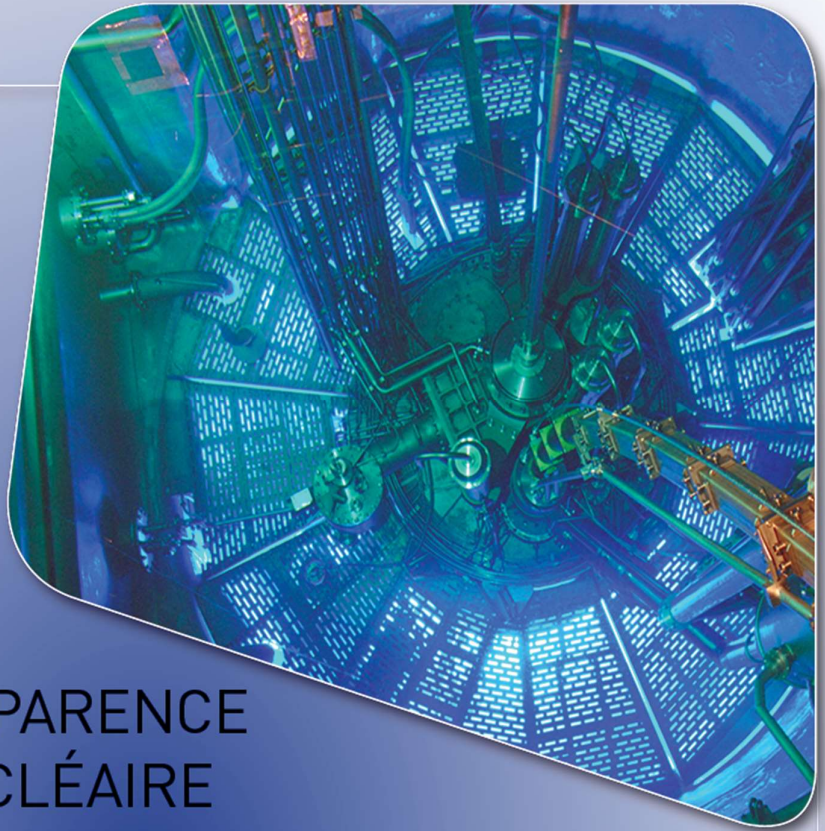




NEUTRONS
FOR SOCIETY

RAPPORT ANNUEL RÉACTEUR HAUT FLUX
INSTITUT LAUE-LANGEVIN



RAPPORT TRANSPARENCE ET SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin

2016



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 2016	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 2017	15
Dispositions techniques en matière de radioprotection	16
Généralités	16
Faits marquants de l’année 2016	17
Dosimétrie du personnel : résultats	17
Evénements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	19
Généralités	19
Bilan 2016	20
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux.....	23
Les rejets gazeux	23
Les rejets liquides.....	25
Les rejets non radioactifs.....	26
Impact des rejets sur l’environnement.....	27
Impact des rejets gazeux	27
Impact des rejets liquides.....	27
Gestion des déchets radioactifs	29

Quantité de déchets évacués en 2016	29
Déchets de laboratoire.....	29
Déchets TFA.....	29
Déchets FA/MA/HA.....	29
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2016.....	30
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2015.....	31
Glossaire	32
Avis du CHSCT.....	34

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 L125-15 du Code de l'Environnement, 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.

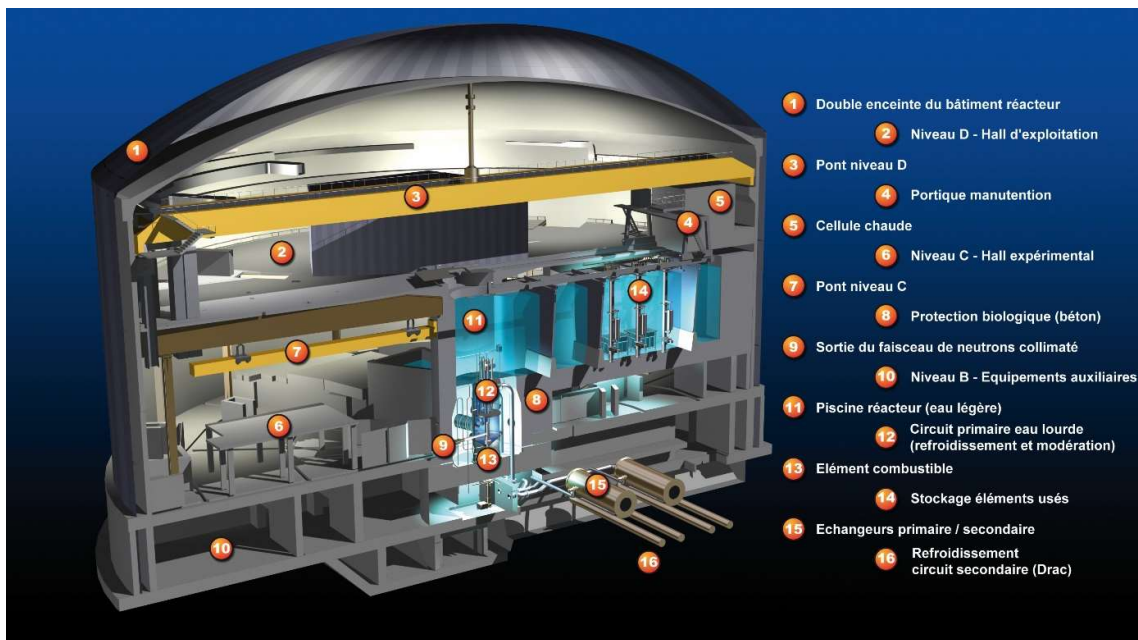
1300 personnes travaillent sur ce site.

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 2016 était de 98 M€. 487 personnes de 44 nationalités différentes travaillent à l'ILL.



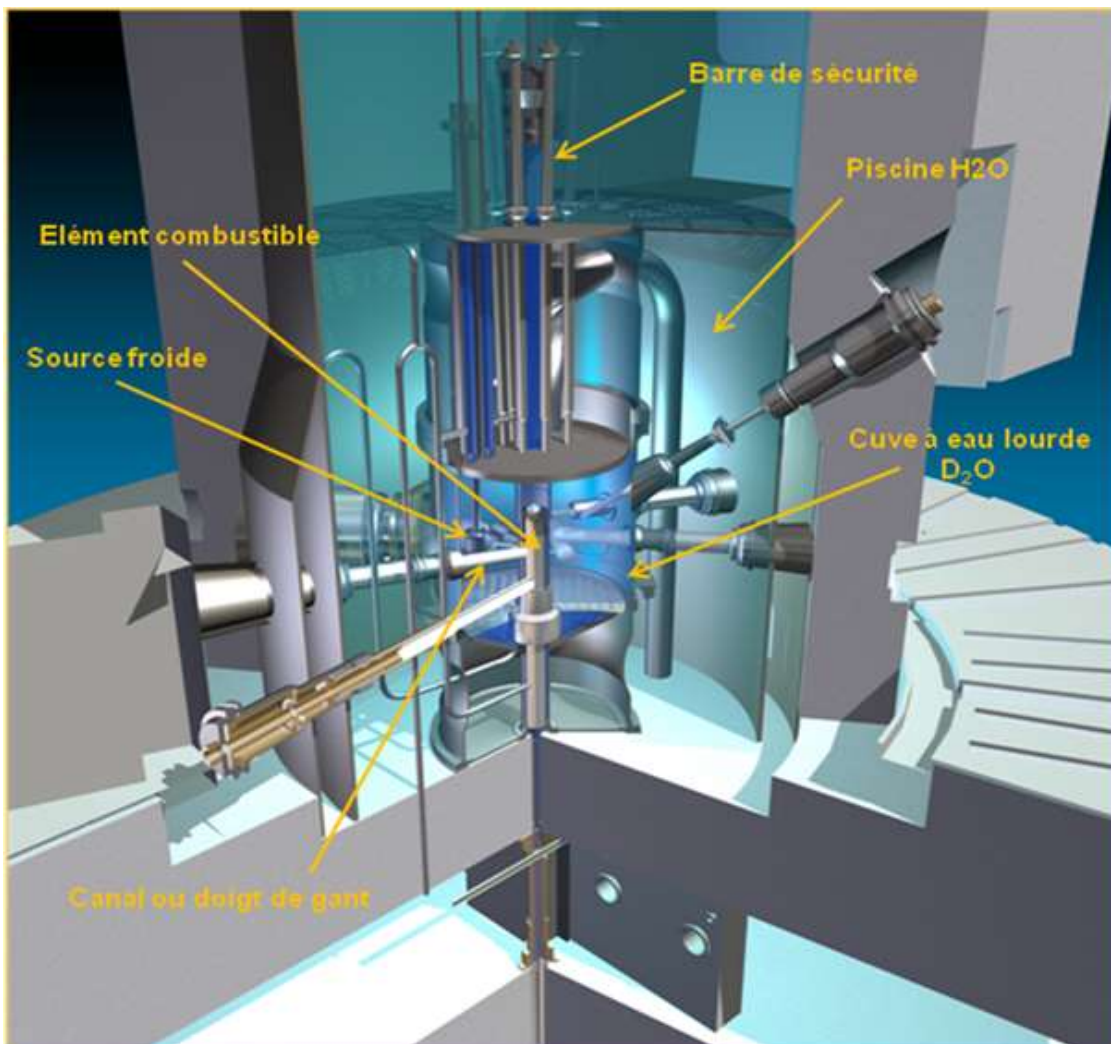
Le réacteur

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 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.



Trois cycles de fonctionnement ont été effectués en 2016 avec un taux de disponibilité supérieur à 99%. Les périodes inter-cycle ont été mises à profit pour des essais sur les pompes de refroidissement du circuit arrêt-barre, en particulier sur les paliers en graphite à liant antimoine.

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 fournissent, 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.

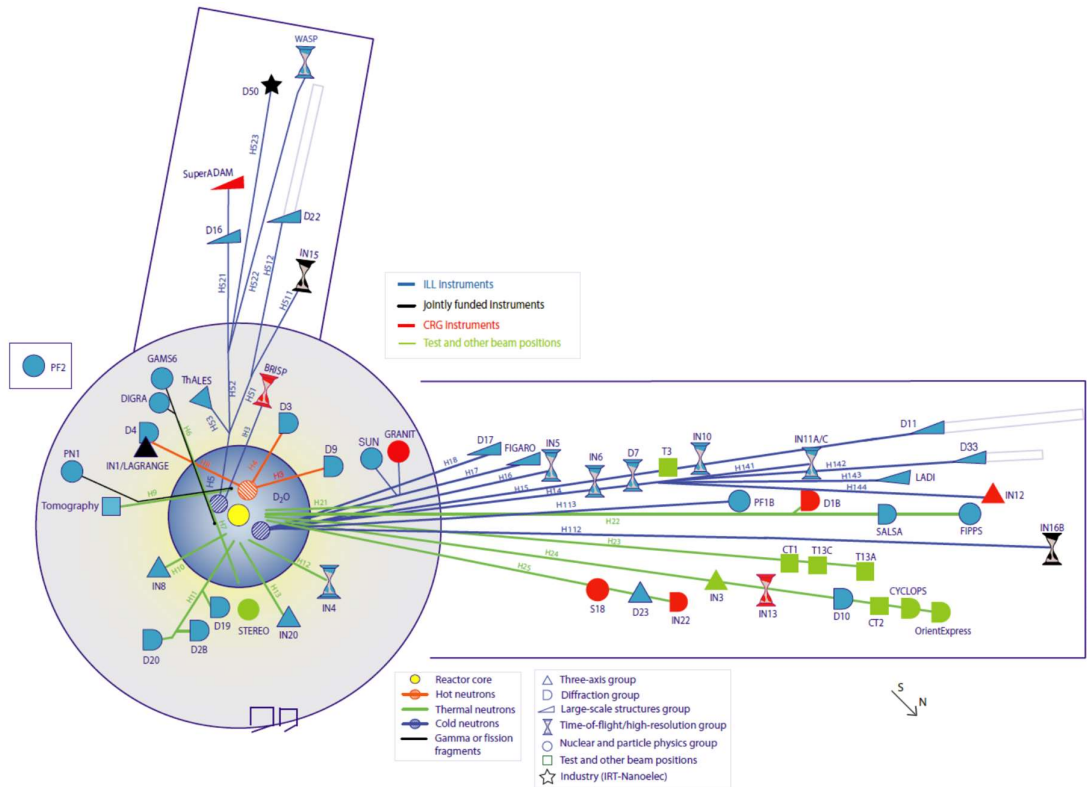


Hall d'expériences



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 2016

[Les neutrons contribuent à la lutte contre le diabète, l'une des nombreuses maladies chroniques en hausse](#)

Les maladies chroniques affectent des millions de personnes dans le monde. Le diabète est une maladie chronique aux proportions épidémiques mondiales, caractérisée par le fait que le corps ne produit pas suffisamment d'insuline ou qu'il ne l'utilise pas efficacement (l'insuline est une hormone qui régule les taux de glycémie). Selon l'Organisation Mondiale de la Santé (OMS), le nombre de personnes atteintes de diabète dans le monde était de 422 millions en 2014, la prévalence ayant ainsi atteint 8,5 % des adultes de plus de 18 ans. Ce chiffre devrait passer à 642 millions de personnes d'ici 2040, soit un adulte sur dix. Le diabète de type 2 (T2D) concerne la majorité des cas de diabète dans le monde.

L'une des étapes majeures du T2D est la défaillance progressive et la mort des cellules β pancréatiques responsables de la production d'insuline. De plus en plus de cas montrent que cette diminution du nombre de cellules β coïncide avec la formation de plaques amyloïdes dans les îlots pancréatiques de Langerhans. Ces agrégats fibrillaires sont essentiellement constitués d'une petite protéine appelée IAPP (Islet amyloid polypeptide), qui agit normalement comme une hormone co-sécrétée avec l'insuline par les cellules β . Chez un individu en bonne santé, une quantité inférieure d'IAPP est produite par rapport à l'insuline, alors que le taux de production d'IAPP augmente considérablement en cas d'apparition de T2D.

A l'Institut Laue-Langevin, nous avons récemment mené une étude en collaboration avec des chercheurs de l'Institut d'Ingénierie Moléculaire de l'Université de Chicago et de l'Institut de Biologie Structurale de Grenoble, qui avait pour objet d'améliorer nos connaissances des mécanismes cytotoxiques de l'IAPP. Nous avons étudié les effets de l'IAPP sur la structure et la perméabilité de membranes modèles, en utilisant diverses techniques y compris les méthodes de diffusion et de réflectométrie des neutrons. Cette étude a été publiée dans le Journal of the American Chemical Society en décembre 2016.

Les expériences de diffusion de neutrons aux petits angles (SANS) ont été menées à l'aide du diffractomètre D22 de l'ILL, qui est utilisé pour étudier les nanomatériaux. D22 est un instrument particulièrement bien adapté à l'étude de la structure des molécules biologiques en solution, en raison du flux de neutrons élevé et du faible bruit de fond dont il bénéficie. Les expériences de réflectométrie ont été réalisées grâce à FIGARO, le réflectomètre horizontal de l'ILL. Cet appareil à résolution flexible et à haut flux de neutrons présente des caractéristiques adaptées à diverses études de matière molle, de physique, de biologie et de chimie.

Nous poursuivons nos recherches dans ce domaine afin d'expliquer comment la toxicité de l'IAPP cible spécifiquement les cellules β , et de déterminer si nos conclusions s'appliquent également à d'autres maladies amyloïdes telles que les maladies d'Alzheimer et de Parkinson. Nous espérons que nos résultats guideront le développement de médicaments mieux adaptés au traitement du T2D. En outre, notre hypothèse suggérant que l'agrégation amyloïde soit un mécanisme de sécurité pour réduire la diffusion de toxines pourrait rediriger l'innovation thérapeutique vers de nouveaux médicaments.

[Les neutrons de l'ILL révèlent que « l'effet tunnel » sur le graphène permet la naissance des étoiles](#)

La question de la manière dont se forme l'hydrogène moléculaire aux faibles températures des nuages interstellaires a toujours été un moteur dans la recherche astrochimique. A l'ILL les chercheurs viennent d'identifier le phénomène fascinant de l'effet tunnel comme mécanisme possible à l'origine de la formation de l'hydrogène.

Le graphène est connu pour être le matériau le plus fin au monde en raison de sa structure à deux dimensions, où chaque feuille a l'épaisseur d'un atome de carbone, ce qui permet à chaque atome d'initier une réaction chimique des deux côtés. Les flocons de graphène peuvent présenter une très grande proportion d'atomes de bordure, présentant tous une réactivité chimique particulière, et les feuilles de graphène peuvent présenter des défauts de surface. Ces défauts structurels et ces bords modifient la réactivité chimique du graphène et il est important de les connaître avec précision.

Une collaboration entre l'Institut Laue-Langevin (ILL), en France, l'Université de Parme, en Italie, et la Source de Neutrons et de Muons ISIS, au Royaume-Uni, a permis de caractériser l'environnement local et les vibrations des atomes d'hydrogène liés chimiquement à la surface de flocons de graphène sensiblement défectueux.

Pour la toute première fois, cette étude a montré « l'effet tunnel » dans ces systèmes, permettant aux atomes H liés aux atomes C d'explorer des distances relativement longues à des températures aussi faibles que celles des nuages interstitiels. Le processus implique le «

saut quantique » de l'hydrogène d'un atome de carbone à un autre dans son voisinage proche, l'effet tunnel à travers des barrières de potentiel qui ne pourraient pas être franchies étant donné la chaleur insuffisante dans l'environnement du nuage interstellaire. Ce déplacement est favorisé par les fluctuations de la structure du graphène.

Ces observations sont importantes pour faire avancer notre compréhension de l'univers.

(Hydrogen motions in defective graphene: the role of surface defects, Cavallari et al., Phys. Chem. Chem. Phys., 2016, 18, 24820-24824)

[Des neutrons pour comprendre le secret des bactéries extrémophiles comme celles qui décomposent le Titanic](#)

Les micro-organismes représentent la forme de vie la plus répandue sur Terre, et la compréhension de la façon dont ils se comportent est d'une importance capitale pour notre propre survie et notre bien-être. La vie microbienne dispose d'une étonnante souplesse d'adaptation aux environnements extrêmes - pouvant survivre par exemple dans des conditions extrêmement chaudes ou froides, acides ou basiques, salées comme dans la mer Morte ou sous haute pression comme dans les grandes profondeurs océaniques - conditions qui seraient préjudiciables à des organismes complexes. Ces organismes sont appelés extrémophiles.

Les bactéries extrémophiles Halomonas sont capables de survivre à des environnements salés très hostiles. Pour cela ils accumulent la molécule ectoïne afin de compenser les fluctuations des concentrations externes de sel.

Des expériences de diffusion de neutrons ont permis d'expliquer comment l'ectoïne permet à ces bactéries de survivre : elle agit, à l'intérieur des bactéries, en maintenant les propriétés dynamiques de l'eau, essentielles à la vie. Chacun des instruments utilisés dans l'étude a agi comme un «microscope géant» de grossissement différent pour nous permettre de 'voir' les détails, depuis la formation cruciale des liaisons hydrogène au niveau atomique jusqu'aux grandes structures de protéines et de membranes.

Publié dans Scientific Reports, ce résultat a été obtenu par une collaboration de chercheurs principalement de l'Institut Laue-Langevin, du CNRS, du CEA, de l'UGA, de l'Institut Max Planck de biochimie et de la société de biotechnologies Bitop.

Parmi eux les bactéries isolées à partir de marais salants ou de milieux marins comprennent une variété d'espèces intéressantes à potentiel biotechnologique élevé, telle que la bactérie Halomonas titanicae, récemment découverte dans la coque du paquebot RMS Titanic. Il a été estimé que l'action de H. titanicae produit une rouille qui pourrait entraîner la détérioration totale du Titanic vers 2030. Mais cette faculté de produire de la rouille pourrait également être mise à profit pour la biorestauration ou la gestion des déchets.

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. Si les conséquences d'une situation d'urgence dépassaient les limites du site de l'ILL, la préfecture appliquerait 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.

La Cellule Qualité Risque (CQR) est chargée de la définition et de la mise en œuvre du système de management intégré qui permet d'assurer que les exigences relatives à la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement sont systématiquement prises en compte dans toute décision concernant l'installation.

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.

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 (conceptions, modifications) reposent sur le principe de la défense en profondeur, qui comporte cinq niveaux.

- 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 : Maitrise 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 : Maitrise 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

- Fin du programme STR (Stress Test Response : 20M€ d'investissements) phase 1 suite aux ECS (Etudes Complémentaires de Sûreté menées suite à l'accident de Fukushima) ;
- Poursuite du programme KRC phase 2 (10M€ d'investissements) suite aux ECS :
 - Mise en service des baies confinement en salle de contrôle ILL4 et au PCS3 ;
 - Mise en service des circuits CDS (Circuit Dégonflage Sismique) et GAS (Gonflage Annulaire Sismique) ;
 - Mise en service de l'ARS (Arrêt Réacteur Sismique) et de la CAE (Coupure Alimentation Electrique) ;
 - Mise en place de la passerelle entre ILL4 et PCS3, de la porte sas à camion, et du bouclier de la cheminée de 45m ;
 - Demande d'autorisation de mise en service du Circuit d'Eau de Nappe (CEN). Ce circuit est un circuit de prévention du risque de fusion de cœur appartenant donc au niveau 3 de la défense en profondeur.
- Nouvelle organisation de sûreté : mise en place de la CQR (Cellule Qualité Risques) pour la définition et la mise en œuvre du Système de Management Intégré (SMI) de l'ILL ;
- Travail avec le fabricant des pompes OPTIMEX pour le remplacement des paliers (graphite à liant antimoine) qui sont à l'origine d'une activation de l'eau lourde du circuit primaire ;
- Lancement en fabrication de plusieurs doigts de gants, suivies par un OHA (Organisme habilité et agréé), dans le cadre de la réglementation ESPN (Equipements Sous Pression Nucléaires).

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 concernant l'activité de surveillance de l'environnement a eu lieu le 06/03/17. Quatre audits ont été effectués, deux internes et deux externes :

- COFELY INEO : audit du prestataire chargé de la fabrication des armoires ARS, sous projet du projet STR ;
- SUBATECH : audit du prestataire chargé d'effectuer les mesures de C14, H3 et K sur des échantillons de l'environnement ;
- SEE DRe : audit du plan de maintenance du SEE ;
- SM DRe : audit du plan de maintenance du SM.

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 2016, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

- Eléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 1
- Echantillons et sources : 23 départs, 30 arrivées
- Emballages vides : 5 départs, 19 arrivées
- Colis de déchets : 3 départs
- Mouvements de matériels contaminés : 1 départ.

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercices sécuritaires** : 3 exercices avec les forces de l'ordre ;
- **Exercice sécuritaire / sûreté** : EPEES n°9 en mai (sur table) et en Octobre (sur le terrain) avec les forces de l'ordre et les pouvoirs publics.
- **Exercice de sécurité** : 9 exercices ont été effectués dans l'année, dont 6 étaient réglementaires pour le recyclage des Equipes de Première Intervention (EPI), 1 exercice avec le SDIS et 2 exercices d'évacuation des bâtiments.

Perspectives pour l'année 2017

- Fin des travaux menés suite à l'accident de Fukushima : mise en service du CEN (Circuit d'Eau de Nappe) et passage en automatique du CRU (Circuit de Renoyage Ultime).
- Remise en novembre 2017 du rapport de réexamen de sûreté à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (Art. L593-18 du Code de l'Environnement : « L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. (...) Les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans. (...) »).
- Mise en œuvre progressive du SMI (Système de Management Intégré) par la CQR (Cellule Qualité Risque).

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 2016

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2016 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants (22 sessions) et recyclage (4 sessions) 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 2016 pour les différentes catégories de personnel intervenant dans l'installation nucléaire de base :

	ILL	LTV*	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	444	96	1256	311	2140
Nombre de doses nulles	387	94	1239	303	2056
Dose collective [Homme.mSv]	16,88	0,21	2,76	0,86	20,71
Dose individuelle maximale [mSv]	2,1	0,15	0,66	0,20	2,10
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,038	0,002	0,002	0,003	0,010

*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 2016 est de 20,71 H.mSv. Elle se répartit à 81,5 % pour le personnel de l'ILL.

La dose individuelle maximale est de 2,1 mSv. Elle a été reçue par une personne du service SRSE de l'ILL classée en catégorie A vis-à-vis du risque radiologique (limite annuelle réglementaire 20 mSv). Cette personne fait partie de l'équipe chargée de la radioprotection du site.

L'évolution de la dose collective passive en référence à celle de l'année 2015 est la suivante :

- Site ILL : diminution de 3,91 H.mSv (-15,9%)
- Personnel ILL : augmentation de 3,25 H.mSv (+23,8 %),
- Expérimentateurs extérieurs (LTV inclus) : diminution de 5,27 H.mSv (-64 %),
- Entreprises intervenantes : diminution de 1,82 H.mSv (-67,9 %).

On constate donc une baisse très sensible de la dosimétrie collective dans les différents secteurs d'activité, à l'exception du personnel de l'ILL. Pour le personnel de l'ILL, l'augmentation concerne le personnel classé en catégorie A et résulte de l'activation, dans le circuit primaire, de l'antimoine provenant des paliers des pompes du circuit CRAB (Circuit Refroidissement Arrêt Barre). Les débits de dose gamma ont été plus élevés pour toutes les opérations qui devaient se dérouler à proximité de ce circuit.

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 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.

Bilan 2016

En 2016, 5 événements significatifs au niveau 0 ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire :

- **06/06/2016 – Non-respect de la périodicité d'un contrôle (niveau 0 ; Sûreté : critère 3)** : Le 2 Juin 2016, le BCAQ a détecté le dépassement de la date du contrôle d'une partie de la détection incendie.
 - Causes de l'événement : Une partie du contrôle nécessite le réacteur à l'arrêt. En raison d'un manque de préparation de l'intervention (contrat en cours de révision, manque de disponibilité du chargé d'affaire, suivi des périodicités), certains contrôles n'ont pas pu se faire avant le démarrage du réacteur le 19 mai 2016.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune, en raison des redondances existantes dans la détection incendie.
 - Actions correctives immédiates : Refonte de la procédure AQ 03-11 diffusée à l'indice B. Finalisation du contrat de maintenance. Les contrôles seront entièrement effectués avant la fin Juillet 2016 en raison de la disponibilité du sous-traitant spécialiste SIEMENS.
 - Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Révision de l'organisation des contrôles et essais périodiques confiée à l'équipe gardiennage (responsabilités, contrôle technique, outil de suivi), clarification du rôle du référent incendie dans le pilotage du contrat de maintenance avec l'intervenant extérieur. Formation à la culture de sûreté du chargé d'affaire.

- **26/06/2016 – Ecart sur l'essai avant démarrage du PCS3 (niveau 0 ; Sûreté : critère 10)** : Le 16 mai 2016 la chaîne A du conditionnement d'air du PCS3 est indisponible en raison d'une panne sur un capteur. Le 19 mai 2016, le capteur est réparé et la chaîne A est opérationnelle. Cependant, l'essai de reprise automatique de la chaîne A par la chaîne B n'a pas pu être effectué avant démarrage, l'essai est incomplet.
 - Causes de l'événement : Suite à la panne du capteur, la durée d'indisponibilité maximum du système était de 5 jours. La réparation a eu lieu après trois jours, mais comme entre temps le réacteur avait démarré, l'essai de reprise automatique d'une chaîne sur l'autre n'a pas pu être effectué avant démarrage.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune. Cette fonction fait partie du noyau dur au titre du 5^{ième} niveau de la défense en profondeur (gestion de crise). Seule une défaillance sur l'une des chaînes avec non reprise en manuel par l'autre chaîne pouvait rendre le système indisponible.

- Actions correctives immédiates : Remplacement de la carte en panne sur le chaîne A le 19 mai 2016 et vérification du bon fonctionnement de la chaîne B. Reprise de l'essai AQ 0-007.
- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Modification de la NAQ n° 7, montée à l'indice H, pour définir la gestion des indisponibilités à travers le système existant de mise en place de consignes provisoires.

- **18/07/2016 – Essai A137 de reprise par les DUS et de couplage des NUS non-exhaustif (niveau 0 ; Sûreté : critère 3)** : Le 26/12/2015, l'essai A137 est réalisé selon la procédure d'essai AQ 0/162 EP. Cette procédure comporte un mode opératoire détaillé. En raison de défauts de fermeture de disjoncteurs, les essais se poursuivent jusqu'au 06/01/2016, date à laquelle la cause des défauts est identifiée. Le dépannage complet est terminé le 14/01/2016 et la procédure d'essai est reprise aux §4.6 et §4.8, sans prise en compte du §4.9.9 qui n'avait pas été déroulé. L'essai est donc incomplet à la date butoir du 31/01/2016. L'essai A137 sera repris en totalité le 25/07/2016 (AT n°16276).
 - Causes de l'événement : La spécification de l'autorisation de travail n'était pas suffisamment précise et laissait subsister une ambiguïté sur la reprise des § situés après les §4.6 et §4.8.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune, car les défauts sur la chaîne A ont été corrigés le 14/01/2016 et la chaîne B redondante était disponible. D'autre part, un démarrage manuel des DUS est possible.
 - Actions correctives immédiates : Reprise complète de l'essai A137.
 - Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Rappel aux agents de la nécessité de clarifier les formulations dans les documents et de préciser dans les FNC les § précis d'un essai à reprendre ou sinon de bien écrire « essai à refaire entièrement depuis le début ».

- **27/07/2016 – Non-respect de la périodicité journalière des prélèvements sur le secondaire des échangeurs (niveau 0 ; Sûreté : critère 3)** : Le contrôle de l'étanchéité des échangeurs D₂O/H₂O est effectué en continu par des détecteurs de radioactivité et journalièrement par mesure en laboratoire d'un prélèvement effectué sur le secondaire des échangeurs B25, B26 et B27. A partir du 18 juillet 2016, les échangeurs étaient isolés (cas du réacteur à l'arrêt), et le prélèvement ne peut alors se faire qu'à l'intérieur des casemates. Cependant, les conditions radiologiques (débit de dose dans les casemates) n'étaient pas réunies et le prélèvement n'a été réalisé.
 - Causes de l'événement : Le débit de dose élevé (activation de l'antimoine issu des paliers des pompes CRAB) a rendu impossible l'accès aux casemates à ce moment.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune : le réacteur était arrêté et les échangeurs isolés, seules plusieurs défaillances cumulées (panne des détecteurs, brèches et perte d'étanchéité de vannes) auraient pu conduire à un événement sérieux.
 - Actions correctives immédiates : Reprise des prélèvements journaliers dès que l'accès aux casemates a été autorisé par le service radioprotection (SRSE).

- Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Projet de remplacement des paliers des pompes Optimex et mise à jour de la RGE n°5 : périodicité hebdomadaire des prélèvements quand le réacteur est à l'arrêt.

- **25/10/2016 – Dépassement de la date de l'inspection périodique de réservoirs sous pression de gaz (niveau 0 ; Sûreté : critère 10)** : Le 24/10/2016, lors du contrôle de la liste des ESPN par le référent, il est apparu un retard de 1 à 2 mois pour la réalisation de l'inspection périodique des réservoirs 878-TRD-1 et 878-TRD-2. L'inspection est réalisée avec un organisme agréé.
 - Causes de l'événement : Le référent ESPN est en charge du contrôle de second niveau, selon les NAQ 57 et NAQ 58. Les groupes, en charge du contrôle de premier niveau, travaillent avec la NAQ 21 dans laquelle n'étaient pas transcrites toutes les échéances des inspections des ESPN.
 - Conséquences réelles : Aucune.
 - Conséquences potentielles : Aucune, les réservoirs contiennent des gaz secs : la corrosion ou le vieillissement prématurés ne sont pas redoutés.
 - Actions correctives immédiates : Programmation des inspections périodiques avec l'APAVE les 02/11/2016 et 23/11/2016.
 - Actions correctives en vue d'éviter le renouvellement de l'événement : Révision de la NAQ 21 et alertes préventives sur les échéances des inspections périodiques.

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 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 2016 exprimés en **Tera-Becquerel (TBq)** ou en **Mega-Becquerel (MBq)**

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2016	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	0,92	10
Tritium (TBq)	4,9	75
Carbone 14 (TBq)	0,36	2
Iodes (MBq)	4,1	1000
Aérosols (MBq)	0,13	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.

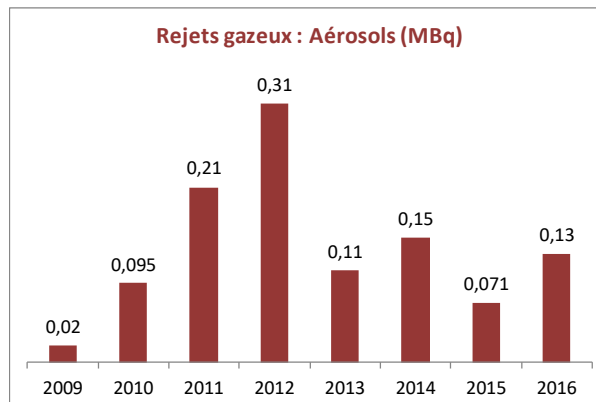
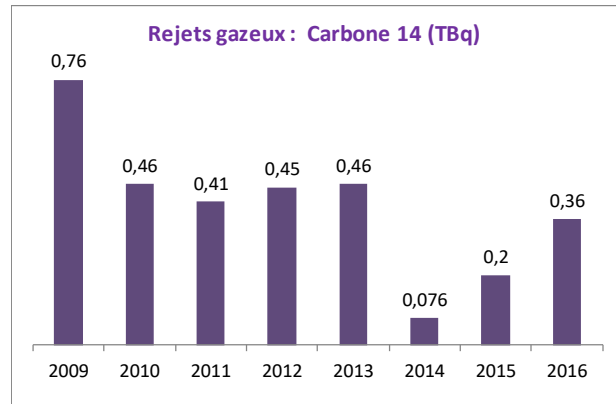
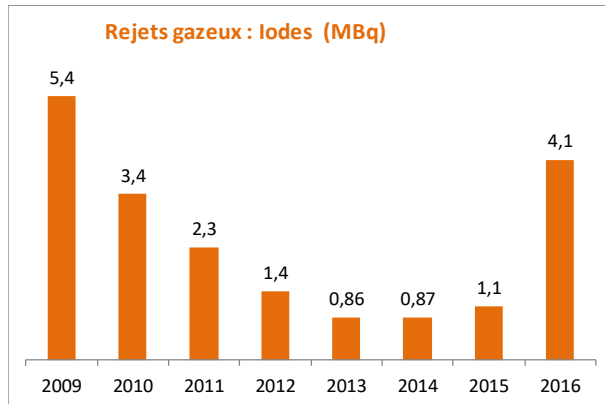
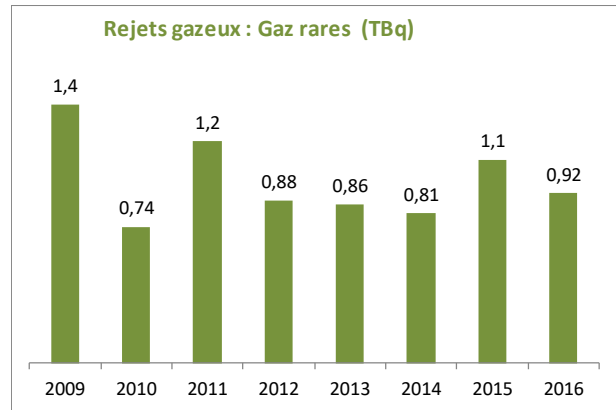
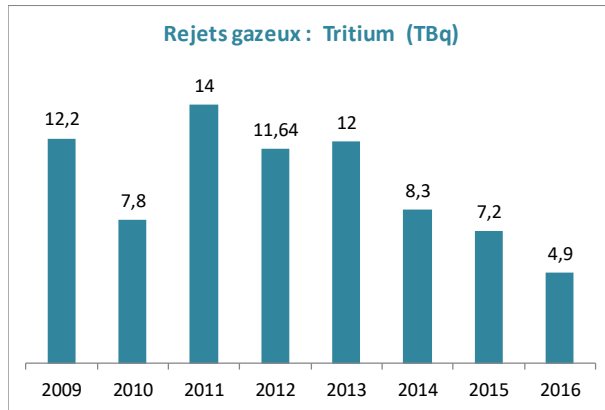
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

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.

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

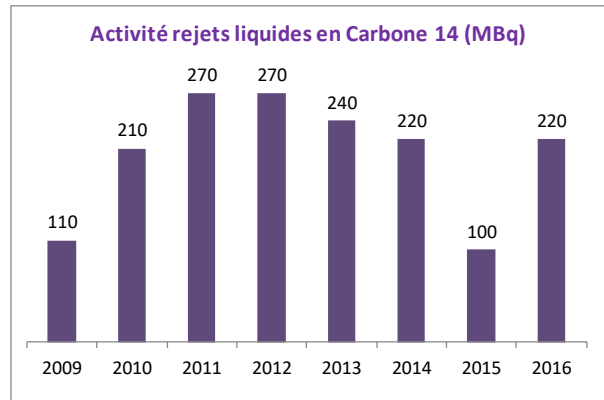
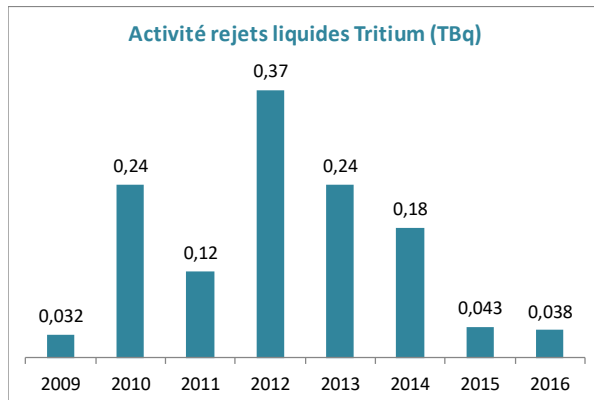
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août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

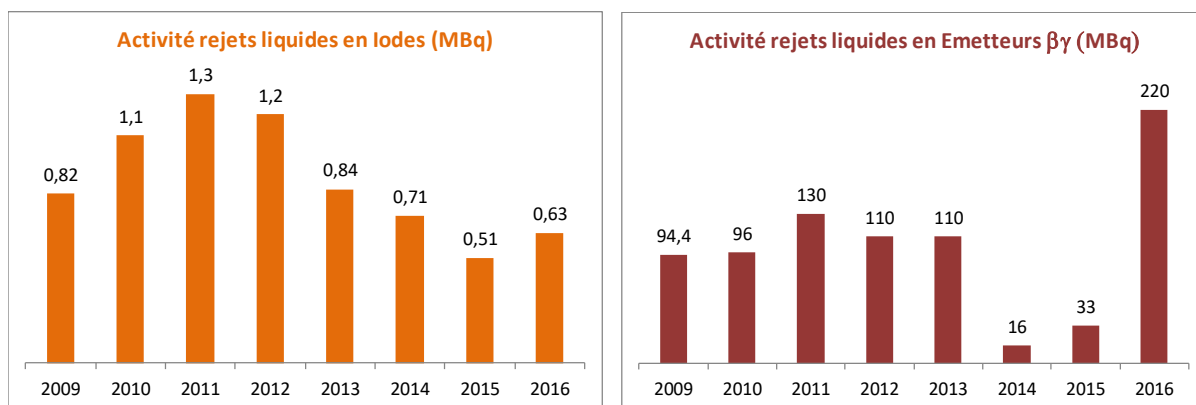
- Emetteurs beta/gamma
- Iodes
- Tritium
- Carbone 14

Le tableau suivant présente le bilan pour 2016, pour un volume rejeté de 310 m³ :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2016	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,038	1
Carbone 14 (MBq)	220	1500
Iodes (MBq)	0,63	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	220	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 $0,1 \text{ Bq.l}^{-1}$, et dans les rejets gazeux, le seuil de décision étant $0,0001 \text{ Bq.m}^{-3}$.

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 2016 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007
PH	8,4	$6 < \text{PH} < 8,5$
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	13	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	96	125
MEST (Matières en suspension totales)	20	35
Azote global	6,5	30
Phosphore total	0,88	10
Hydrocarbures totaux	0,10	10
Sulfates	49	600
Carbonates	0	100
Nitrates	3,3	30
Sels	303	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 2016 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).

2016	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,083	0,066	0,097
Impact rejets liquides	0,0048	0,0036	0,0038

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 0,060 micro-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 2016

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 2016, 5 fûts de 120 l de déchets solides incinérables, 3 fûts de 120 l de solvants organiques et 3 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

47 fûts PEHD de 200 l et 41 fûts PEHD de 120 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 2016

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	9 TBq	PA, ³ H
• 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	1 m ³	12 TBq	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	0,44 m ³	170 GBq	PA, ³ H
• 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)	77 m ³	300 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	5 m ³	320 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	720 l	0,18 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	23 600 l	20 GBq	PA, ³ H, α
• Déchets de laboratoire	510 l	85 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1950 l	620 TBq	PA, ³ H
• Déchets solides divers	10 m ³	10 GBq	PA, ³ H
• Déchets incinérables	14000 l	0,4 GBq	PA, ³ H
• Déchets liquides	1200 l	10 TBq	PA, ³ H, α

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

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	9 TBq	PA, ³ H
• 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	PA, ³ H
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	0,2 m ³	100 GBq	PA, ³ H
• 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)	77 m ³	300 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• 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
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1500 l	570 TBq	PA, ³ H
• Déchets solides divers	5 m ³	5 GBq	PA, ³ H
• Déchets incinérables	1000 l	2,5 GBq	PA, ³ H
• Déchets liquides	2000 l	10 TBq	PA, ³ H, 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 : 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



Grenoble, le 06 juillet 2017
DIR/SRSE-17/417-TI/ss

**Procès verbal du CHSCT extraordinaire du 06.07.2017 relatif au rapport
TSN 2016 (Transparence et Sécurité Nucléaire)**

Conformément à l'article L125-15 du code de l'environnement 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 2016.



Membre élu et secrétaire du CHSCT,
Thierry ILLY