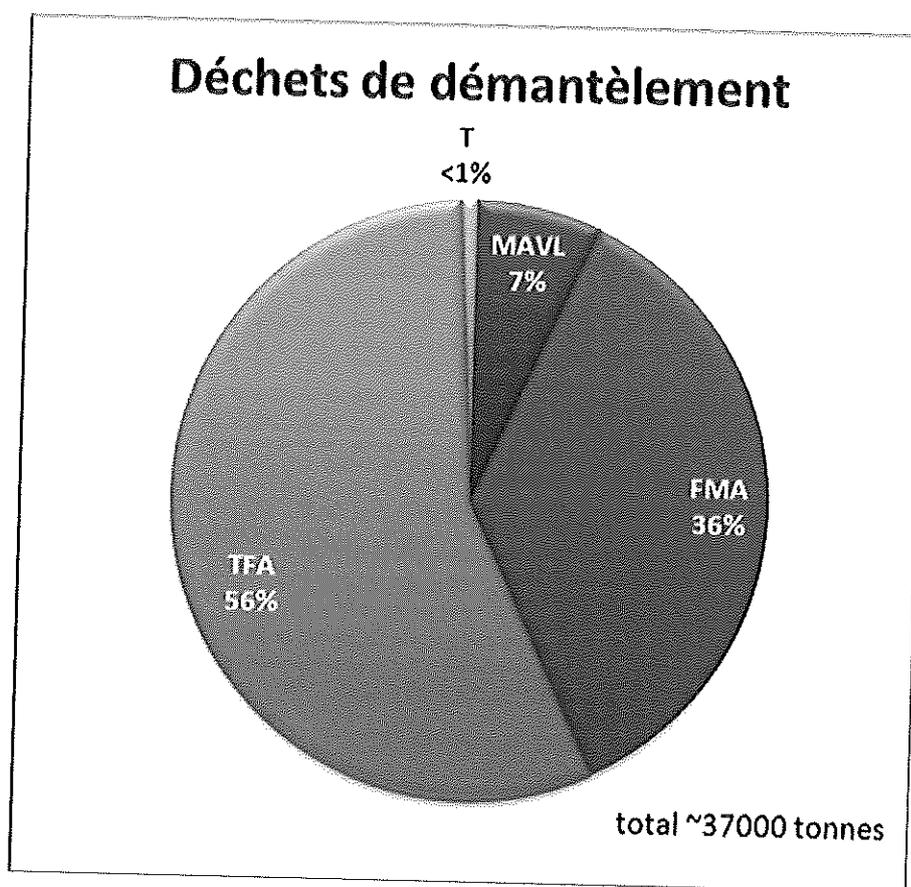
- *la machine est assainie et nettoyée en retirant le tritium et les poussières des composants de la chambre à vide,*

- 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 déclassé	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 poloidal, 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 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 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 THIBAULT

