



NEUTRONS
FOR SCIENCE

RAPPORT ANNUEL RÉACTEUR HAUT FLUX
INSTITUT LAUE-LANGEVIN

RAPPORT TRANSPARENCE ET SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin

2015



SOMMAIRE

Introduction	4
Présentation de l’Institut et du Réacteur Haut Flux	4
Le réacteur	5
L’utilisation des neutrons par les scientifiques	7
Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2015:.....	8
Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection	11
Dispositions générales d’organisation	11
Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	12
Généralités	12
Faits marquants en matière de sûreté	14
Contrôles internes et externes	15
Bilan des transports de matières radioactives	15
Exercices de préparation aux situations d’urgence	15
Perspectives pour l’année 2016.....	15
Dispositions techniques en matière de radioprotection	16
Généralités	16
Faits marquants de l’année 2015.....	16
Dosimétrie du personnel : résultats	17
Evénements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	18
Généralités	18
Bilan 2015	19
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	25
Les rejets gazeux	25
Les rejets liquides	27
Les rejets non radioactifs	28
Impact des rejets sur l’environnement	28
Impact des rejets gazeux	28
Impact des rejets liquides	29
Gestion des déchets radioactifs	30

Quantité de déchets évacués en 2015	30
Déchets de laboratoire.....	30
Déchets TFA	30
Déchets FA/MA/HA	30
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2014	31
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2015	32
Glossaire.....	33
Avis du CHSCT	35

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 d'une source de neutrons très intense, 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,
- ✓ le CIBB, Carl-Ivar Bränden Building, bâtiment abritant des partenariats scientifiques en biologie structurale et en virologie,
- ✓ l'IBS, Institut de Biologie structurale, depuis fin août 2013.

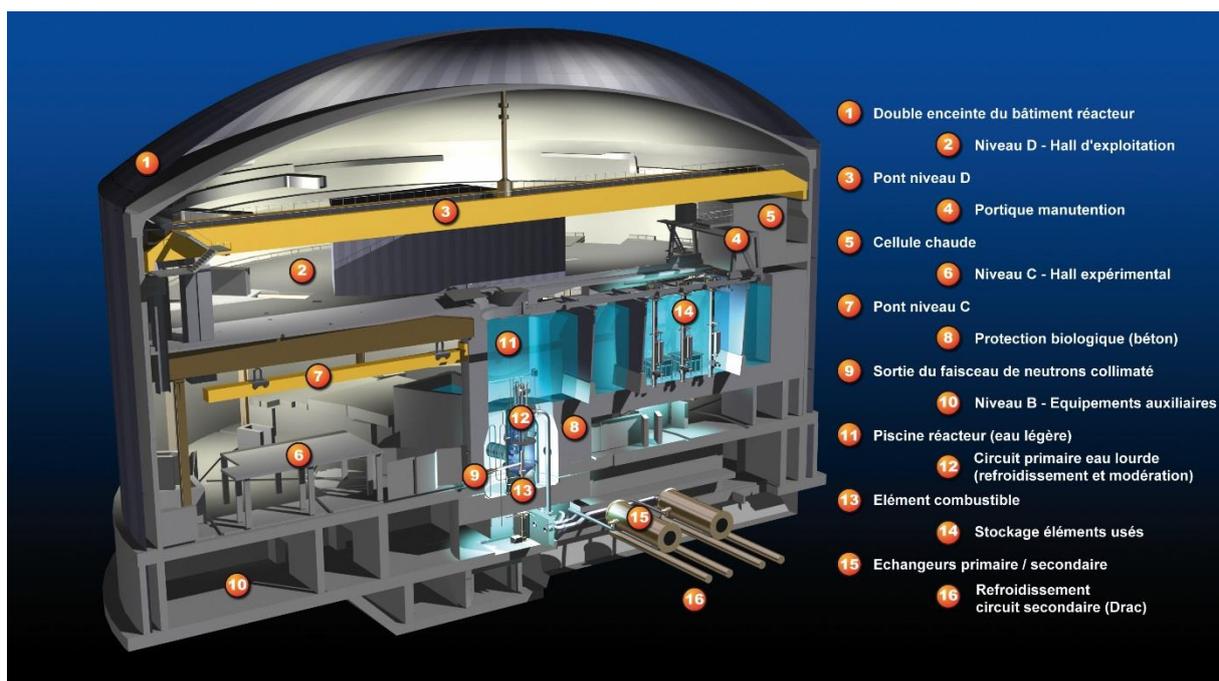
1300 personnes travaillent sur ce site.

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 2015 était de 90 M€. 500 personnes de 44 nationalités différentes travaillent à l'ILL.



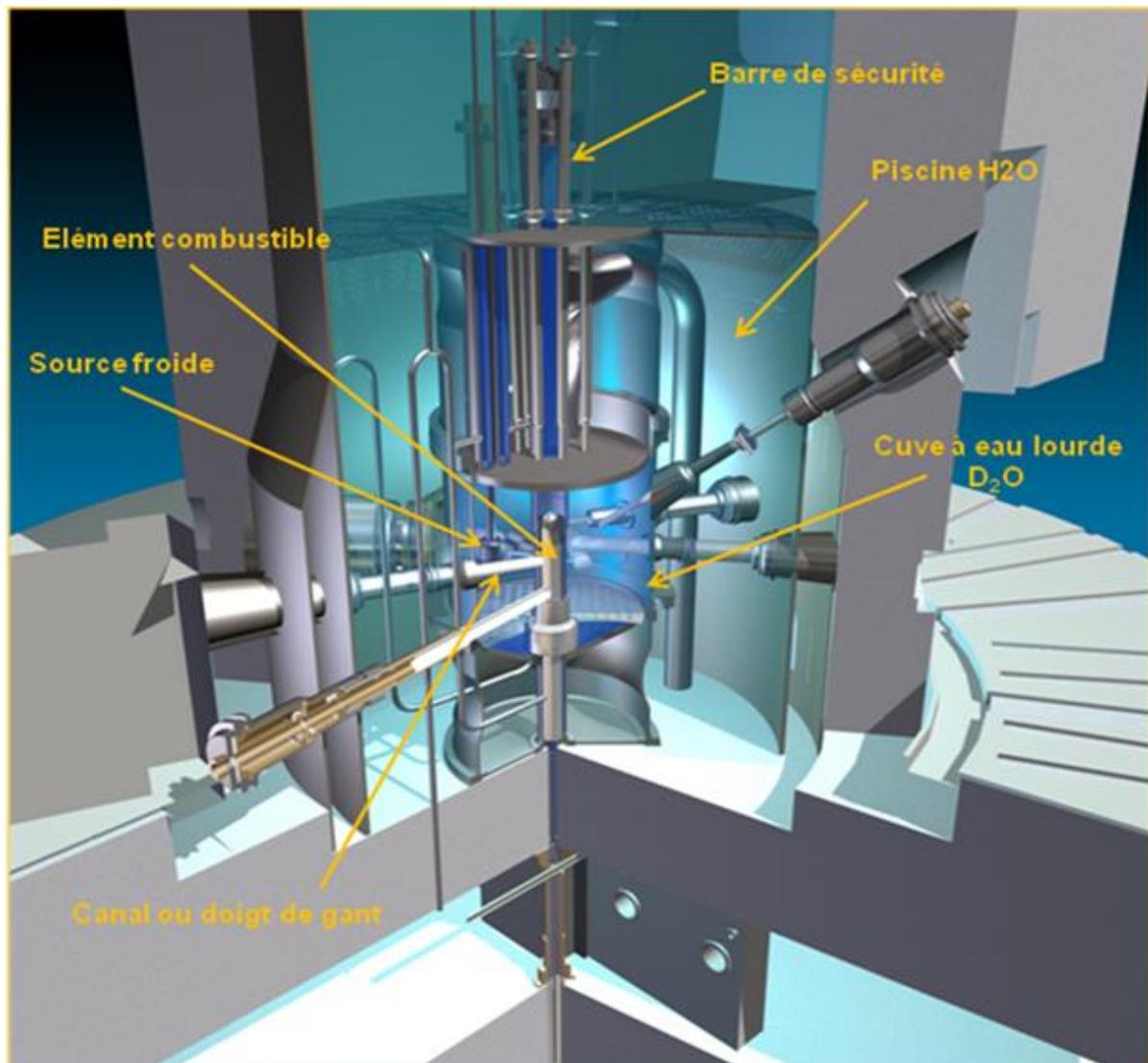
Le réacteur

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 2015. Le premier cycle 174 a été interrompu après 31,5 jours de fonctionnement conformément aux consignes, suite à une baisse de débit sur un échangeur. L'élément combustible non épuisé a été utilisé pour réaliser le cycle 176. Le dernier cycle 177 a été repris après 3 jours d'arrêt et décroissance du Xénon, offrant ainsi un supplément de 1,5 jour pour des expériences internes ILL, des essais particuliers et des mises en service de nouvelles configurations expérimentales.

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 issu du réacteur (après avoir sélectionné finement l'énergie des neutrons au moyen de monochromateurs et de sélecteurs) ; 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.

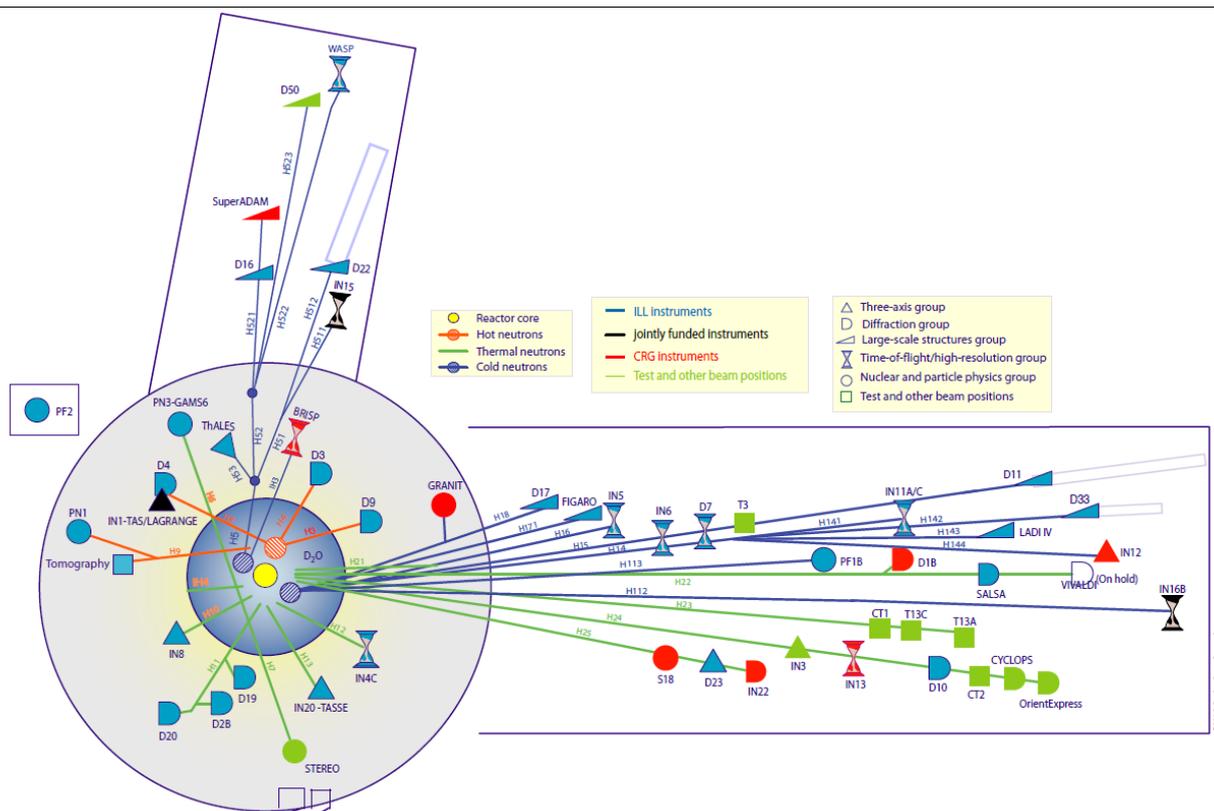


Hall d'expériences



Une aire expérimentale

Plus de cinquante 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 2015:

[Une nouvelle propriété des graines de Moringa, potentiellement très utile](#)

Les *Moringas* sont aussi connus sous le nom d'"arbres miracles" en raison de leurs nombreuses utilisations en tant que nourriture ou comme source d'huile végétale. Les graines des arbres sont aussi utilisées pour purifier l'eau. Les propriétés spécifiques de la protéine contenue dans ces graines ont été étudiées par un groupe de chercheurs de l'Université d'Uppsala en collaboration avec l'École Polytechnique de Namibie, Windhoek, et l'Institut Laue-Langevin à Grenoble, France.

Les nouveaux résultats parus dans la revue "Journal of Colloid and Interface Science" suggèrent que les graines de *Moringa* pourraient être utilisées pour séparer différents matériaux et non uniquement pour éliminer toutes les impuretés. Les processus de séparation sont très importants dans les industries minières pour séparer les matériaux précieux des déchets. Cette nouvelle application d'un produit naturel réduirait les besoins en produits chimiques synthétiques.

Les résultats ont été obtenus à partir d'expériences de réflectométrie neutronique effectuées à l'Institut Laue Langevin, centre de recherche international basé à Grenoble et leader mondial en sciences et technologies neutroniques. Le Dr Rob Barker, l'un des co-auteurs de l'étude, a déclaré "ce qui rend les neutrons particulièrement précieux pour ce type d'expériences est leur capacité à examiner les interfaces enfouies sous la couche superficielle. Ils sont capables de pénétrer profondément à l'intérieur de la solution et d'extraire des informations cruciales sur des propriétés comme la densité et l'épaisseur qui seraient extrêmement difficiles à mesurer avec d'autres techniques."

La protéine extraite des graines du *Moringa* se lie aux particules présentes dans l'eau et provoque leur agrégation. Les agrégats peuvent être facilement enlevés par filtration ou sédimentation. Choisir la

bonne quantité de protéines évite de laisser des protéines inutiles dans l'eau purifiée. La quantité qui sature la surface est bien moins importante pour l'alumine que pour la silice.

“Les résultats peuvent nous aider à trouver la quantité optimale de graines de *Moringa* pour purifier l'eau”, a déclaré le Dr Maja Hellsing, l'un des chercheurs à l'origine de l'étude.”

Des expériences mettant en présence protéine et détergents montrent que le comportement de la protéine change en fonction des caractéristiques de ces derniers. Ainsi un détergent cationique, largement utilisé comme désinfectant, détache la protéine de la surface de l'alumine annulant ainsi son effet nettoyant. Cette découverte démontre que l'on peut contrôler l'agrégation et propose un moyen simple de séparer différents matériaux”.

Pour le Professeur Adrian Rennie, qui a dirigé cette étude : “combiner la protéine avec des détergents ouvre de nouvelles méthodes propres de séparation contrôlée. Cela peut s'avérer une approche très prometteuse pour les industries minières, qui sont importantes dans de nombreux pays où le *Moringa* pousse facilement ».

[L'analyse neutronique des dents humaines pourrait permettre de limiter l'érosion dentaire](#)

Une nouvelle étude réalisée à l'Institut Laue-Langevin, en collaboration avec des chercheurs de l'Université de Lyon travaillant aux Hospices Civils de Lyon, a déterminé la structure cristalline de l'émail humain avec une précision inégalée. La recherche, publiée dans le journal *Materials Research Express*, vise à mieux comprendre la chimie sous-tendant les propriétés de l'émail dentaire et la façon dont il se modifie au cours de la déminéralisation provoquée par de mauvaises habitudes alimentaires. L'équipe a pu identifier pour la première fois la localisation des atomes d'hydrogène critiques à l'intérieur de l'émail, un travail qui sera extrêmement utile pour l'analyse future de la biodentine, un nouveau matériau qui pourrait être utilisé comme un ciment pour favoriser la repousse des dents.

L'érosion dentaire est une affection courante, en particulier chez les enfants. Elle provoque non seulement une décoloration mais augmente également les sensations de douleur au contact d'aliments chauds, froids ou sucrés. Contrairement à la carie dentaire, qui est liée à une infection bactérienne, l'érosion dentaire est provoquée par une accumulation de fluides acides dans la bouche et peut résulter de la surconsommation d'aliments acides ou même des vomissements récurrents associés, par exemple, au reflux gastro-oesophagien pathologique, à l'anorexie ou à la boulimie. L'érosion enlève les couches d'émail et peut exposer la dentine sous-jacente, plus fragile, ce qui provoque la douleur. Si elle n'est pas traitée, l'érosion peut même provoquer une fissuration des dents.

Le traitement le plus courant de l'érosion dentaire est la thérapie au fluor pour reminéraliser la dent. Cependant, l'usage excessif du fluor peut provoquer des lésions qui attaquent l'émail, c'est pourquoi, des traitements alternatifs continuent à faire l'objet de recherches. Les progrès dans ce domaine dépendent d'une compréhension plus détaillée de la structure cristalline sous-jacente et de la chimie associée. Cependant le nombre et les positions des ions hydroxydes (constitués d'un atome d'hydrogène lié à un atome d'oxygène) font toujours l'objet de débats comme la question de savoir si la structure globale est monoclinique (les cristaux ont différentes longueurs le long chacun de leurs trois axes) ou hexagonale (qui produit des cristaux à six faces).

Pour répondre à cette incertitude, le Dr Selma Ouladdiaf et ses collègues de l'Université de Lyon ont joint leurs forces à celles du père de Selma, le Dr Bachir Ouladdiaf, qui a utilisé le diffractomètre de poudres à haute résolution, D2B, à l'Institut Laue-Langevin (ILL). Les techniques neutroniques utilisées à l'ILL sont un outil de choix pour l'étude des matériaux biologiques contenant de l'hydrogène, comme

l'hydroxyapatite de calcium qui est le principal constituant de l'émail dentaire humain. Ensemble, ils ont appliqué la technique de diffusion neutronique à une dent récemment extraite sur un patient de 21 ans qui avait donné son accord.

Suite à cette analyse neutronique, Selma et ses collègues ont constaté que le modèle initial d'hydroxyapatite hexagonale proposé dans la plupart de la littérature semblait compatible avec leurs résultats. Cependant, l'équipe a également mis en évidence une concentration en hydrogène dans la composition structurale de l'émail bien supérieure à ce que l'on pensait précédemment. L'étude a montré que l'hydrogène existait en fait dans trois environnements différents dans l'émail : associé à des ions hydroxyles, en tant que ions d'hydrogène liés sous forme de phosphate acide et à l'intérieur des molécules de H₂O fortement désordonnées sous forme d'eau de réseau et d'eau adsorbée.

L'équipe a également constaté que la taille cristalline moyenne de l'émail dentaire était de 18 nanomètres pour le patient âgé de 21 ans. Étant donné que la taille cristalline diminue avec l'âge de la dent, le phénomène affecte les propriétés mécaniques et chimiques de l'émail de la plupart des individus.

"Ces nouvelles connaissances de la structure cristallographique de l'émail contribueront à mieux comprendre l'effet de la déminéralisation," a déclaré le Dr Selma Ouladdiaf. "Une meilleure idée des mécanismes sous-tendant les propriétés physicochimiques nous permettra également d'évaluer avec plus d'exactitude le potentiel des nouveaux traitements de reminéralisation."

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 à 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 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 au sens de 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. Ce service gère également les déchets radioactifs et la dosimétrie du personnel.

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 cinq niveaux [ASN – Rapport sur le ECS de décembre 2011] :

- Premier niveau : Prévention des anomalies de fonctionnement et des défaillances des systèmes.
Le premier niveau comprend donc 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;
- Deuxième niveau : Maintien de l'installation dans le domaine autorisé.
Le deuxième niveau vise donc 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.
- Troisième niveau : Maîtrise des accidents sans fusion de cœur (prévention).
Le troisième niveau vise donc 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. En particulier, pour les réacteurs, ce niveau vise à prévenir les risques d'accidents pouvant conduire à une fusion du cœur du réacteur.
- Quatrième niveau : Maîtrise des accidents avec fusion de cœur (mitigation).
Le quatrième niveau vise donc à mettre en place des systèmes de mitigation. En particulier, pour les réacteurs, ce niveau permet de limiter les rejets consécutifs à une fusion de cœur

- Cinquième niveau : Limitation des conséquences radiologiques en cas de rejets importants (crise).

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 un des paramètres nécessaires au bon refroidissement du combustible lors du fonctionnement du réacteur. La pression doit donc être supérieure à une valeur minimale pour garantir une marge satisfaisante sur le refroidissement du combustible. Elle est mesurée en permanence par trois capteurs redondants qui provoquent un arrêt automatique du réacteur, par la chute des barres de sécurité, en cas de détection par deux de ces trois capteurs d'une pression inférieure au minimum requis. Cette action est donc bien une action qui relève du second niveau de la défense en profondeur.
- Dans le cas d'un scénario où les systèmes du second niveau seraient inopérants, par exemple brèche importante sur un des canaux permettant la sortie des neutrons utilisés par les scientifiques, un système de détection de fuite permet la fermeture automatique de vannes de sécurité permettant de reconstituer l'étanchéité du circuit primaire et donc d'éviter le dénoyage du combustible. Celui-ci est alors toujours correctement refroidi en simple convection naturelle. Le système de sauvegarde constitué de la détection et de la vanne de sécurité dans chaque canal est donc un système permettant de prévenir le risque de fusion du cœur lors d'un accident de brèche sur le circuit primaire. Il relève donc bien du troisième niveau de la défense en profondeur.
- Enfin, en postulant la défaillance des trois niveaux précédents, la fusion du cœur conduit au relâchement, dans l'enceinte de confinement, d'une partie des produits de fission radioactifs qui s'y sont accumulés pendant le fonctionnement. Le confinement de ces produits de fission est alors assuré à la fois par l'enceinte elle-même, double avec pressurisation de 135 mbar entre les deux enceintes spécifique de l'enceinte du RHF, ainsi que par les systèmes de filtration qui y sont associés. Ces équipements nécessaires au maintien du confinement permettent par conséquent de limiter l'activité rejetée à l'extérieur. Ils participent donc bien au quatrième niveau de la défense en profondeur.

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.

Faits marquants en matière de sûreté

- **Travaux menés dans le cadre du projet STR (Stress Test Response), suite aux ECS (Etudes Complémentaires de Sûreté menées suite à l'accident de Fukushima) :**
 - Mise en service en passif du Circuit de Dégonflage Sismique. Ce circuit est un circuit de mitigation appartenant donc au niveau 4 de la défense en profondeur ;
 - Travaux de renforcement d'agresseurs potentiels vis-à-vis du séisme extrême dit « noyau dur »:
 - Mise en place du nouveau poste d'entretien des hottes ;
 - Travaux de renforcement de l'expérience Ultra Cold Neutron située en margelle piscine ;
 - Travaux de renforcement des ouvertures de l'enceinte vis-à-vis de l'inondation extrême ;
 - Renforcement des sas du niveau C à l'inondation ;
 - Fabrication des armoires de contrôle commande du Circuit de Dégonflage Sismique et du circuit de Gonflage de l'espace Annulaire Sismique ;
 - Fabrication des armoires de contrôle commande du système d'Arrêt Réacteur Sismique (nouveau système « durci » par rapport au système existant) et du système de Coupure des Alimentations Electriques non sismique (prévention du risque incendie après séisme extrême) ;
 - Déclaration de modification au titre de l'article 26 du décret 2007-1557 :
 - Demande d'autorisation de mise en service du Circuit de Dégonflage Sismique;
 - Demande d'autorisation de mise en service du Gonflage de l'espace Annulaire Sismique;
 - Demande d'autorisation de mise en service de l'Arrêt Réacteur Sismique et de la Coupure des Alimentations Electriques non sismique ;
 - Demande d'autorisation de construction d'un sas camion permettant le renforcement de la porte à camion actuelle vis-à-vis du séisme « noyau dur » et de l'inondation extrême ;
 - Demande d'autorisation de mise en service du Circuit d'Eau de Nappe. Ce circuit est un circuit de prévention du risque de fusion de cœur appartenant donc au niveau 3 de la défense en profondeur ;
 - Demande d'autorisation de mise en service totale du PCS3.

Ce dossier, qui couvre les travaux de renforcement de la cheminée de 45 m, de mise en place des disques de rupture pour protéger l'enceinte métallique de tout risque de flambement en cas d'inondation extrême, de mise en place de la coursive et de la passerelle entre ILL4 et le PCS3, comportait également la mise à jour de l'ensemble du référentiel, rapport de sûreté, règles générales d'exploitation et plan d'urgence interne, associée à toutes les demandes article 26 précédentes ;
- Nouvelle organisation de sûreté : déclaration de modification, au titre de l'article 26 du décret 2007-1557, de la RGE n° 1 et transmission du Système de Management Intégré (SMI) de l'ILL ;
- Transmission du Dossier d'Orientation du Réexamen (DOR) : document de l'exploitant proposant en particulier les objectifs ainsi que les priorités associées pour le réexamen de sûreté qui doit être transmis avant le 3 novembre 2017 ;

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.

Une revue de direction a été effectuée concernant l'activité de surveillance de l'environnement.

Quatre audits internes et externes ont été effectués :

- Groupe pile-combustible et sources : audit concernant l'opération de déchargement du combustible ;
- ASPOSAN : audit du prestataire chargé des prélèvements et analyses des eaux des exutoires ;
- CERAP : audit du prestataire chargé des contrôles annuels des PAI et des THE ;
- LEAS : audit du prestataire chargé de la fabrication des cartes relais finaux et vote pour le projet Arrêt Réacteur Sismique, sous-projet du projet STR post-Fukushima.

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 2015, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

- Eléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 0
- Eléments combustibles neufs : 1 arrivée
- Echantillons et sources : 36 départs, 36 arrivées
- Emballages vides : 1 départ, 12 arrivées
- Colis de déchets : 3 départs
- Mouvements de matériels contaminés (cuves utilisées dans le cadre de l'évacuation des REI) : 2 départs.

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercice PUI du 8 Janvier 2016** : Cet exercice avait pour objectif le déclenchement du PUI, le gréement des postes de crise, en particulier le PCS3, le test du service dédié externe pour la mobilisation des équipiers en vue d'assurer la relève de l'équipe en place et la réponse technique du PC Technique et de l'Equipe Technique de Crise sur un scénario de baisse incontrôlée du niveau d'eau dans la piscine d'entreposage des éléments usés (canal 2).
- **Exercice de sécurité** : 17 exercices ont été effectués dans l'année, dont 12 étaient réglementaires pour le recyclage des Equipes de Première Intervention (EPI), 2 exercices incendie, 1 exercice avec le SDIS et 2 exercices d'évacuation des bâtiments.

Perspectives pour l'année 2016

- Poursuite du Projet STR (Stress Test Response) : mise en service définitive des Circuits de Dégonflage Sismique, de Gonflage de l'espace Annulaire Sismique, d'Arrêt réacteur Sismique, de Coupure des Alimentations Electriques non sismiques et mise en service totale du nouveau Poste de Contrôle de Secours (PCS3).
- Mise en place du Système de management intégré permettant de répondre à l'arrêté du 7 février 2012 avec la mise en place d'une nouvelle cellule qualité risques rattachée directement à la direction de l'ILL.

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 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 principe de limitation : les expositions individuelles ne doivent pas dépasser les limites de dose réglementaires.

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 qui se traduisent, par exemple, par la mise en place de méthodes de travail appropriées ou d'écrans de protections vis-à-vis des rayonnements.

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.
- 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 2015

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2015 :

- 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.

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. Cette dosimétrie est présentée dans le tableau ci-dessous pour l'ensemble du personnel.
- 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**.

Le tableau suivant synthétise les résultats de la dosimétrie passive pour l'année 2015 pour les différentes catégories de personnel intervenant dans l'installation nucléaire de base :

	ILL	LTV*	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	425	129	1350	339	2223
Nombre de doses nulles	342	120	1308	314	2084
Dose collective [Homme.mSv]	13,70	0,97	7,27	2,68	24,62
Dose individuelle maximale [mSv]	1,01	0,26	0,65	0,22	1,01
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,036	0,008	0,005	0,008	0,011

*Long Term Visitor

**Les doses nulles correspondent à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,05 mSv.

La dose collective passive reçue sur le site de l'ILL en 2015 est de 24,62 H.mSv. Elle se répartit de la manière suivante : 55,6 % pour le personnel de l'ILL, 33,5 % pour les expérimentateurs extérieurs (LTV inclus), 10,9 % pour le personnel des entreprises intervenantes.

La dose individuelle maximale est de 1,01 mSv. Elle a été reçue par une personne de la Division Réacteur de l'ILL classée en catégorie A vis-à-vis du risque radiologique (limite annuelle réglementaire 20 mSv). Cette personne effectue des travaux de maintenance mécanique.

L'évolution de la dose collective passive en référence à celle de l'année 2014 est la suivante :

- Site ILL : diminution de 15,48 H.mSv (-38,6 %),
- Personnel ILL : diminution de 7,14 H.mSv (-34,4 %),
- Expérimentateurs extérieurs (LTV inclus) : diminution de 1,40 H.mSv (-14,5 %),
- Entreprises intervenantes : diminution de 7,01 H.mSv (-72,3 %).

On constate donc une baisse très sensible de la dosimétrie collective dans les différents secteurs d'activité.

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).

		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			

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 Tokai-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.

Bilan 2015

En 2015, 8 événements significatifs ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire, 6 au niveau 0 et 2 au niveau 1 :

- [08/01/2015 – Ouverture d'une dalle de toit d'une casemate expérimentale avant déclassement officiel par le SRSE \(niveau 0\)](#) : Lors du démontage programmé de la casemate H5 super Adam dans le hall des guides ILL22, une dalle de toit de la casemate D16, contiguë à celle de super Adam, a également été déposée par erreur d'appréciation géométrique sur la séparation interne entre les deux casemates. Formellement, cette casemate D16 n'ayant pas encore été déclassée par le SRSE, elle constituait toujours la protection biologique autour d'une zone rouge. L'ouverture en toiture était de faible surface et ne permettait en aucun cas un accès dans la casemate. Le déclassement officiel a été effectué dès le lendemain et a bien confirmé que, réacteur à l'arrêt, cette casemate est une zone jaune.
 - Causes de l'événement : Le repérage de la séparation interne entre les deux casemates était impossible depuis l'extérieur.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune : cette ouverture ne permettait pas l'accès en casemate. Réacteur à l'arrêt le zonage réel est zone jaune et l'organe de protection amont, le BOG H5, était consigné fermé.
 - Actions correctives immédiates : Arrêt immédiat du démontage dès qu'il a été constaté que la dalle enlevée débordait sur la casemate D16. Déclassement officiel de la casemate le lendemain selon les procédures internes par le SRSE.
 - Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Mise en place de la procédure AQ 16/094 (Démontage des casemates des faisceaux primaire ou secondaire de neutrons ou gammas) spécifique au déclassement d'une zone expérimentale en vue du démontage partiel ou total des protections biologiques.

- [13/04/2015 – Intervention en zone jaune \(pont roulant ILL7\) d'un agent d'entreprise extérieure pour le contrôle de la détection incendie, sans prévisionnel dosimétrique formalisé sur le bon de travail \(niveau 0\)](#) : la société SSI intervient sur les ponts roulants d'ILL7 pour effectuer un essai du système de détection incendie. Cette intervention est habituellement réalisée avec l'assistance d'un pontier affecté aux halls expérimentaux. Aucun d'entre eux n'étant disponible, c'est un agent habilité pontier de la DRe qui a réalisé cette assistance (cela était prévu depuis la veille). Lors de l'intervention, un agent SRSE présent a stoppé l'opération ayant constaté qu'il n'y avait pas eu de prévisionnel dosimétrique formalisé sur le bon de travail alors que le pont roulant est, en pratique, en zone jaune mais non balisée.

Cet événement a fait l'objet de la fiche d'analyse d'événement (FAE) n° 4 :

- Causes de l'événement :
 - Absence de consigne radioprotection dans la CPE n° 27 qui encadre l'utilisation des ponts à l'ILL ;
 - Absence du balisage en zone jaune, du pont d'ILL7 et du pont du niveau C du réacteur, au niveau des accès ;

- Le bon de travail faisait référence aux ponts roulants de façon imprécise. De ce fait, lors de la validation du bon de travail, la radioprotection n'a pas pu identifier ce risque et a donc validé le bon sans mention de DOP et d'accès zone jaune ;
- Les astreintes du bon de travail demandaient un accord préalable du SRSE pour l'essai des détections en zone réglementée. Ce jour-là, aucun contact n'a été pris entre l'intervenant et le SRSE, l'intervenant ayant probablement considéré que son obligation de contacter l'agent de radioprotection était déjà remplie : en effet, il était déjà intervenu dans le hall ILL22 pour des détecteurs incendie dont le contrôle ne nécessitait pas l'utilisation du pont roulant.
- Conséquences réelles : aucune. Une cartographie effectuée le jour même relève un débit de dose maximum de 22,5 $\mu\text{Sv/h}$ (gammas + neutrons) à l'aplomb de la casemate des guides. Au niveau de D7, il n'y a pas de détecteur incendie. La dosimétrie opérationnelle de l'intervenant pour l'intervention est de 1 μSv .
- Conséquences potentielles : L'agent aurait pu recevoir une dose plus élevée dans une configuration différente des aires expérimentales. Elle serait néanmoins restée faible car la pré-alarme en débit de dose de son dosimètre opérationnel était réglée à 62 $\mu\text{Sv/h}$ et se serait mise en alarme, l'obligeant à cesser son intervention et à évacuer la zone.
- Actions correctives immédiates : arrêt du chantier et balisage des accès aux ponts d'ILL7 et du niveau C du bâtiment réacteur.
- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement :
 - Modification de la CPE 27 pour ajouter, en première consigne, qu'un agent RP doit être consulté en début d'intervention ;
 - Balisage du pont d'ILL 22 avant la mise en service des guides H5 ;
 - Emission de deux bons de travail pour le contrôle des détections incendie (au lieu d'un seul), un pour les interventions en zone réglementée, un pour les interventions en zone non réglementée ;
 - Clarification de la procédure AQ 03-004 EP utilisée par le sous-traitant.
- 23/04/2015 – Non-respect de la RGE n° 18 concernant l'exploitation de l'expérience IN16B (niveau 0) : L'instrument a été mis en service en mai 2013, le premier test de la boucle de sécurité a été réalisé le 10/05/2013, lors de la réception de l'instrument. Cependant l'essai périodique de la boucle de sécurité n'a pas été intégré dans la NAQ 21, utilisée pour le suivi de la bonne exécution des essais périodiques. Le test suivant qui aurait dû avoir lieu au plus tard le 10/08/2014 n'a été réalisé que le 20 avril 2015 lors de la vérification préalable à la mise sous neutron suite à un changement de la configuration de l'instrument ; ce test a alors montré le bon fonctionnement de la boucle de sécurité. L'instrument a été utilisé jusqu'au 22 décembre 2014, avec donc un dépassement de 4 mois de sa date limite de contrôle annuel. Après une période d'arrêt son exploitation a repris après contrôle de sa boucle de sécurité le 20 avril 2015.
 - Causes de l'événement :
 - Cause de « premier niveau » : absence d'essai relatif à la vérification de la boucle de sécurité de l'instrument IN16B dans la NAQ 21.
 - Cause de « deuxième niveau » : absence de vérification que toutes les boucles de sécurité sont listées dans la NAQ 21.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Le dispositif d'inter-verrouillage a bien été testé, une entrée sur l'aire expérimentale avec faisceau distribué n'était donc pas possible. La seule conséquence potentielle pouvait être la non-détection de l'absence d'une protection biologique avec une ambiance gamma plus importante dans l'aire expérimentale

pendant le fonctionnement, zone fermée donc en l'absence de personnel. Si l'ambiance à l'extérieur de la zone avait été supérieure à celle prévue dans le zonage radiologique cela aurait été détecté lors des contrôles radiologiques à la mise en service de l'instrument en début de cycle. Faisceau non-distribué une ambiance résiduelle aurait pu être augmentée en cas de défaillance (peu probable) de la boucle de sécurité mais tout impact aurait été évité par l'application des procédures d'accès dans la zone, qui prévoient l'usage d'un appareil de mesure, le port du dosimètre à alarme étant lui-même permanent. Seul un risque supplémentaire d'exposition était donc potentiellement possible.

- Actions correctives immédiates : Le test qui aurait dû avoir lieu au plus tard le 10/08/2014 a été réalisé le 20 avril 2015 lors de la vérification préalable à la mise sous neutron suite à un changement de la configuration de l'instrument ; ce test s'est alors révélé conforme.
- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement :
 - Mise à jour de la NAQ n° 21 pour y intégrer cette boucle de sécurité ;
 - Vérification que toutes les boucles de sécurité sont bien listées dans la NAQ 21 ;
 - La procédure d'essai de la boucle de sécurité a été modifiée pour faire apparaître le numéro de l'essai périodique inscrit dans la NAQ 21 au moment de la validation de la procédure et en dernier lieu lors de son intégration dans le système de Gestion des Bons de Travaux (GBT), ainsi que l'identification de la ligne de faisceau et des obturateurs associés à la boucle de sécurité (note DPT n° 12 Ind. B.). Les autres procédures d'essai seront révisées de la même manière lors de leur mise à jour.
- 15/05/2015 – Déclenchement de l'arrêt d'urgence du RHF par le seuil de sécurité VR_{max} (niveau 0) : Pendant le fonctionnement à puissance nominale (58,3 MW thermique), un chargement d'une navette dans le tube V4 a conduit à un transitoire de puissance, non compensé par le pilotage automatique, qui a atteint le seuil de sécurité VR_{max}.
 - Causes de l'événement : Le chargement d'une navette dans V4 conduit à une insertion de réactivité due au remplacement de l'eau légère de la piscine (absorbante) par l'aluminium et l'air de la navette (transparent). Le chargement étant manuel, il est lent et normalement compensé par le pilote automatique. Pendant ce chargement un point dur lors de l'introduction de la perche de manutention a conduit l'opérateur à ressortir puis renfourner immédiatement la navette. Ce double mouvement a impliqué une compensation par le pilote automatique qui s'est avérée trop lente (« opposition de phase »). Le relevé de l'évolution de la barre de pilotage montre un mouvement de 3 mm autour de la cote de 610 mm, ce qui correspond dans cette plage à environ 70 pcm. Un « prompt jump » de 70 pcm non compensé par le pilote conduit effectivement à une puissance légèrement supérieure au VR_{max} ($P_f = \beta / (\beta - \rho) \times P_i = 713 / (713 - 70) \times 58,3 = 64,6 > 64,1$).
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune.
 - Actions correctives immédiates : Fin du chargement de la navette et redémarrage immédiat du réacteur.
 - Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Modification de la procédure AQ 04-439 P à l'indice G pour prise en compte du risque de point dur.

- [26/06/2015 – Irradiation localisée de la paume d’une main d’un opérateur par une source scellée de \$^{137}\text{Cs}\$ \(niveau 1\)](#) : Le 24/06/2015, lors du contrôle des appareils de radioprotection du bâtiment ILL6, l’opérateur a subi une irradiation de la peau de la paume de la main par la source scellée de ^{137}Cs qu’il utilisait.
 - Causes de l’événement :
 - Présence de deux personnes dans le local où est situé l’appareil de radioprotection à tester. L’opérateur a posé la canne avec sa source afin de leur demander d’évacuer le local dans l’objectif d’optimiser la dosimétrie ;
 - L’opérateur reprend ensuite sa canne par l’extrémité où est située la source. Le repérage de la source étant peu visible l’opérateur ne s’aperçoit pas immédiatement qu’il tient la canne par la mauvaise extrémité ;
 - Le dosimètre électronique porté par l’opérateur est hors service ;
 - Conséquences réelles : Le débit de dose de la source a été calculé au moyen du code MCNPX (note DPT/BPC SF 15/127). Ce débit de dose est uniquement dû aux émissions gamma (les bêtas étant entièrement absorbés par la paroi acier de la source) et s’élève à 3,7 Sv/h. Le temps d’exposition de la main de l’opérateur ayant été estimé à 4 minutes, la dose reçue est de l’ordre de 250 mSv pour une limite pour les extrémités qui est de 500 mSv. L’exposition corps entier reste quant à elle très faible, le dosimètre passif développé en urgence indiquant 60 μSv pour la période du 1^{er} au 24 juin.
 - Conséquences potentielles : Il est plausible d’envisager que l’agent ait pu réaliser au maximum 2 contrôles d’affilée en tenant la source à l’envers. En effet, au bout de deux essais non concluants sur deux appareils différents, il aurait très probablement marqué un point d’arrêt et se serait rendu compte de son erreur. Dans un tel scénario, la dose reçue aurait été deux fois supérieure, soit de l’ordre de 500 mSv.
 - Actions correctives immédiates : Mise en place d’une poignée de préhension sur la canne. Cette poignée constitue par elle-même un système de détrompage permettant de pallier à un manque d’attention au moment de saisir la canne.
 - Actions correctives en vue d’éviter le renouvellement de l’événement :
 - Ajout dans les procédures du SRSE qui nécessitent l’utilisation de source de forte activité du port obligatoire du rados en redondance avec le port du dosimètre électronique ;
 - Modification à terme de l’ordre de déverrouillage des tourniquets en entrée de zone pour qu’il prenne en compte non seulement le badge mais également la présence du dosimètre en bon fonctionnement.
- [13/07/2015 – Légère surpression dans le bâtiment réacteur \(niveau 1\)](#) : Le 09/07/2015, lors du relevé par le chef de quart dans le cadre sa prise de poste, il a été constaté que le bâtiment réacteur était en légère surpression dans certaines zones, les deltas P étant compris entre 0,5 à 1 mbar. La crypte et la zone active du niveau B sont restées en légère dépression. A noter que lors des relevés du poste précédent (poste de nuit), les valeurs de pression étaient conformes à celles prescrites par la RGE n° 6. Cette situation n’a pas été détectée immédiatement car une des verrines associées à la surveillance de la dépression dans le bâtiment réacteur était inhibée.
 - Causes de l’événement :
 - La référence de pression, pour la régulation de la ventilation normale, est la zone la plus en dépression. Si la pression absolue dans cette zone est trop élevée, la cascade de dépression étant régulée par rapport à cette valeur erronée, elle peut conduire à réguler les autres zones à une pression supérieure à la pression atmosphérique ;

- Sur un des sas qui permet le passage de la zone dite inactive (zone H₂O) vers la zone dite active (zone D₂O), le groom de la porte côté zone inactive est défaillant et la porte côté zone active est ouverte. Les deux zones sont en équilibre ;
- La modification des consignes de régulation sans modification des seuils de surveillance conduit à de multiples alarmes. Une inhibition de cette alarme jugée intempestive est mise en place mais n'est pas tracée. Cette alarme ne sort donc pas lors de l'événement.
- Conséquences réelles : Aucune ;
- Conséquences potentielles : En cas d'incident ou d'accident conduisant à la contamination de l'air du hall du réacteur, la gestion du confinement consiste en un isolement automatique d'enceinte et en une mise en service automatique du CDS (Circuit de Dégonflage Sismique) en mode passif ou des EG en mode actif.
En cas d'incident conduisant au relâchement de radionucléides dans l'air du hall, une partie de ces derniers aurait pu être rejetée dans l'environnement via les fuites directes pendant un temps court correspondant au temps nécessaire au rétablissement d'une dépression via le circuit d'effluents gazeux ;
- Actions correctives immédiates : Fermeture des portes du sas pour retrouver la cascade de dépression normale et réparation du groom défectueux ;
- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement :
 - Une modification de la régulation, ayant fait l'objet de la FEI 1813, permet de prendre comme référence de pression pour la régulation la pression la plus élevée soit celle du niveau C ;
 - Mise en place d'une procédure et d'une nouvelle fiche, dite d'inhibition d'alarme (FIA), permettant de tracer les alarmes inhibées.
- [15/07/2015 – Arrêt d'urgence consécutif à la perte des alimentations électriques externes \(niveau 0\)](#) : Un problème sur la distribution électrique externe a conduit à la perte de l'antenne 20 kV sur laquelle était alimenté le réacteur. La coupure, le temps que Gaz Electricité de Grenoble, bascule sur l'autre antenne 20 kV, a duré environ 1,6 s. Les pompes principales, grâce à leur volant d'inertie, ont commencé à redémarrer alors que les pompes de pressurisation se sont arrêtées. Ceci explique que la chute de barres ait été provoquée par le seuil « pression min haut sortie cœur » plutôt que par le seuil « $CP_L - V_R$ » comme c'est le cas sur perte des alimentations électriques externes.
 - Causes de l'événement : Maintenance GEG en cours sur l'antenne de secours qui a conduit à allonger le temps de basculement sur cette antenne.
 - Conséquences réelles : Aucune vis-à-vis de la sûreté. Une panne sur le groupe de pompage des guides H5.
 - Conséquences potentielles : Aucune vis-à-vis de la sûreté.
 - Actions correctives : Sans objet.
- [10/12/2015 – Rupture de la gaine de ventilation de l'atelier BS \(niveau 0\)](#) : Le 24/10/2015, lors d'un contrôle sur les gaines de ventilation, il a été constaté un arrachement de la gaine EG de l'atelier de maintenance des BS au niveau D. Cette rupture se situe en aval du filtre THE et du ventilateur.

- Causes de l'événement :
 - Mise en place d'une gaine « provisoire » lors des travaux réalisés suite au précédent réexamen de sûreté en 2006 dans l'attente d'installer un réseau d'extraction définitif. Il était prévu d'installer ce réseau courant 2016.
 - La gaine n'étant pas classée EIP, il n'y a pas de contrôle périodique de son état. Seul le caisson filtre THE associé est testé annuellement ;
 - Accrochage de la gaine lors d'une manutention à proximité.
- Conséquences réelles : Aucune. La rupture s'est produite en aval du filtre THE et du ventilateur, de ce fait la ventilation de l'atelier BS était toujours effective, le rejet se faisant non pas dans le réseau VN mais dans le hall réacteur. Il n'y a pas eu de montée d'activité tritium dans le hall réacteur. L'atelier BS permet la maintenance des parties basses des barres de sécurité. Avant introduction dans l'atelier, ces composants sont rincés par l'eau légère de la piscine réacteur par laquelle ils transitent après avoir été extraits du bloc pile où ils étaient en présence d'eau lourde tritiée. Ils dégazent donc très peu de tritium. Le risque résiduel principal lors des opérations sur ces composants est le risque de remise en suspension de produits d'activation déposés sur les structures et issus des absorbants. Ce risque est couvert par la présence des filtres THE à l'extraction du local et par le port du heaume ventilé pour les opérateurs travaillant sur ces composants. Ces conditions sont restées effectives malgré la rupture de la gaine. Par ailleurs, ces filtres THE sont testés annuellement (essai A33/10).
- Conséquences potentielles : Aucune. Cet événement ne pouvait se produire de façon équivalente en amont des filtres THE, les gaines étant en dur. De plus la section en amont est en dépression, ce qui exclut une dispersion éventuelle dans le hall. Et la contamination des mécanismes des barres de sécurité est très faible sans quoi leur retrait du bloc pile serait réalisé avec un confinement
- Actions correctives immédiates : La gaine a été reconnectée en intégrant un manchon de liaison entre les 2 extrémités. Cette gaine a été repositionnée afin de limiter son exposition au choc éventuel. L'intégrité de l'ensemble de la gaine a par ailleurs été vérifiée.
- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : L'installation définitive aurait dû être programmée dès l'origine afin de maîtriser la durée d'utilisation de l'installation provisoire. La gaine de liaison aux effluents gazeux n'est pas nécessaire pour respecter les objectifs de propreté nucléaire, ni pour les conditions de contamination dans le réacteur. La liaison en « dur » est programmée courant 2016.

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, 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 2015 exprimés en **Tera-Becquerel (TBq)** ou en **Mega-Becquerel (MBq)**

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2015	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	1,1	10
Tritium (TBq)	7,2	75
Carbone 14 (TBq)	0,2	2
Iodes (MBq)	1,1	1000
Aérosols (MBq)	0,071	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.

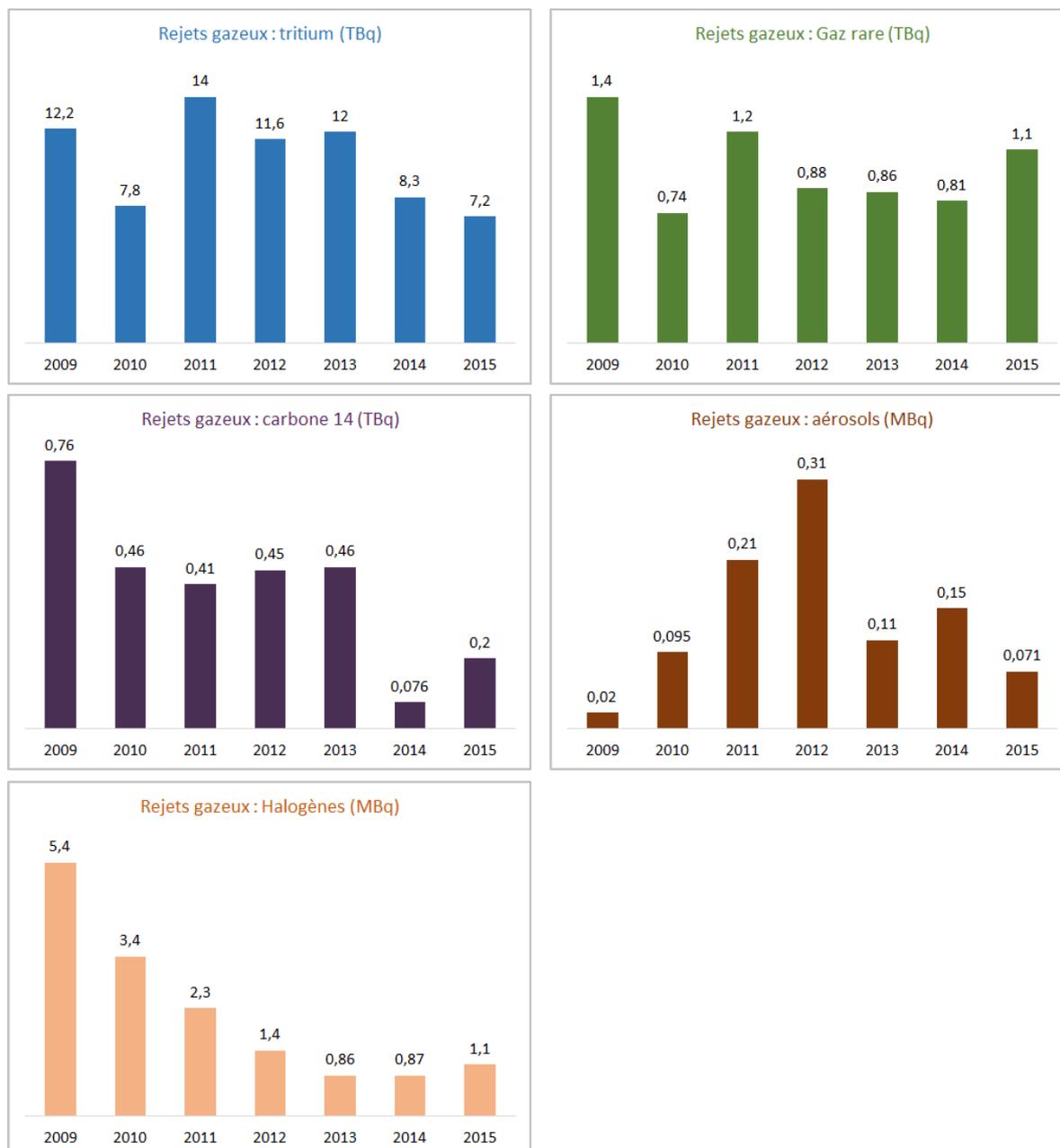
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

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 2009 :



Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative. L'évolution depuis 2009 montre une relative stabilité. La baisse du rejet en Carbone 14, en 2015, est due à la baisse du nombre de rejets du gaz de couverture du circuit primaire, à l'origine des rejets en carbone.

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, de l'ordre de quelques millièmes de l'autorisation de rejet.

Les rejets liquides

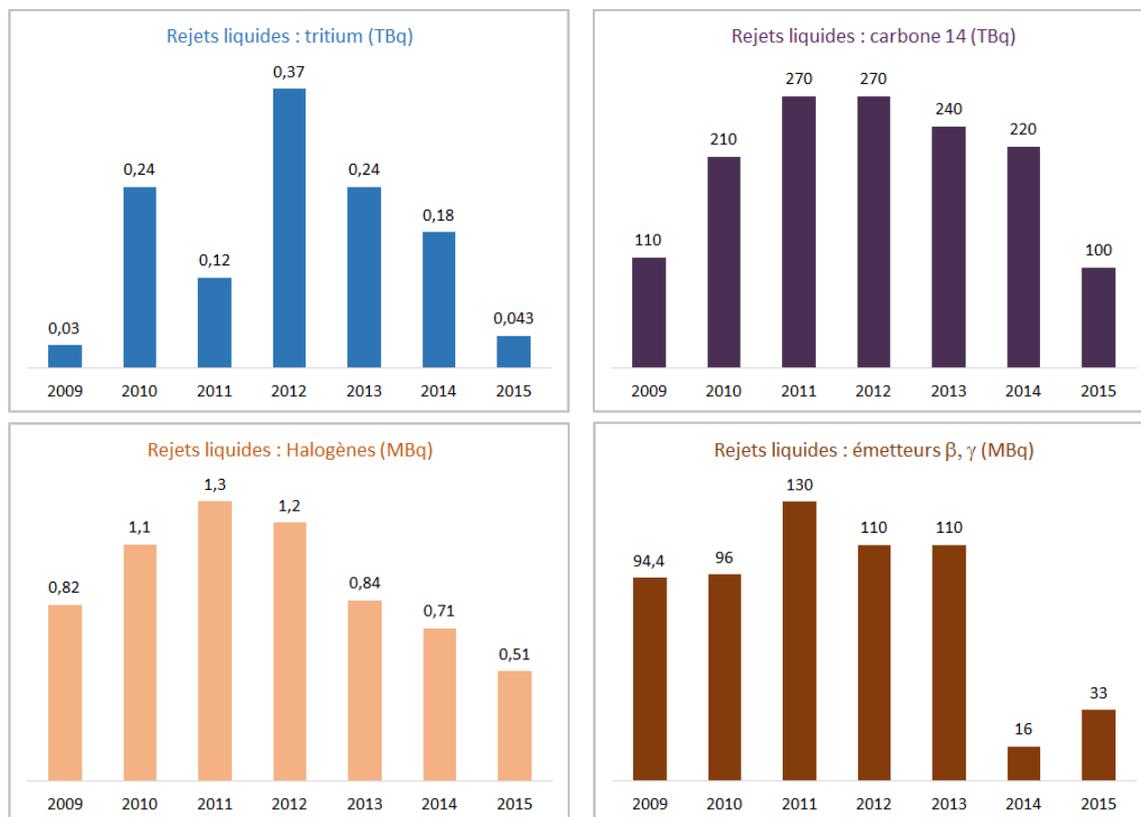
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août 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 :

- Emetteurs beta/gamma
- Iodes
- Tritium
- Carbone 14

Le tableau suivant présente le bilan pour 2015, pour un volume rejeté de 390 m³ :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2015	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,043	1
Carbone 14 (MBq)	100	1500
Iodes (MBq)	0,51	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	33	1000

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides depuis 2009 :



Les rejets sont largement en deçà des autorisations et restent relativement stables depuis 2009.

L'absence d'émetteurs alpha dans les rejets est également vérifiée à la fois dans les rejets liquides, le seuil de décision étant 0,1 Bq.l⁻¹, et dans les rejets gazeux, le seuil de décision étant 0,0001 Bq.m⁻³.

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 rejet du 3 août 2007 donne des limites en termes de concentrations moyennes sur 24 heures. Ces eaux font l'objet de contrôles spécifiés dans l'arrêté rejet du 3 août 2007 et de limites associées). Le tableau suivant compare les valeurs maximales mesurées et les limites. L'absence de radioactivité est également contrôlée.

Paramètre mesuré	Valeur Maximale 2015 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007
PH	8,5	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	7	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	50	125
MEST (Matières en suspension totales)	50	35
Azote global	2,3	30
Phosphore total	0,16	10
Hydrocarbures totaux	0,19	10
Sulfates	45	600
Carbonates	0	100
Nitrates	4,6	30
Sels	250	30000
Métaux	2,94	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 2015 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 l'irradiation par les radioéléments présents dans le panache radioactif** rejeté à la cheminée de l'installation.
- **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'inhalation** 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).

2015	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,15	0,12	0,17
Impact rejets liquides	0,0020	0,0015	0,0016

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 raisonnablement 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 2015

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA CIREs par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2015, 4 fûts de 120 l de déchets solides incinérables, 3 fûts de 120 l de solvants organiques et 2 bonbonnes de 30 l de solutions aqueuses ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

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

Déchets FA/MA/HA

90 fûts PEHD de 200 l et 54 fûts métalliques de 200 l de déchets incinérables ont été expédiés vers SOCODEI-CENTRACO.
6 caissons de 5 m³ ont été expédiés vers l'ANDRA (Centre de Stockage de l'Aube).

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2014

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	9 TBq *	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	14 TBq *	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	6 TBq *	PA, ³ H
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	12 TBq *	PA, ³ H
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	0,8 m ³	12 TBq *	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq *	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	0,2 m ³	100 GBq	³ H, PA
• Coques C1PG de REI	22 m ³	2,7 TBq	PA, ³ H
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	5 m ³	0,5 GBq	PA
• Déchets inertes (béton)	95 m ³	5 MBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	76 m ³	300 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	20 m ³	330 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	600 l	0,2 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	23 600 l	90 GBq	PA, ³ H, α
• Déchets de laboratoire	510 l	10 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1950 l	455 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	10 m ³	10 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	14000 l	21 GBq	PA
• Déchets liquides	1200 l	10 TBq	³ H, PA, α

(*) : Le volume de déchets activés a été revu à la baisse par rapport à fin 2014. En effet, une part des « déchets de démantèlement » était comptabilisée dans cette rubrique, se trouvant de fait comptée 2 fois. L'activité associée a également été réévaluée en se basant sur le retour d'expérience de colis précédemment évacués.

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2015

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
<i>Déchets de démantèlement</i>			
• 1 source chaude	0,5 m ³	9 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	14 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	6 TBq	PA, ³ H
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	12 TBq	PA, ³ H
<i>Déchets tritiés</i>			
• Huile/Solvant	0,8 m ³	12 TBq	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq	³ H
<i>Déchets divers</i>			
• Résines échangeuses d'ions	0,2 m ³	100 GBq	³ H, PA
• Coques C1PG de REI	22 m ³	2,7 TBq	PA, ³ H
<i>Déchets TFA</i>			
• Déchets solides conditionnés	5 m ³	0,5 GBq	PA
• Déchets inertes (béton)	95 m ³	5 MBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	77 m ³	300 MBq	PA
<i>Déchets conditionnés</i>			
• Caissons métalliques	20 m ³	335 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	5040 l	8,4 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	10 600 l	27 GBq	PA, ³ H, α
• Déchets de laboratoire	270 l	1,5 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
<i>Déchets en attente de conditionnement</i>			
• Déchets solides activés	1500 l (*)	570 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	5 m ³	5 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	1000 l	2,5 GBq	³ H, PA
• Déchets liquides	2000 l	10 TBq	³ H, PA, α

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 décré 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 : 1 MBq = 1 million de Bq, 1 GBq = 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 01 juillet 2016
DIR/SRSE-16/422-TI/ss

**Procès verbal du CHSCT extraordinaire du 01.07.2016 relatif au rapport
TSN 2015 (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 2015.



Membre élu et secrétaire du CHSCT,
Thierry ILLY