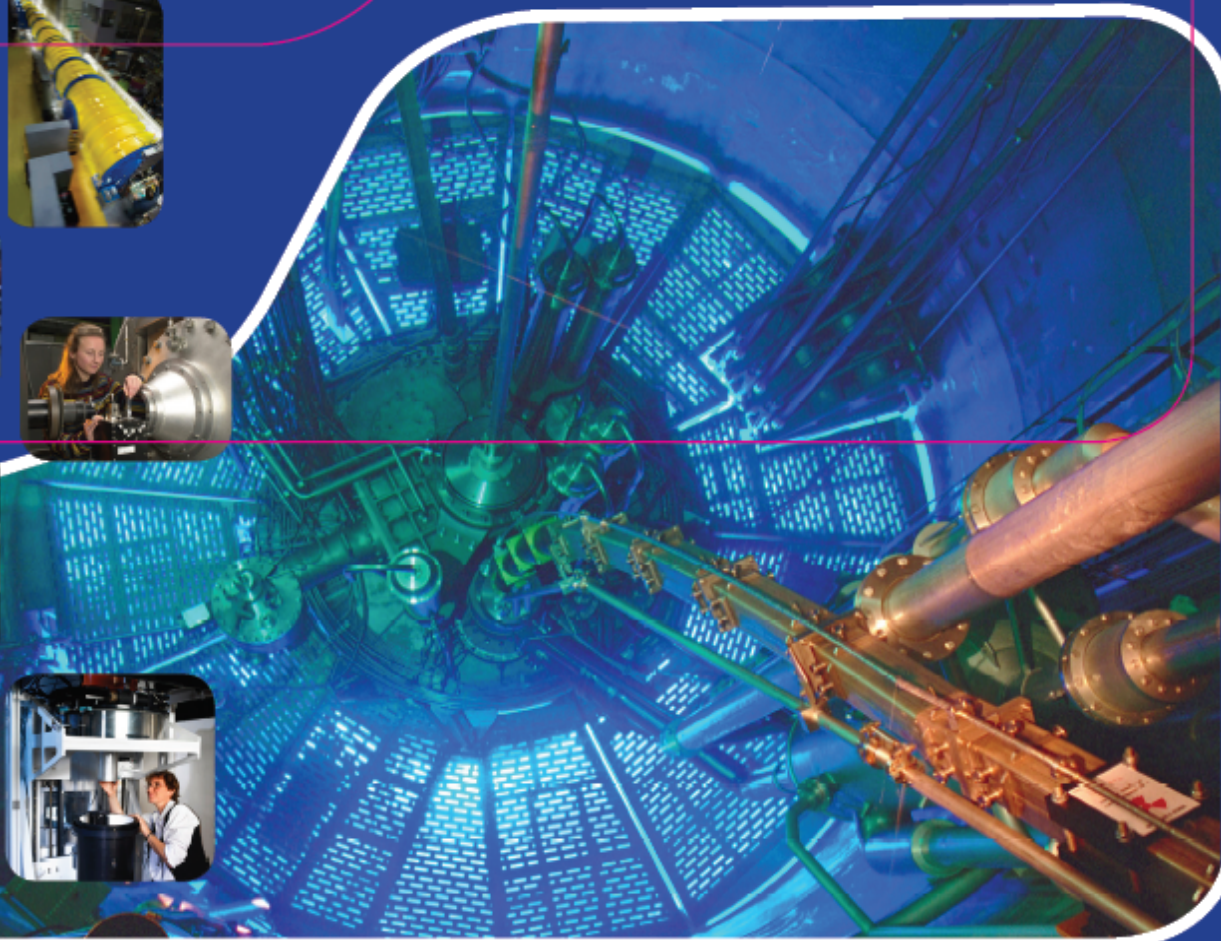
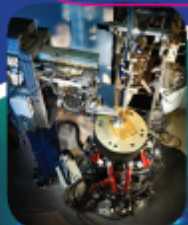


Rapport transparence et sécurité nucléaire 2011

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin



NEUTRONS
FOR SCIENCE

Rapport annuel Réacteur Haut Flux
Institut Laue-Langevin

SOMMAIRE

Introduction	4
Présentation de l’Institut et du Réacteur Haut Flux	4
Le réacteur	4
L’utilisation des neutrons par les scientifiques	6
Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2011 :	8
Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection	8
Dispositions générales d’organisation	9
Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	10
Généralités	10
Faits marquants en matière de sûreté	11
Contrôles internes et externes.....	12
Bilan des transports de matières radioactives	13
Exercices de préparation aux situations d’urgence	13
Perspectives pour l’année 2012	14
Dispositions techniques en matière de radioprotection	14
Généralités	14
Faits marquants de l’année 2010	15
Dosimétrie du personnel : résultats	16
Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	17
Généralités	17
Bilan 2011	18
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	19
Les rejets gazeux	19
Les rejets liquides	22
Les rejets non radioactifs	23
Impact des rejets sur l’environnement	24
Impact des rejets gazeux.....	24
Impact des rejets liquides	24
Gestion des déchets radioactifs	25

Quantité de déchets évacués en 2010.....	25
Déchets de laboratoire.....	25
Déchets TFA.....	25
Déchets FA/MA/HA.....	25
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2010.....	26
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2011.....	27
Glossaire	28
Avis du CHSCT.....	30

Introduction

L'Institut Laue Langevin (ILL) est un organisme de recherche de renommée internationale en sciences et techniques neutroniques. L'ILL propose aux scientifiques une instrumentation de haute technologie. Institut de service, il met ses équipements à la disposition de la communauté scientifique internationale. Plus de 750 expériences sont effectuées chaque année à l'ILL, et environ 1500 chercheurs viennent y réaliser leurs programmes, sélectionnés par un comité scientifique.

L'Institut est doté de la source de neutrons la plus intense du monde, le Réacteur nucléaire Haut Flux qui constitue l'Installation Nucléaire de Base n° 67. L'installation est soumise au Décret n° 94-1042 du 5 décembre 1994 portant nouvelle autorisation de création par l'Institut Max Von Laue-Paul Langevin d'une installation dénommée Réacteur à Haut Flux, sur le site de Grenoble (Isère).

Conformément à l'article 21 de la loi n°2006-686 du 13 Juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi TSN), l'Institut Laue Langevin, en tant qu'exploitant d'une Installation Nucléaire de Base, doit produire chaque année un rapport d'information du public. Ce rapport est présenté ci-après.

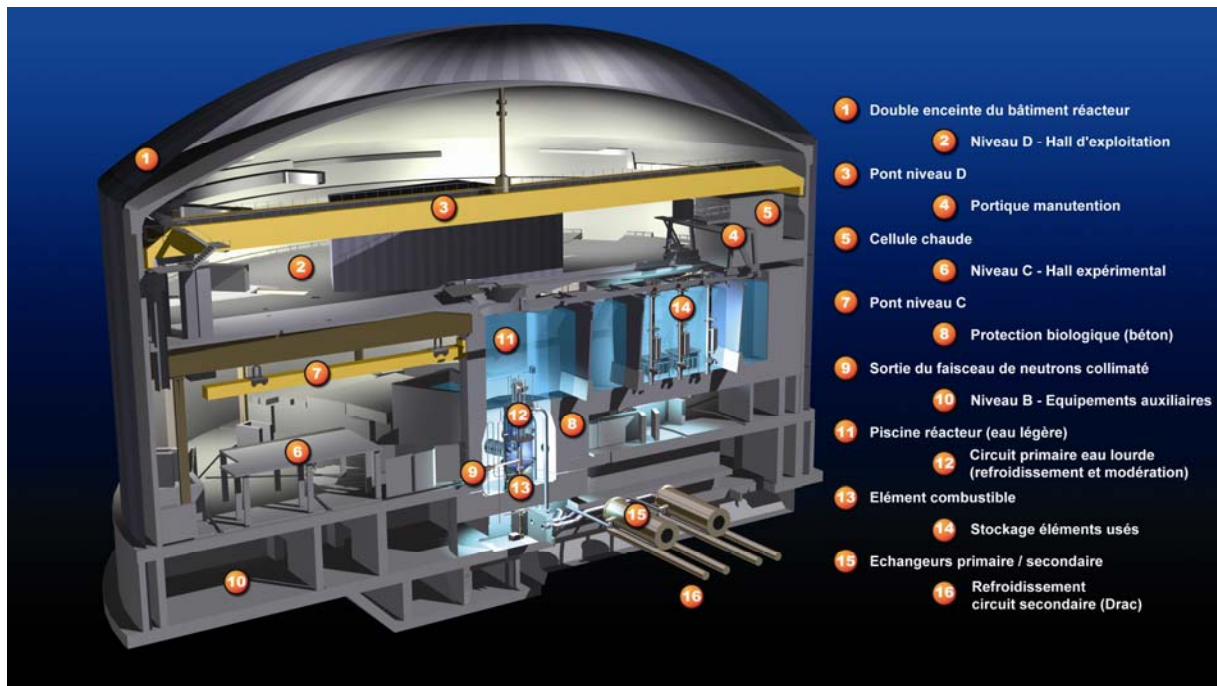
Présentation de l'Institut et du Réacteur Haut Flux

L'Institut Laue Langevin et le Réacteur Haut Flux sont situés au Nord du polygone scientifique de Grenoble (voir photo ci-dessous), sur un site regroupant plusieurs organismes scientifiques : l'ILL, l'ESRF (European Synchrotron Radiation Facility), l'EMBL (European Molecular Biology Laboratory) et le CIBB (Carl-Ivar Bränden Building), bâtiment abritant des partenariats scientifiques en biologie structurale et en virologie. 1100 personnes travaillent sur ce site.

L'Institut Laue Langevin est géré par trois pays associés, la France (CEA et CNRS), l'Allemagne et le Royaume Uni. Dix partenaires scientifiques participent également à son financement. Son budget pour 2011 était de 88,3 M€. 475 personnes de 24 nationalités différentes travaillent à l'ILL.

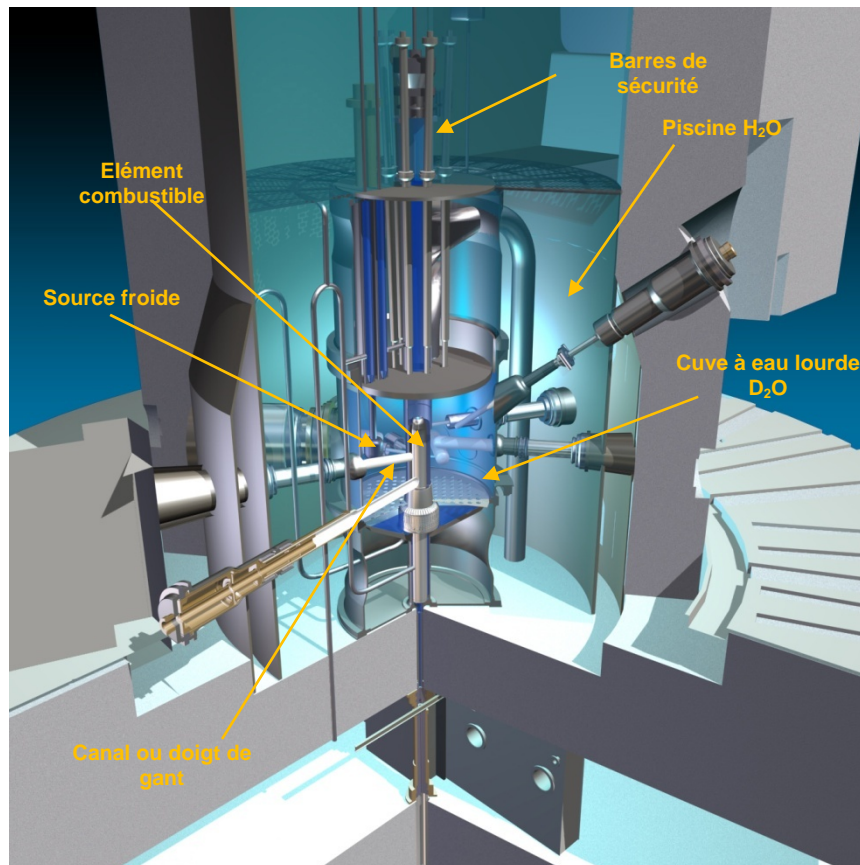
Le réacteur

Le Réacteur Haut Flux de l'ILL fonctionne en continu durant des cycles de 50 jours. Son cœur est constitué d'un élément combustible unique d'Uranium très enrichi refroidi à l'eau lourde et permet ainsi de produire le flux de neutrons le plus intense du monde soit $1,5 \times 10^{15}$ neutrons par seconde et par cm^2 . La puissance thermique, de 58 MW, n'est pas réutilisée et est évacuée par un circuit secondaire alimenté par l'eau du DRAC. La cuve à eau lourde contenant le cœur est située dans une piscine remplie d'eau déminéralisée qui assure une protection vis-à-vis des rayonnements neutrons et gammas émis par le cœur. Le réacteur est piloté au moyen d'une barre absorbante de neutrons que l'on extrait au fur et à mesure de la consommation de l'uranium. Il possède, en outre, 5 barres de sécurité, également absorbantes de neutrons, dont la fonction est l'arrêt d'urgence du réacteur.



Les neutrons produits dans le réacteur par la **réaction de fission** ont une très grande énergie (vitesse : 20 000 km/s). Ils sont ralentis par l'eau lourde afin de pouvoir à la fois provoquer de nouvelles fissions pour entretenir la réaction en chaîne (neutrons thermiques dont la vitesse est de 2,2 km/s) et alimenter les dispositifs expérimentaux des scientifiques.

Trois dispositifs situés à proximité immédiate du cœur permettent également de produire des neutrons chauds (10 km/s) ainsi que les neutrons froids et ultra-froids (700 m/s et 10 m/s) : il s'agit d'une part de la source chaude, constituée d'une sphère de graphite maintenue à 2600°C et de deux sources froides, dont la plus importante est constituée d'une sphère contenant 20 litres de Deutérium maintenue à l'état liquide à -248°C dans laquelle les neutrons, par une succession de collisions avec les atomes de deutérium sont ralentis à l'énergie recherchée. Les neutrons sont alors prélevés au sein de la cuve par une vingtaine de canaux, dont certains pointent sur l'une des sources froides ou chaude. Ces canaux, prolongés par des guides de neutrons alimentent ensuite une quarantaine d'aires expérimentales équipées d'une instrumentation de pointe situées jusqu'à 100 mètres du réacteur.



4 cycles de fonctionnement ont été effectués en 2011. Trois cycles se sont déroulés sans événement notable. Un cycle a été prématurément interrompu en raison de la présence d'Argon 41 dans le doigt de gant H10 : en effet, une erreur de manipulation a conduit à effectuer les appoints en gaz des doigts de gants avec de l'Argon en lieu et place de l'Hélium ; l'Argon ainsi présent dans le doigt de gant H10 s'est activé en Argon41, radioactif avec une période de 2 heures. L'arrêt d'hiver 2010/2011, d'une durée de 3 mois, a comporté des travaux de maintenance classique, dont le changement du doigt de gant H10.

L'utilisation des neutrons par les scientifiques

Les neutrons permettent d'explorer la matière de façon non-destructive, dans les domaines scientifiques les plus variés : physique, chimie, biologie et biotechnologies, nanotechnologies, géosciences ou génie civil. Le principe de la majorité des expériences est toujours le même : les scientifiques placent l'échantillon de matière à étudier dans le faisceau de neutrons issus du réacteur (après avoir sélectionné finement l'énergie des neutrons au moyen de monochromateurs et de collimateurs) ; les neutrons sont diffusés par l'échantillon ; la détection et la mesure des neutrons diffusés leur fournit, après traitement, des informations sur les caractéristiques physiques de leur échantillon. L'objectif essentiel est d'approfondir les connaissances sur la matière, quel que soit son état, afin de développer les matériaux et les médicaments du futur.

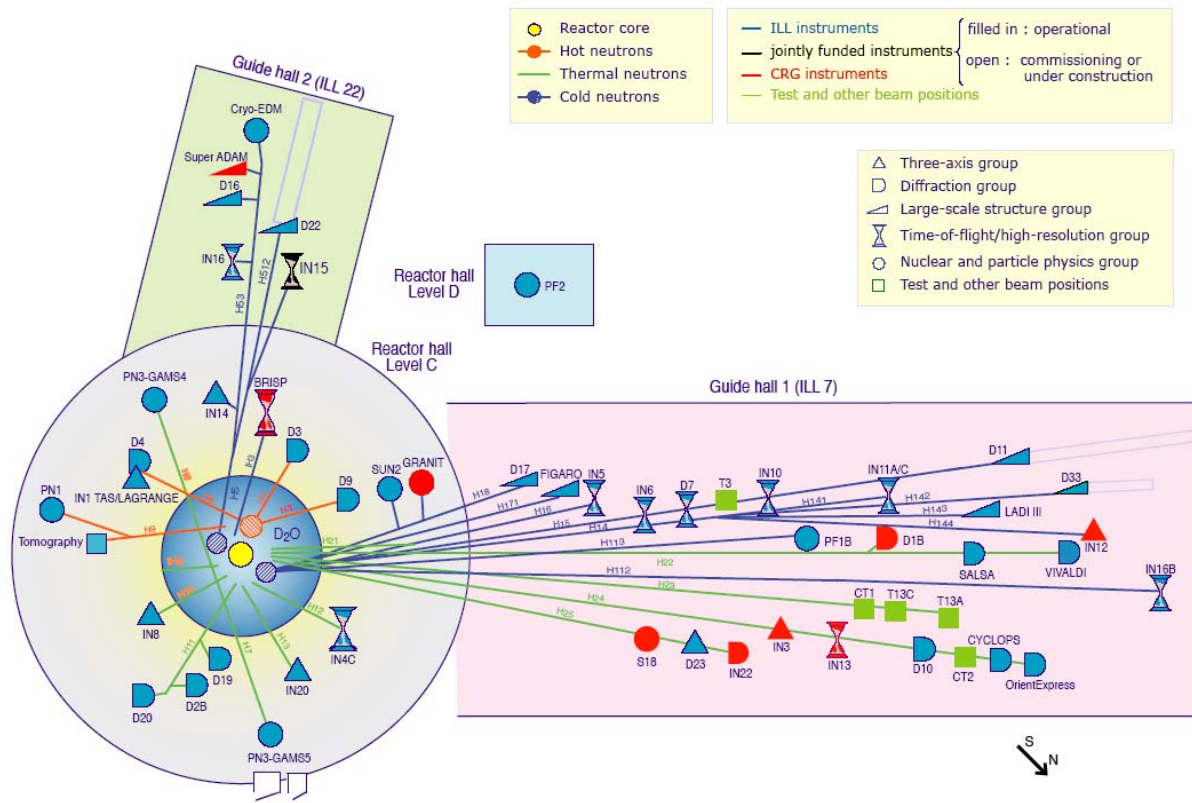


Hall d'expériences



Une aire expérimentale

Une quarantaine d'instruments (voir schéma ci-dessous) permettent ainsi aux physiciens du monde entier de venir effectuer des expériences, dont les résultats devront être publics (publication dans des revues scientifiques) et dont les applications devront rester dans le domaine civil.



Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2011 :

- Le savon paramagnétique : les scientifiques de l'université de Bristol ont synthétisé une nouvelle molécule de savon contenant un sel de fer qui, mise en solution dans l'eau, réagit à un champ magnétique. L'organisation des molécules de savon magnétique a été étudiée par diffusion de neutrons D22 et les expériences montrent la formation de petits agrégats dispersés dans l'eau. Le développement à grande échelle de telles molécules pourrait révolutionner certains produits industriels, ou même permettre, par exemple lors des marées noires, des nettoyages au savon sans conséquence pour l'environnement.
- un nouvel espoir pour le traitement de la maladie d'Alzheimer : Les neutrons ont révélé que le déplacement intercellulaire et intracellulaire du cholestérol était un processus beaucoup plus long qu'on ne le pensait auparavant. Ces découvertes pourraient permettre d'améliorer le traitement de plusieurs pathologies liées à des anomalies du transport du cholestérol, notamment la maladie d'Alzheimer.
Les résultats des scientifiques montrent comment les différentes concentrations de cholestérol sont maintenues dans les cellules. Le cholestérol est une composante de la membrane extérieure qui entoure chaque cellule. Il joue un rôle essentiel en transportant des signaux chimiques et nerveux dans l'organisme par l'isolation des fibres nerveuses, et participe également à la production d'hormones importantes. Il est donc essentiel que les taux appropriés de cholestérol soient maintenus, aux moyens d'une redistribution intercellulaire et intracellulaire. Outre la maladie d'Alzheimer, les anomalies du transport du cholestérol peuvent conduire à l'apparition de plusieurs autres pathologies mortelles, telles que l'athérosclérose et différents troubles cardiovasculaires.
Le chiffre précis du taux de transport du cholestérol est mesuré en fonction du temps nécessaire pour distribuer de façon homogène le cholestérol dans un système donné. Les progrès médicaux ont, jusqu'à présent, été entravés par la grande variation des valeurs obtenues lors des études précédentes, qui couvraient cinq à six ordres de grandeur et allaient de plusieurs heures à quelques millisecondes. En utilisant la diffusion neutronique, les scientifiques ont démontré que les valeurs réelles étaient de l'ordre de plusieurs heures, c'est-à-dire un transport beaucoup plus lent qu'on ne le pensait généralement. Grâce à des chiffres plus exacts sur le déplacement du cholestérol au niveau cellulaire, les scientifiques de l'ILL pensent que leurs découvertes contribueront à améliorer l'efficacité des traitements actuels et à permettre d'en créer de nouveaux.

Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection

L'une des spécificités des installations nucléaires est de présenter des risques potentiels liés à la mise en œuvre de substances radioactives émettant des **rayonnements ionisants**. Dans le cas du Réacteur Haut Flux, il s'agit essentiellement des **produits de fission radioactifs** produits dans le cœur du réacteur par la réaction de fission et **des produits d'activation** résultant de l'action des neutrons (issus de la fission) sur les matériaux constituant les structures proches du cœur. En cas d'accident, ces substances radioactives, si elles étaient relâchées dans les bâtiments de l'installation et dans l'environnement, pourraient entraîner

des expositions significatives des travailleurs et des personnes du public, ainsi que des contaminations de l'environnement. C'est pourquoi, à l'ILL, comme dans toute installation nucléaire, des dispositions techniques et organisationnelles sont mises en œuvre pour réduire les risques à un niveau jugé acceptable. Ceci constitue le domaine de la sûreté nucléaire, qui recouvre les dispositions destinées à :

- Assurer le fonctionnement normal du réacteur en respectant les normes en matière de rejets d'effluents radioactifs (gazeux et liquides) et en matière d'exposition du personnel.
- Prévenir les incidents et accidents.
- Limiter les conséquences des incidents et accidents susceptibles de se produire malgré les mesures prises pour les éviter.

Dispositions générales d'organisation

L'Institut Laue Langevin exploitant nucléaire du Réacteur à Haut Flux est organisé en quatre divisions :

- la Division Science (DS), qui regroupe les scientifiques permanents et les techniciens affectés aux aires expérimentales,
- la Division Projets Techniques (DPT) qui conçoit et assure la maintenance des outils expérimentaux : guides neutrons, monochromateurs, spectromètres, diffractomètres, détecteurs, cryostats et cryo aimants...,
- la Division Administration (DA), chargée des aspects finances et ressources humaines,
- la Division Réacteur (DRe) qui est chargée d'assurer le fonctionnement, la maintenance et la sûreté du réacteur.

Le Chef de la Division Réacteur est le Chef de l'INB 67 par délégation du Directeur de l'ILL. Il est responsable de la sûreté nucléaire et de l'exploitation du Réacteur Haut Flux. Il s'appuie pour cela sur deux ingénieurs sûreté et 3 services responsables de l'exploitation et de la conduite du réacteur, ainsi que de sa maintenance (soit environ 90 personnes).

La conduite du réacteur est assurée par 6 équipes de quart, composées chacune de 5 agents et travaillant en 2x12h.

Un Ingénieur est d'astreinte en permanence et assume, par délégation du chef de la Division Réacteur, la responsabilité d'intervention immédiate dans les différentes phases de fonctionnement du réacteur.

L'exploitation du Réacteur Haut flux est réalisée conformément à son référentiel de sûreté, composé d'un rapport de sûreté et de règles générales d'exploitation approuvés par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), ainsi que de prescriptions techniques notifiées par cette dernière pour le domaine de fonctionnement autorisé. Toute modification de l'installation, visant par exemple à atteindre un meilleur niveau de sûreté ou à l'adapter aux besoins évolutifs de la recherche est soumise à autorisation de l'ASN si elle nécessite une évolution de la démonstration de sûreté, tout en restant conforme au décret d'autorisation de création.

La maîtrise des situations d'urgence repose sur une organisation décrite dans le **Plan d'Urgence Interne (PUI)** approuvé par l'ASN. Lorsque les conséquences d'une situation d'urgence dépassent les limites du site de l'ILL, la préfecture applique le Plan Particulier d'Intervention (PPI). Chaque année, au moins un exercice PUI permet aux personnes impliquées dans l'organisation de crise de s'entraîner. En ce qui concerne le risque incendie, trois personnes formant l'EPI (Equipe de Première Intervention) sont disponibles à tout moment pour intervenir sur un départ de feu avant l'arrivée de la FLS (Formation Locale de Sécurité) du CEA Grenoble et/ou du SDIS 38. Il s'agit de personnels formés et entraînés au risque incendie qui assument cette fonction en plus de leur poste de travail.

Le Service Radioprotection Sécurité et Environnement (SRSE) rattaché à la direction de l'institut est chargé d'assurer la protection contre les rayonnements ionisants du personnel de l'ILL ainsi que la sécurité du travail ; en outre, le responsable de ce service assure également la fonction de conseiller à la sécurité des transports de matières radioactives, *conformément à la réglementation des transports de matières radioactives*. L'activité de surveillance de l'environnement auparavant assurée par le CEA Grenoble pour le compte de l'ILL est maintenant assurée par le Laboratoire de surveillance de l'environnement du SRSE.

Enfin, **Le Service Médical du Travail** assure le suivi particulier des salariés travaillant en milieu ionisant.

Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire

Généralités

Les études de sûreté réalisées tout au long de la vie de l'installation (conception, modifications) reposent sur le principe de la défense en profondeur, qui comporte trois niveaux :

- Le premier niveau comprend un ensemble de dispositions visant à réduire le risque de sortie du domaine de fonctionnement normal ; il s'agit : de dispositions de conception prenant en compte des marges de sécurité, de mise en œuvre de programmes de maintenance préventive, de l'établissement de procédures particulières pour les opérations réalisées par les opérateurs.
- Le deuxième niveau vise à maîtriser les écarts par rapport au fonctionnement normal, avant que ceux-ci ne puissent conduire à un accident : cela peut concerner non seulement la mise en place de système d'arrêt d'urgence, mais aussi la réalisation de contrôles périodiques de bon fonctionnement...
- Le troisième niveau vise à mettre en place des systèmes de sauvegarde ou des dispositions permettant de limiter les conséquences des accidents en postulant la défaillance des premier et second niveaux.

L'exemple des produits de fissions présents dans l'élément combustible dès que le réacteur a fonctionné quelques heures permet d'illustrer ces principes :

- L'élément a été conçu et est fabriqué pour que la gaine entourant le combustible nucléaire et donc les produits de fissions qui s'y accumulent au cours du cycle de fonctionnement de 50 jours soit une barrière étanche dans les conditions normales de fonctionnement. Le circuit primaire, lui, a été dimensionné pour assurer l'évacuation

de la puissance thermique dégagée par la fission et maintenir l'élément en dessous de sa température de fusion : cela constitue l'un des éléments du premier niveau.

- La pression de l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par trois capteurs redondants : Une pression trop basse peut être le signe, soit d'un arrêt des pompes assurant la circulation de l'eau, soit d'une fuite sur le circuit, événements qui peuvent avoir pour conséquence la perte du refroidissement de l'élément combustible et donc sa fusion. Ainsi, si deux des trois capteurs donnent une mesure inférieure à un certain seuil, l'arrêt immédiat du réacteur par chute des barres de sécurité est provoqué automatiquement afin de ne pas atteindre la température de fusion du cœur : cela constitue l'un des éléments du second niveau.
- Enfin, dans le cas d'un scénario où les systèmes du second niveau seraient inopérants, entraînant la fusion du cœur avec relâchement des produits de fissions dans l'air du hall réacteur, le bâtiment réacteur est équipé d'une part, d'une double enceinte étanche afin de confiner les produits de fission radioactifs à l'intérieur du bâtiment réacteur, et d'autre part d'un circuit d'effluents gazeux permettant de faire baisser la pression de l'air du hall réacteur (pression que peut éventuellement générer l'accident) en effectuant des rejets à la cheminée de 45 m du réacteur en les filtrant avec une très haute efficacité : cela constitue l'un des éléments du troisième niveau.

Les études de sûreté prennent en compte non seulement les défaillances intrinsèques possibles des circuits ou éléments d'installations étudiés, mais aussi les agresseurs de type interne (risque d'incendie, risques liés aux chutes de charge, risque d'explosion...) et les agresseurs externes (risque sismique, risque d'explosion externe, risque d'inondation, risque de chute d'avion ...).

Ce sont ces études de sûreté que l'on trouve dans le rapport de sûreté de l'installation et qui conduisent à définir le domaine de fonctionnement de l'installation dans les RGE (Règles Générales d'Exploitation).

Ces documents étant établis, la sûreté en exploitation vise à s'assurer que l'installation est exploitée conformément aux règles établies, à mettre en place les procédures et consignes nécessaires, ainsi qu'à analyser toute nouvelle opération ou toute modification envisagée sous l'angle de la sûreté.

Cela repose sur une nécessaire « culture de sûreté » de tous les opérateurs, entretenue par la disponibilité et la présence sur le terrain des ingénieurs sûretés et des agents responsables de la coordination des travaux et de la qualité.

Faits marquants en matière de sûreté

- Le fait marquant de l'année reste sans conteste l'accident de Fukushima et ses répercussions au niveau de l'INB 67, avec tout d'abord de nombreuses sollicitations médiatiques dans les premières semaines d'après l'accident. Outre la participation à différentes émissions télévisées, des réunions d'information ont été organisées sur le site afin principalement de rassurer les salariés du site, en leur exposant les niveaux de dimensionnement aux agressions externes de type séisme et inondation et en expliquant qu'un scénario similaire est impossible sur le RHF compte tenu du fait que la puissance résiduelle du cœur peut s'évacuer par convection naturelle dès l'arrêt du

réacteur. Ces informations ont été mise en ligne via le site internet de l'ILL, sous forme de questions/réponses. Une boîte mail a également été créée afin que le public puisse y déposer ses questions. L'équipe SRSE environnement a été sollicitée à de nombreuses reprises pour présenter les niveaux d'activités mesurées dans l'environnement suite à l'accident de Fukushima (faibles traces d'Iode 131 et de Césium 137). Des explications ont également été mises en ligne sur ce sujet.

- Suite à l'accident de Fukushima, l'ILL a réalisé une Evaluation Complémentaire de la Sûreté selon le cahier des charges de l'ASN. La réponse de l'installation face à des situations extrêmes a ainsi été étudiée : le cumul d'un séisme supérieur au séisme de dimensionnement induisant la rupture des 4 barrages situés sur le DRAC a ainsi été étudié. Afin de renforcer la robustesse de l'installation vis-à-vis de ce scénario, même s'il est extrêmement improbable, des travaux importants vont être engagés dans les prochaines années, avec notamment la construction d'un nouveau Poste de Contrôle de Secours (PCS) dimensionné à ce scénario.
- Un autre fait marquant est le changement du doigt de gant H10 : les doigts de gant en aluminium doivent être remplacés dès que le flux intégré de neutrons dépasse une certaine limite. Cette opération nécessite une préparation poussée et se déroule avec la présence permanente du SRSE, le risque principal étant le risque d'exposition externe aux rayonnements gammas.



Nouveau doigt de gant H10 avant mise en place

Contrôles internes et externes

En ce qui concerne les contrôles internes à l'ILL, l'accent est mis sur la présence et la disponibilité des acteurs de la sûreté et de la qualité auprès des opérateurs réalisant les opérations d'exploitation, de contrôle et de maintenance de l'installation. Ainsi, toutes les procédures d'exploitation sont vérifiées par le Responsable Assurance Qualité de la division réacteur ou l'Ingénieur de Sûreté.

En 2011, un audit interne de la procédure de changement d'eau¹ de l'élément combustible dans la hotte a été réalisé.

Cet audit a mis en évidence la nécessité d'une refonte complète de la procédure afin, d'une part, de clarifier certaines étapes, et d'autre part, de mieux formaliser les points d'arrêt, notamment ceux nécessitant le contrôle d'un deuxième opérateur.

Un audit externe a été effectué en 2011 ; il s'agit de l'audit de la société qui effectue les contrôles annuels d'efficacité des filtres THE et PAI. Un certain nombre d'axes d'amélioration ont été identifiés et pris en compte par la société. Par ailleurs, des contrôles externes ont concerné des suivis de fabrication chez les fournisseurs de matériels dits MQS (Matériels à Qualité Surveillée) donc importants pour la sûreté, en particulier les éléments constitutifs du nouveau Circuit de Renoyage Ultime qui doit être mis en place durant l'arrêt d'hiver 2011/2012.

Bilan des transports de matières radioactives

Les transports de matières radioactives sont soumis à une réglementation particulière contenue dans l'arrêté du 29 mai 2009 (arrêté TMD) pour les transports par route. En 2011, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant : (ces transports ayant tous été effectués par route)

- Transports d'éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 2
- Transport d'éléments combustibles neufs : 3 arrivées
- Transports d'échantillons et de sources : 38 départs, 54 arrivées
- Transports d'emballages vides : 3 départs, 8 arrivées
- Transports de colis de déchets vers l'ANDRA : 3 départs

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercice PUI séisme du 14 Avril 2011** : Cet exercice a été réalisé dans le cadre de l'exercice séisme RICHTER 38 organisé par la préfecture de l'Isère. Il a permis de tester la nouvelle consigne « conduite à tenir après un séisme » que nous avons établie suite à l'accident de Fukushima. Le scénario était celui d'un séisme avec, tout d'abord, mise en sécurité des personnes pendant la phase séisme (des consignes leur avaient été distribuées), puis mise en œuvre de la consigne. Pour l'exercice, une coupure réelle mais ciblée des alimentations électriques a été effectuée, ce qui a permis d'effectuer les rondes dans le bâtiment réacteur uniquement avec les éclairages de secours et d'évacuer les agents en manœuvrant manuellement les SAS. La perte du réseau de télécommunication a également été considérée. L'organisation de crise s'est mise en place au PCS, seul bâtiment où l'on dispose d'alimentation électrique après séisme. Ce premier exercice séisme a été très riche

¹ Lorsqu'un cycle est terminé, l'élément combustible est déchargé au moyen d'une hotte de transfert : L'élément combustible baigne alors dans l'eau lourde ; La hotte est entreposée sous eau pendant 50 jours, durée nécessaire pour que l'élément combustible perde suffisamment de puissance résiduelle afin de pouvoir mener à bien l'opération de changement d'eau : en effet, pendant cette opération, l'élément reste quelques minutes hors d'eau, le temps de vidanger l'eau lourde et de la remplir à nouveau avec de l'eau légère. Les durées des différentes phases doivent être parfaitement maîtrisées afin d'exclure tout risque de fusion à l'air du combustible. Une fois cette opération réalisée, l'élément peut être transféré de la hotte vers les paniers d'entreposages situés au fond du canal 2.

d'enseignements, et a permis de mettre en œuvre de nombreuses actions d'amélioration, notamment l'achat de 5 téléphones satellitaires, et l'adoption du principe d'un lieu unique pour les équipes de crise dans la conception du futur poste de secours proposé suite aux évaluations complémentaires de sûreté.

- **Exercice PUI Séisme+rupture du barrage de Monteynard le 7 Septembre 2011:** Cet exercice a été déclenché par l'ASN lors de l'inspection de 3 jours relative au retour d'expérience Fukushima. Il s'agissait d'un scénario combinant un séisme majeur, puis la rupture du barrage de Monteynard 30 minutes plus tard. Présentant des similitudes avec RICHTER 38, cet exercice n'a donné lieu qu'à un nombre restreint d'actions d'amélioration. Entre autres, la réserve de vivres du poste de secours a été significativement augmentée.
- **Exercice Incendie du 16 Juin 2011 :** Le scénario était celui d'un feu constaté au niveau du compresseur hélium situé au rez-de-chaussée du bâtiment ILL6. Les objectifs de cet exercice étaient de tester la réaction des intervenants devant un bâtiment présentant à la fois un risque hydrogène et un risque radiologique, ainsi que l'échange d'informations entre les différentes entités présentes (EPI, FLS, SDIS 38). Les principales actions d'amélioration sont la sensibilisation des EPI au respect du cheminement de l'information et l'amélioration de la transmission des plans d'intervention au SDIS 38 lors de son arrivée sur le site.

Perspectives pour l'année 2012

- Mise en place du Projet STR (Stress Test Response) afin de mettre en œuvre les engagements pris dans les Etudes Complémentaires de Sûreté suite à l'accident de Fukushima.
- Construction du bâtiment ILL5D abritant le procédé GEL (Gestion de l'Eau Lourde) et le futur Poste de secours, décidé suite aux évaluations complémentaires de sûreté.
- Fabrication et implantation du procédé GEL dans le bâtiment ILL5D : il s'agit d'une unité de dépotage/rempotage de l'eau lourde du circuit primaire en fûts et sur-fûts de 200 litres pour expédition à la société OPG (Canada). Cette société assurera la détritiation de l'eau lourde qui était auparavant effectuée à l'ILL, dans l'unité de détritiation de l'INB 67 à l'arrêt depuis 2004.

Dispositions techniques en matière de radioprotection

Généralités

La radioprotection est l'ensemble des règles et des moyens de prévention et de surveillance visant à éviter ou à réduire l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants. A l'ILL, ces rayonnements proviennent essentiellement du réacteur lui-même (neutrons, gammas de haute énergie) et des substances radioactives produites par l'action des neutrons sur tous les matériaux de structure qu'ils rencontrent. La radioprotection repose sur trois principes fondamentaux :

- Le principe de justification : L'exposition aux rayonnements ionisants est justifiée lorsque le bénéfice qu'elle peut apporter est supérieur aux inconvénients de cette utilisation.

- Le principe de limitation : les expositions individuelles ne doivent pas dépasser les limites de dose réglementaires.
- Le principe d'optimisation ou principe ALARA: les expositions individuelles et collectives doivent être maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites et ce, compte tenu de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociétaux.

Le premier principe se traduit par la raison d'être de l'ILL qui est de faire progresser la connaissance scientifique. Le Service chargé de la radioprotection est le garant des deux principes suivants.

Les agents de radioprotection sont présents auprès des personnels amenés à travailler dans des zones où les rayonnements ionisants sont présents afin d'effectuer des mesures et de proposer des moyens de protections adaptés. Leurs missions sont :

- La responsabilisation des acteurs qui passe par la formation et la sensibilisation de ces derniers.
- La prise en compte technique du risque radiologique dès la conception des nouvelles installations à risques radiologiques comme, par exemple, les nouveaux instruments de physique. La réalisation systématique d'un bilan dosimétrique prévisionnel lors des opérations à risque, et la recherche de moyens de limitation et d'optimisation des doses par la mise en place d'écrans de protection vis-à-vis des rayonnements par exemple.
- L'utilisation de moyens techniques performants pour la surveillance en continu des niveaux de rayonnements dans l'installation : Les agents de radioprotection exploitent ainsi une « chaîne de santé », qui regroupe une quarantaine de capteurs dans l'installation. Ils réalisent également de nombreuses mesures dans les différentes zones de l'installation avant toute intervention de personnel ; ils sont présents lors des chantiers pour assister les opérateurs du point de vue de la radioprotection.
- L'organisation du suivi dosimétrique des personnels :

Faits marquants de l'année 2011

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2011 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants et recyclage du personnel tous les trois ans ;
- Examen de toutes les interventions à risque radiologique en vue d'une optimisation ;
- Avis du service compétent en radioprotection sur les créations ou modifications d'équipement nucléaire ou d'activité se déroulant en milieu nucléaire.

Dans le processus systématique d'optimisation des postes de travail, un évènement saillant de l'année 2011 est la fin de la réalisation des importants renforcements de protection biologique de la casemate H1/H2, imposés par l'installation de nouveaux guides de neutrons plus performants, mais également plus irradiants (les travaux ont duré environ 2 ans).

Les résultats de la surveillance de l'environnement exercée en 2011 sont rassemblés dans un rapport de synthèse qui a été rendu public. Ils sont similaires à ceux des années précédentes et montrent l'absence de marquage radiologique de l'environnement autour du site de l'ILL.

On notera toutefois la présence de traces d'iode 131 et de césium 134 et 137 dans l'atmosphère pendant quelques semaines, consécutivement à l'accident de la centrale de Fukushima le 11 mars 2011, cette radioactivité artificielle n'ayant induit aucune conséquence sur les personnes et sur l'environnement compte tenu de son très faible niveau.



Dosimétrie du personnel : résultats

L'évaluation des doses reçues par les salariés en matière d'exposition externe est réalisée au moyen de deux types de dosimétrie conformément à la réglementation :

- La dosimétrie passive, qui repose sur l'utilisation de dosimètres à lecture différée dont la durée de port est le mois (travailleurs catégorie A) ou le trimestre (travailleurs catégorie B) : les travailleurs exposés aux rayonnements sont classés en catégorie A ou B selon qu'ils sont susceptibles de recevoir, dans les conditions normales de travail, des doses supérieures ou non à 6 mSv/an (le **Sievert** étant l'unité de mesure des doses). La limite annuelle pour les travailleurs de catégorie A est de 20 mSv/an.
- La dosimétrie opérationnelle qui repose sur l'utilisation de dosimètres électroniques permettant de mesurer en temps réel l'exposition reçue et qui délivrent des alarmes sur seuils prédéfinis de dose ou de **débit de dose**.

	ILL	EMBL	LTV*	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	413	20	95	1578	580	2686
Nombre de doses nulles	309	20	82	1498	565	2474
Dose collective [Homme.mSv]	45,59	0	1,39	20,54	1,65	69,17
Dose individuelle maximale [mSv]	3,62	0	0,31	1,87	0,22	3,62
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,110	0	0,015	0,013	0,003	0,026

*Long Term Visitor

Les doses nulles correspondent à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,05 mSv. La dose individuelle moyenne est très faible, 0,026 mSv. La dose individuelle maximale de 3,62 mSv, a été reçue par une personne effectuant des travaux de maintenance mécanique. La dose collective de l'ensemble du site est en hausse par rapport

à 2010, alors que la dose collective ILL est en baisse de 4,6%. Cette augmentation est essentiellement liée à l'accroissement des doses reçues dans le domaine expérimental, ces doses étant corrélées à la durée de fonctionnement du réacteur qui est passée de 2,5 cycles en 2010 à 4 cycles en 2011. Pour le personnel ILL, la baisse s'explique par le fait que les doses sont principalement dues aux chantiers sur les structures actives du réacteur qui ont été moins importants en 2011. Toutes les doses restent néanmoins inférieures à 6 mSv, limite réglementaire pour le personnel de catégorie B.

En ce qui concerne l'exposition interne, seule l'exposition au tritium est au-dessus des limites de détection et la dose collective est de 0,48 mSv se répartissant sur 37 personnes de l'ILL.

Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection

Généralités

Le retour d'expérience des installations nucléaires est organisé en priorité sur la base de la détection et de l'analyse des écarts et anomalies d'exploitation (par exemple, constatation lors d'un essai périodique, d'un défaut d'efficacité d'un filtre de la ventilation nucléaire).

L'ASN a défini aux exploitants nucléaires des critères précis de déclaration des événements significatifs dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et des transports. Chaque événement significatif fait l'objet d'une déclaration rapide, puis d'une analyse qui vise à établir les faits, à en comprendre les causes, à examiner ce qui pourrait se passer dans des circonstances différentes, pour finalement décider des meilleures solutions à apporter aux problèmes rencontrés. L'analyse des événements significatifs est ainsi un outil essentiel d'évaluation continue et d'amélioration de la sûreté.

Les événements déclarés à l'ASN, à l'exception des événements liés à l'environnement, sont accompagnés d'une proposition de classement dans l'échelle INES (voir tableau ci-dessous). Cette échelle est utilisée au plan international depuis 1991 et permet à l'ASN de classer tous les événements se produisant dans les Installations Nucléaires de Base et lors des transports radioactifs. Elle se fonde sur trois critères de classement (colonnes 2, 3 et 4 du tableau).

En France, plusieurs centaines d'événements sont classés chaque année au niveau 0 et environ une centaine au niveau 1. Le niveau 2 ne concerne que quelques événements par an. Les incidents de niveaux plus élevés sont rares, y compris dans le monde. Le niveau maximal atteint en France est le niveau 4, avec, en 1980, l'endommagement du cœur à la centrale de Saint Laurent des Eaux. Le dernier accident de niveau 4 est l'accident de criticité de Tokaï-mura en 1999 qui a fait deux victimes et occasionné de faibles rejets radioactifs. Le niveau 5 a été atteint en 1979 aux Etats Unis avec l'accident de la centrale de Three Mile Island (fusion partielle du cœur). L'accident ayant affecté 4 des 6 réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi a été classé au niveau 7, comme l'accident de Tchernobyl en 1986.

		CONSEQUENCES A L'EXTERIEUR DU SITE	CONSEQUENCE A L'INTERIEUR DU SITE	DEGRADATION DE LA DEFENSE EN PROFONDEUR
7	ACCIDENT MAJEUR	Rejet majeur : effets considérables sur la santé et l'environnement		
6	ACCIDENT GRAVE	Rejet important susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures prévues		
5	ACCIDENT	Rejet limité susceptible d'exiger l'application partielle des contres mesures prévues	Endommagement grave du cœur du réacteur ou des barrières radiologiques	
4	ACCIDENT	Rejet mineur : exposition du public de l'ordre des limites prescrites	Endommagement grave du cœur du réacteur ou des barrières radiologiques ou exposition mortelle d'un travailleur	
3	INCIDENT GRAVE	Très faible rejet : exposition du public représentant au moins un pourcentage des limites fixées par le guide AIEA*	Contamination grave ou effets aigus sur la santé d'un travailleur	Accident évité de peu ou perte des barrières
2	INCIDENT		Contamination importante ou surexposition d'un travailleur	Incidents assortis de défaillances importantes des dispositions de sécurité
1	ANOMALIE			Anomalie sortant du régime de fonctionnement autorisé
0	ECART			

Bilan 2011

En 2011, deux événements significatifs ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire au niveau 0, ainsi qu'un événement intéressant les transports.

- 27/01/2011 - Non respect RGE 05 concernant la périodicité annuelle des contrôles des filtres THE de la cellule chaude et des effluents gazeux du réacteur - Niveau 0

Lors de la réalisation du bilan des essais périodiques d'ensemble le 12 avril, le BCAQ a constaté que le contrôle des filtres THE de la cellule chaude avait été réalisé le 06/04/2011 soit 2 jours après la fin de la période de tolérance fixée à 90 jours après la date anniversaire du 04 janvier définie dans la procédure de suivi des contrôles et essais périodiques. De même, le contrôle des filtres THE des effluents gazeux du réacteur ILL5 avait été réalisé les 06 et 07/04/2011 soit 4 jours après la fin de la période de tolérance fixée à 90 jours après la date anniversaire du 03 janvier. Les résultats des contrôles d'efficacité des filtres THE réalisés à ces dates étaient conformes.

Cause de l'événement : Lors de la prise du rendez-vous avec le fournisseur en charge des contrôles des THE, le demandeur a accepté les dates du fournisseur sans vérifier suffisamment le respect des dates anniversaire et tolérances associées.

Actions correctives : des améliorations sur la gestion des essais périodiques ont été mises en place dans l'équipe chargée de ces contrôles.

- 04/09/2011 – Départ de feu à l'extérieur d'ILL 22 sur un groupe froid – Niveau 0

Un départ de feu s'est produit à l'extérieur du bâtiment ILL22 sur un groupe froid, lors d'une intervention nécessitant la réalisation d'une brasure.

Cause de l'événement : Ce départ de feu était dû au non respect d'une procédure : en effet, le circuit contenant de l'eau, la procédure d'intervention pour éliminer totalement cette eau nécessitait de remplir le circuit avec un solvant spécifique, puis de faire une chasse à l'azote de ce solvant et enfin de tirer au vide le circuit pour éliminer les dernières trace de ce solvant. L'intervenant de l'entreprise extérieure chargée de l'opération a décidé de commencer une petite réparation par brasure sur le circuit avant la fin de l'opération de tirage au vide. Des vapeurs de solvants se sont alors enflammées et ont mis le feu à une mousse calorifuge située à proximité immédiate. Ce départ de feu a été circonscrit par un agent ILL au moyen d'un extincteur CO₂.

Actions correctives : sensibilisation des intervenants au respect de la procédure de séchage et des procédures en général - établissement à l'avenir d'un permis feu en cas de brasure consécutive à une opération de séchage ou à une opération nécessitant l'utilisation de solvants.

Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux

Les rejets liquides et gazeux de l'ILL sont régis par l'arrêté du 3 août 2007. Cet arrêté a été établi sur la base d'une étude d'impact environnemental réalisée par l'ILL qui a été présentée en enquête publique en 2007.

Les rejets gazeux

La surveillance des effluents radioactifs gazeux est assurée au niveau de 2 émissaires, en aval des systèmes de filtration des effluents :

- La cheminée de 45 m du réacteur
- La cheminée de 17 m du bâtiment de détritiation

Les rejets gazeux sont classés en 5 catégories de radionucléides :

- Les gaz autres que le tritium
- Le tritium
- Les iodes
- Les aérosols
- Le carbone 14

Les 5 catégories sont quantifiées à la cheminée de 45 mètres du réacteur, par deux ensembles de chaînes de mesure redondantes. Le bâtiment de détritiation n'étant susceptible de rejeter que du tritium, sa cheminée de 17 mètres est équipée de deux mesures tritium redondantes.

Les rejets en gaz sont quantifiés par la voie de mesure des gaz temps réel et par un prélèvement représentatif hebdomadaire mesuré en laboratoire pour établir le spectre des radioéléments gazeux. Le tritium et le carbone 14 sont piégés en continu par barbotage, les barboteurs étant relevés et mesurés chaque semaine en laboratoire. Les iodes et les aérosols sont prélevés en continu respectivement sur cartouche de charbon actif et sur filtre mesurés également chaque semaine en laboratoire.

Le tableau suivant présente les rejets gazeux en 2011 exprimés en Tera-Becquerel (TBq) ou en Mega-Becquerel (MBq)

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2011	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	1,2	10
Tritium (TBq)	14,1	75
Carbone 14 (TBq)	0,41	2
Iodes (MBq)	2,3	1000
Aérosols (MBq)	0,21	100

Le principal gaz rare radioactif émis est l'argon 41 (^{41}A) qui possède une période radioactive courte (2 heures). Ce gaz provient majoritairement de l'activation par les neutrons de l'air contenu dans l'eau légère de la piscine réacteur.

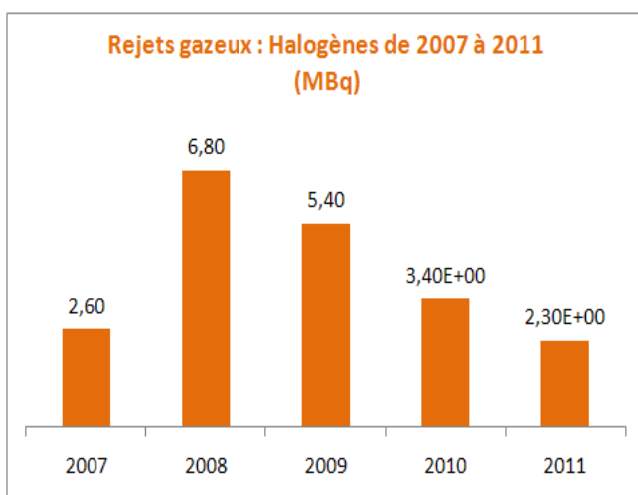
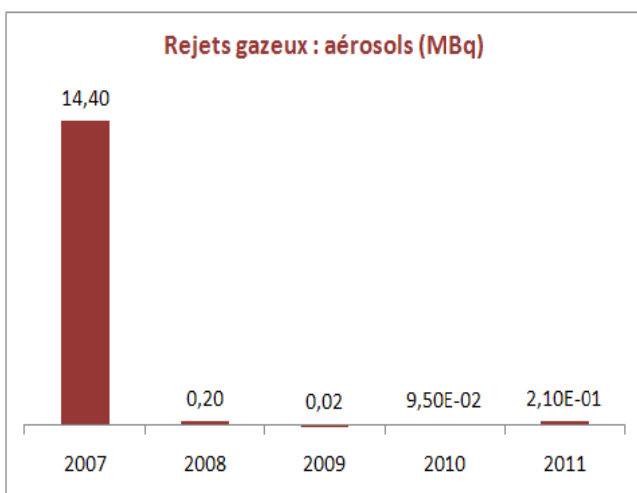
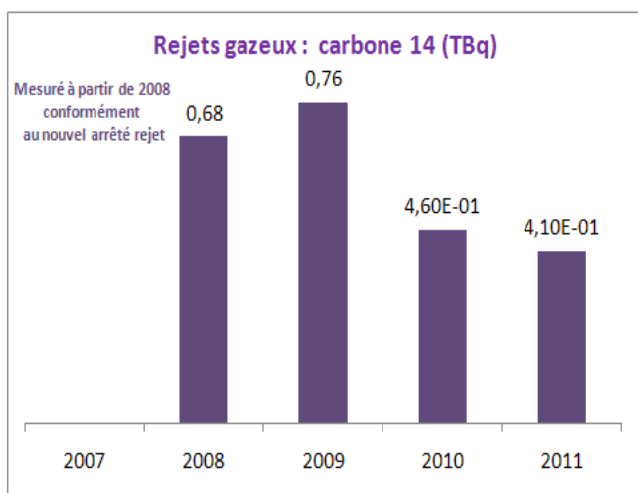
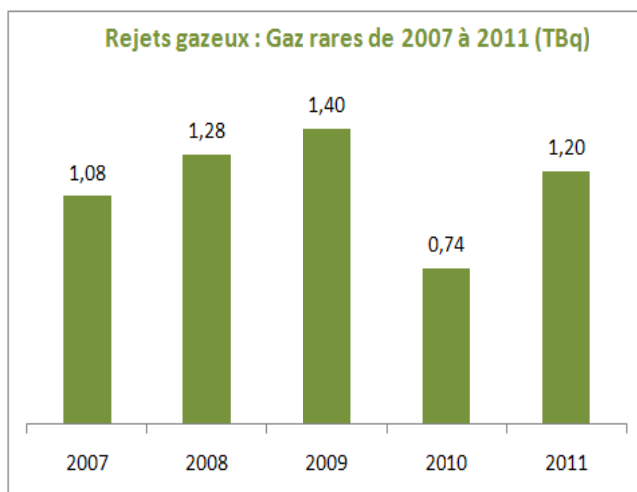
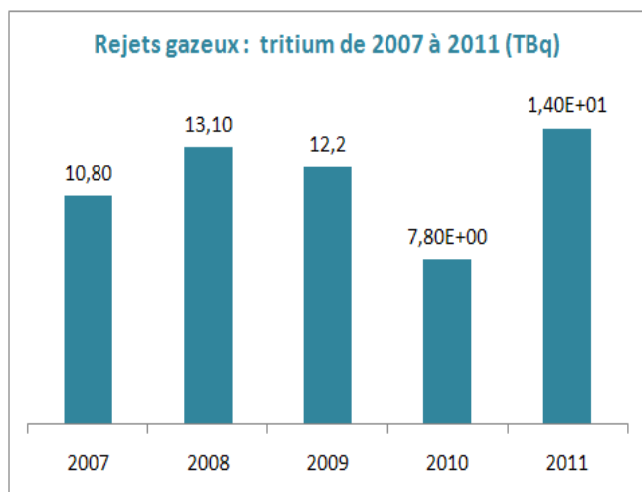
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

Le Carbone 14 (^{14}C), dont la période radioactive est de 5730 ans, provient principalement de l'activation par les neutrons de l'oxygène 17 (^{17}O).

L'iode 131 (^{131}I), dont la période est de 8 jours, est un produit de fission. Il peut provenir principalement, dans le cas des rejets, d'une expérience située sur l'un des canaux de neutrons où sont irradiées de petites cibles de matière fissile.

Les aérosols proviennent principalement de la découpe en cellule chaude (cellule blindée et ventilée) où des opérations peuvent être réalisées par télémanipulation sur des structures très radioactives) de structures activées. Le radioélément prépondérant est le Cobalt 60 (^{60}Co).

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets par catégorie depuis 5 ans :



Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative ; l'évolution sur 5 années montre une relative stabilité. Les rejets sont un peu plus élevés en 2008 qu'en 2007 du fait du nombre de jours de fonctionnement plus important en 2008 (4 cycles en 2008, 3 en 2007). En 2009, les rejets sont légèrement plus élevés en gaz rares et carbone 14 alors que le nombre de jours de fonctionnement du réacteur est le même : nous n'avons pas d'interprétation évidente pour ce phénomène. En 2010, les rejets sont globalement plus faibles, car il n'y a eu que 2,5 cycles de fonctionnement du réacteur au lieu de 4 en 2009. Les rejets de l'année 2011 (4 cycles de fonctionnement) sont en cohérence avec ceux de 2009.

Il est à noter qu'en ce qui concerne les rejets d'halogènes et d'aérosols, les activités rejetées sont rarement supérieures à la limite de détection qui est de l'ordre de quelques millièmes de l'autorisation de rejet.

Les rejets liquides

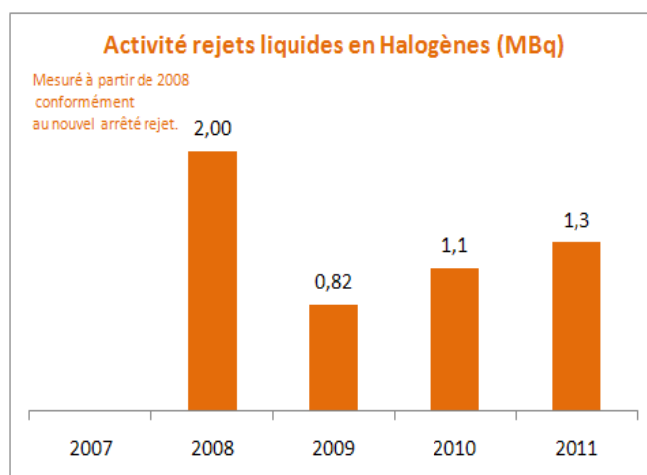
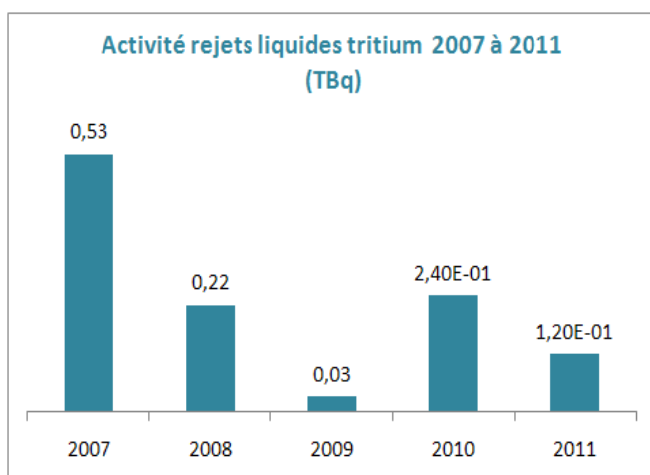
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août 2007. Avant rejet dans la canalisation menant au point de rejet, les effluents liquides sont stockés dans des cuves internes à l'installation. Ils y sont caractérisés sur la base d'un prélèvement représentatif effectué après brassage de la cuve. Les mesures effectuées sont les suivantes :

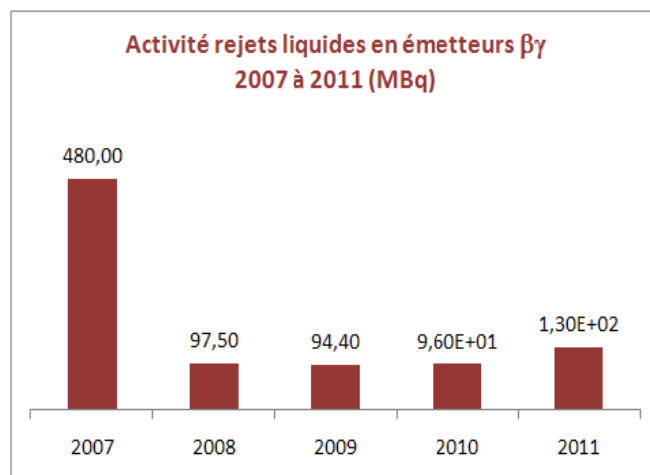
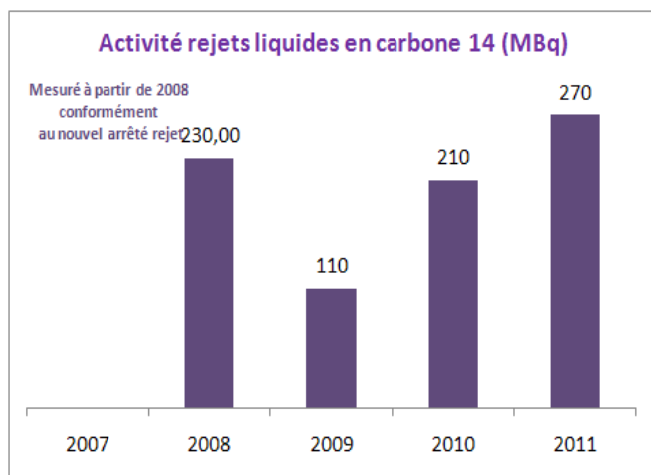
- Vérification de l'absence d'émetteurs alpha
- Emetteurs beta/gamma
- Iodes
- Tritium
- Carbone 14

Le tableau suivant présente le bilan pour 2011 :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2011	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,12	1
Carbone 14 (MBq)	270	1500
Iodes (MBq)	1,3	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	130	1000

Ces rejets représentent un volume de 519 m³. Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides sur 5 ans.





Les rejets sont largement en deçà des autorisations et restent relativement stables depuis 5 ans ; il sont néanmoins plus faibles en 2009 du fait de l'indisponibilité de l'installation de rejet pendant une partie de l'année en raison des travaux relatifs à la reprise de l'exploitation de cette installation auparavant exploitée par le CEA.

Les rejets non radioactifs

Les rejets non radioactifs concernent les eaux pluviales et les eaux issues du pompage dans la nappe phréatique. Ces eaux sont rejetées dans l'Isère. L'arrêté rejets du 3 août 2007 donne des limites en termes de concentrations moyennes sur 24 heures. Le tableau suivant compare les valeurs maximales mesurées et les limites.

Paramètre mesuré	Valeur Maximale 2011 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007
PH	8,4	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	1,6	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	<30	125
MEST (Matières en suspension totales)	35	35
Azote global	1,95	30
Phosphore total	0,12	10
Hydrocarbures totaux	<0,1	10
Sulfates	51	600
Carbonates	0	100
Nitrates	5,7	30
Sels	288	30000
Métaux	0,55	5

Impact des rejets sur l'environnement

En 2007, une étude d'impact a été réalisée afin d'évaluer par le calcul les conséquences radiologiques maximales des rejets liquides et gazeux de l'ILL pour les populations résidant à proximité de l'installation. Le terme source (c'est-à-dire les quantités d'effluents gazeux et liquides) pris en compte dans cette étude, correspond aux limites de rejets par catégories figurant dans l'arrêté rejet du 3 août 2007. L'impact des rejets de l'année 2011 a été calculé en retenant les mêmes hypothèses que dans l'étude de référence.

Impact des rejets gazeux

Le calcul de l'impact des rejets gazeux consiste à modéliser les transferts des éléments radioactifs dans l'environnement depuis la cheminée du réacteur jusqu'à l'homme, ce, pour toutes les voies d'exposition possibles qui sont :

- **L'exposition externe due à la présence dans le panache radioactif** rejeté à la cheminée de l'installation, due à l'irradiation par les radioéléments présents dans le panache et à l'inhalation d'une certaine quantité de ces radioéléments.
- **L'exposition externe due aux dépôts au sol** : elle résulte du dépôt au sol d'une fraction des radioéléments contenus dans le panache.
- **L'exposition interne due à l'ingestion de produits végétaux et animaux**, eux-mêmes contaminés par le dépôt d'une fraction des radioéléments contenus dans le panache.

Les calculs reposent sur des modèles reconnus et sur un grand nombre de paramètres et d'hypothèses dont la validité repose soit sur des références bibliographiques reconnues, soit sur des études de sensibilité afin d'aboutir à un calcul majorant. Par exemple, pour ce qui concerne l'exposition due à l'ingestion de produits végétaux et animaux, il est supposé que ces derniers sont tous produits localement et qu'ils sont donc contaminés par les dépôts du panache radioactif (hypothèses correspondant au groupe de référence majorant « Fontaine en autarcie » dans l'étude d'impact de 2007).

Impact des rejets liquides

Le calcul de l'impact des rejets liquides consiste à modéliser les transferts des éléments radioactifs dans l'environnement depuis l'émissaire situé dans l'Isère jusqu'à l'homme. Il dépend du transfert de la radioactivité le long du cours d'eau (dilution, sédimentation), des transferts dans les sols, les végétaux dus à l'irrigation, des transferts aux animaux via l'eau en tant qu'eau de boisson ou via les végétaux contaminés qu'ils ingèrent.

Les voies d'exposition possible pour l'homme sont :

- **L'exposition interne par ingestion directe d'eau contaminée**
- **L'exposition interne par ingestion de poissons**
- **L'exposition interne par ingestion de produits végétaux et animaux contaminés par l'irrigation**

Comme pour le calcul des rejets gazeux, les modèles utilisés sont des modèles reconnus et les hypothèses sont majorantes, comme par exemple l'hypothèse faite que toute l'eau de boisson est constituée d'eau de l'Isère (hypothèses correspondant au groupe de référence majorant « Saint-Egrève Max » dans l'étude d'impact de 2007).

Le tableau suivant présente les résultats d'exposition ; les doses efficaces sont en micro Sievert (soit 1 millionième de sievert).

2011	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,04	0,031	0,035
Impact rejets liquides	0,0052	0,0038	0,0056

L'impact des rejets est donc extrêmement faible ; il faut en effet savoir qu'une dose de 1 micro-Sievert correspond à moins d'une journée d'exposition à l'irradiation naturelle provenant des rayonnements cosmiques et telluriques mesurée dans la cuvette grenobloise (soit 60 nano-sievert par heure).

Gestion des déchets radioactifs

En matière de gestion des déchets radioactifs, la priorité est donnée à l'envoi des déchets aussitôt que possible après leur production vers les filières d'évacuation existantes. L'ensemble des zones de production est sectorisé afin d'identifier en amont les zones de production des déchets nucléaires et les zones de production de déchets conventionnels. Le « zonage déchet » de l'installation est décrit dans un document et matérialisé sur le terrain de façon claire pour les utilisateurs. Le SRSE a la responsabilité de la gestion des déchets.

Quantité de déchets évacués en 2011

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2011, 14 fûts de 120L et 3 bonbonnes de 30L ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

Il n'y a pas eu d'expédition de déchets TFA en 2011.

Déchets FA/MA/HA

72 fûts de déchets incinérables FA ont été expédiés vers SOCODEI-CENTRACO.

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2010

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	50 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	20 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	30 TBq	PA, ³ H
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	60 TBq	PA, ³ H
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	1,5 m ³	27 TBq	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	4,4 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	19 m ³	0,5 GBq	³ H, PA
• Déchets inertes (béton)	70 m ³	1 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	65 m ³	260 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	30 m ³	360 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	10 440 l	1,7 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	24 800 l	260 MBq	PA
• Déchets de laboratoire	900 l	10 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	450 l	100 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	12 m ³	4 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	1200 l	30 MBq	PA
• Déchets liquides	550 l	50 GBq	³ H, PA

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2011

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	50 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	20 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	30 TBq	³ H, PA
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	60 TBq	³ H, PA
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	1,5 m ³	27 TBq	³ H
• Déchets solides	0,25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	5,6 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	19 m ³	0,5 GBq	³ H, PA
• Déchets inertes (béton)	80 m ³	1 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	66 m ³	260 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	55 m ³	325 GBq	³ H, PA
• Fûts 120L PEHD incinérables	5520 l	1 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	30 800 l	300 MBq	PA, ³ H
• Déchets de laboratoire	420 l	8 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1500 l	300 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	15 m ³	15 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	200 l	2 MBq	PA
• Déchets liquides	850 l	3,5 TBq	³ H, PA

Glossaire

AIEA : L'Agence Internationale de l'Energie Atomique est une organisation qui dépend directement du Conseil de sécurité des Nations unies. Fondée en 1957 et basée à Vienne, en Autriche, elle cherche à promouvoir les usages pacifiques de l'énergie nucléaire et à limiter le développement de ses applications militaires.

ANDRA : Agence Nationale pour la gestion de Déchets Radioactifs : Etablissement public à caractère industriel et commercial chargé de la gestion et du stockage des déchets radioactifs solides.

ASN : Autorité de sûreté Nucléaire. Autorité administrative indépendante créée par la loi n° 2006-686 du 13 Juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité nucléaire (dite « loi TSN »), chargée de contrôler les activités nucléaires civiles en France. L'ASN assure, au nom de l'état, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés à l'utilisation du nucléaire. Elle contribue à l'information des citoyens (www.asn.fr).

Rayonnements ionisants : Les éléments radioactifs présents dans notre environnement émettent, lors de leurs désintégrations, des rayonnements alpha, bêta et gamma. Les rayonnements gamma sont des ondes électromagnétiques tandis que les rayonnements alpha et bêta sont des particules qui sont respectivement un noyau d'hélium et un électron. Ces rayonnements produisent des ionisations dans la matière qu'ils traversent et sont de ce fait potentiellement dangereux pour les organismes vivants.

Période radioactive : c'est le temps au bout duquel l'activité (nombre de désintégrations par seconde) d'une source radioactive a décru d'un facteur 2.

Becquerel : Unité de mesure de la radioactivité, c'est-à-dire le nombre d'atomes radioactifs qui se désintègrent par unité de temps (1 Bq = 1 désintégration par seconde). On utilise couramment des multiples du Bq : 1MBq = 1 million de Bq, 1GBq = 1 milliard de Bq, 1 TBq = 1000 milliard de Bq.

Fission : La fission nucléaire est le phénomène par lequel le noyau d'un atome lourd (noyau qui contient beaucoup de nucléons, tels les noyaux d'uranium et de plutonium) est divisé en 2 ou 3 nucléides plus légers après une collision avec un neutron ou de façon spontanée. Cette réaction nucléaire se traduit aussi par l'émission de neutrons, de rayonnements gamma et un dégagement d'énergie très important (environ 200 MeV, à comparer aux énergies des réactions chimiques qui sont de l'ordre de l'eV).

Exposition externe : L'exposition externe de l'homme aux rayonnements provoque une irradiation externe. Elle a lieu lorsque celui-ci se trouve exposé à des sources de rayonnements qui lui sont extérieures (substances radioactives sous forme de nuage ou de dépôt sur le sol, sources à usage industriel ou médical...).

Exposition interne : L'exposition interne est possible lorsque des substances radioactives se trouvent à l'intérieur de l'organisme. Celles-ci provoquent une irradiation interne. Elles ont pu pénétrer par inhalation, par ingestion, par blessure de la peau, et se distribuent ensuite dans l'organisme. On parle alors de contamination interne. Celle-ci ne cesse que lorsque les substances radioactives ont disparu de l'organisme après un temps plus ou moins long par élimination naturelle et décroissance radioactive ou par traitement.

Mesure des effets des rayonnements sur l'homme

- La dose absorbée par la cible des rayonnements est définie comme l'énergie reçue par unité de masse de la cible, en joules par kilogramme, c'est-à-dire en Grays (Gy) dans le système SI. On définit également un **débit de dose**, c'est-à-dire l'énergie absorbée par kilogramme et par unité de temps, c'est-à-dire en gray par heure (Gy/h).
- La dose équivalente, H, est la dose absorbée pondérée d'un facteur représentant la nocivité du type de rayonnement considéré. L'unité du Système International (SI) est le **Sievert** (Sv).
- **La dose efficace**, E est la somme pondérée des doses équivalentes H_T aux organes et tissus T irradiés. Elle rend compte du risque d'apparition de cancer. L'unité utilisée est également le Sievert.

Avis du CHSCT



CHSCT

Grenoble, le 26 juin 2012
DIR/SRSE-12/376-JL/ss

**Procès verbal du CHSCT extraordinaire du 22.06.2012 relatif au rapport
TSN 2011 (Transparence et Sécurité Nucléaire)**

Conformément à la loi n°2006-686 du 13 Juin 2006 (article 21), le rapport TSN a été soumis au CHSCT.

Les recommandations émises lors de cette réunion ont été prises en compte dans l'établissement de la version définitive de ce rapport.

De ce fait, le CHSCT approuve le rapport TSN 2011.

Secrétaire CHSCT J. LOCATELLI

