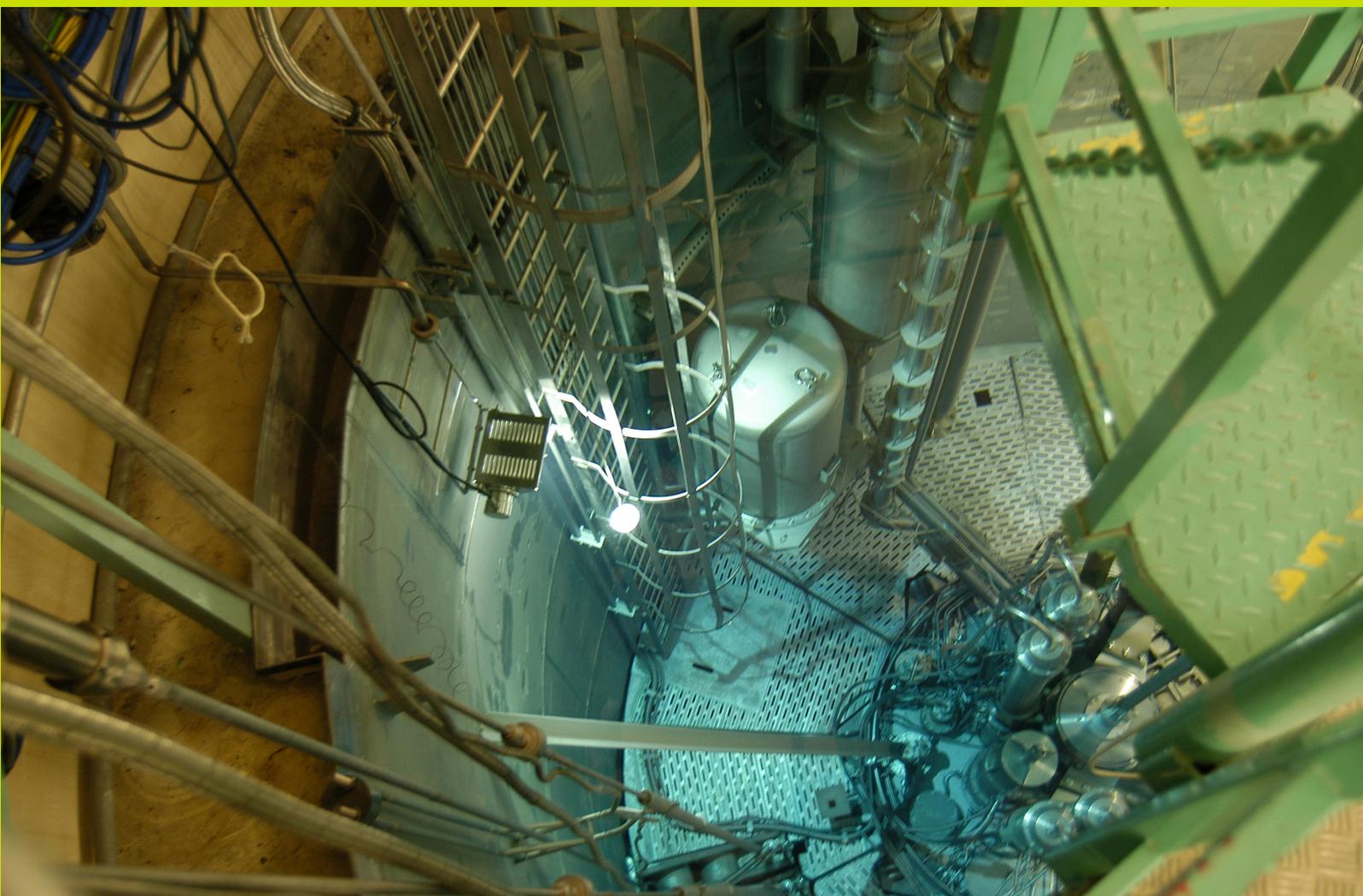


RAPPORT TRANSPARENCE ET SÉCURITÉ NUCLÉAIRE 2019

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin



NEUTRONS
FOR SOCIETY

SOMMAIRE

EDITORIAL

1 - Introduction	5
2 - Présentation de l'Institut et du Réacteur à Haut Flux	5
2.1 Le réacteur	6
2.2 L'utilisation des neutrons par les scientifiques	8
Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2019	10
Modernisation des instruments	11
3 - Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection	11
3.1 Dispositions générales d'organisation	12
3.2 Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	13
Généralités	13
Faits marquants en matière de sûreté	15
Analyses internes et externes	15
Inspections de l'ASN	17
Bilan des transports de matières radioactives	17
Exercices de préparation aux situations d'urgence	17
Perspectives pour l'année 2020	17
3.3 Dispositions techniques en matière de radioprotection	17
Généralités	17
Faits marquants de l'année 2019	18
Dosimétrie du personnel : résultats	18
4 - Evénements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	20
4.1 Généralités	20
4.2 Bilan 2019	21
5 - Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	22
5.1 Les rejets gazeux	22
5.2 Les rejets liquides	24
5.3 Les rejets non radioactifs	26

5.4 Impact des rejets sur l'environnement	26
Impact des rejets gazeux	26
Impact des rejets liquides	27
6 - Gestion des déchets radioactifs	29
6.1 Quantité de déchets évacués en 2019	29
Déchets de laboratoire	29
Déchets TFA	29
Déchets FA/MA/HA	29
6.2 Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2019	30
7 - Glossaire	31
8 - Recommandations du CSSCT de l'ILL	33

Editorial

L'année 2019 a été marquée par 2 cycles de fonctionnement du réacteur pour une activité scientifique soutenue en termes de publication de résultats d'expériences ainsi que par des travaux de maintenance préventive classique. Du point de vue du bilan de la sûreté de l'installation de l'INB n° 67, il faut noter l'enclenchement de l'instruction du réexamen de sûreté depuis l'envoi officiel du 02 novembre 2017 mais surtout, la levée de la mise en demeure de février 2018 grâce à une prise de conscience générale des salariés ILL. Un investissement à tous les niveaux de l'ILL a été nécessaire pour rendre les processus du Système de Management Intégré robustes.



Helmut SCHOBER
Directeur de l'ILL

En particulier, le processus « Gestion des modifications » est jugé « mature » dans un contexte de « migration » vers la nouvelle Décision ASN 2017-DC-0616.

Il faut également noter parmi les points marquants :

- Plusieurs inspections ont été réalisées cette année ce qui a conduit à la prise d'engagements ambitieux de la part de l'ILL.
- La suite du déploiement du plan d'action incendie (réduction des charges calorifiques, visite sécurité, affichage, application de nouvelles procédures, marquage au sol...).
- Des améliorations notables dans la gestion des modifications, des déchets (plan d'action suite à l'inspection), et du management de la sûreté en général.
- Un audit favorable ISO 17025 éd. 2005 des activités de laboratoire de l'ILL.
- De nombreux dossiers de demande d'autorisation en cours, conditionnant les grands arrêts à venir et le programme scientifique de l'ILL.
- Beaucoup d'activités en lien avec la culture de conformité dans un contexte d'instruction d'un réexamen de sûreté et de renforcement de la protection physique.

Pour l'année 2020, l'ILL maintiendra ses efforts pour pérenniser les résultats obtenus en termes de management de la sûreté. Ainsi, l'objectif est, entre autres, d'encore renforcer la robustesse du Système de Management Intégré (culture de conformité, suivi des engagements, adaptation des ressources au besoin).

Un plan d'action sera engagé à la suite du réexamen de sûreté, en ayant discuté au préalable avec l'ASN des priorités d'instruction pour les autorisations nécessaires en prenant en compte les contraintes de réalisation. Une attention particulière accompagnera le management de projet associé à ces actions post-réexamen.

Du point de vue des actions en rapport avec l'amélioration de la sûreté de l'INB 67, on notera que :

- Les premières opérations sur l'installation DETRITIATION pour, entre autres, le déclassement des équipements ESPN et la réduction du terme source, devraient être poursuivies.
- L'audit ISO 17025 éd. 2017 de nos activités de laboratoire devra être réalisé.
- L'ILL souhaite enclencher l'« Aménagement Mineur » de l'ARPE issu de son réexamen et des évolutions attendues par l'ASN et par l'ILL.
- L'ILL réalisera la première requalification du Bloc Pile (ESPN).
- Les autorisations externes nécessaires à la bonne réalisation des arrêts longs à venir et structurant pour l'avenir scientifique de l'ILL devront être obtenues.

Toutes ces actions devront être un atout pour la préparation du renouvellement du protocole intergouvernemental (2024-2033) de l'ILL.

1 - 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 à 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 le présent rapport d'information du public.

2 - Présentation de l'Institut et du Réacteur à Haut Flux

L'Institut Laue Langevin et le Réacteur à Haut Flux sont situés au Nord du polygone scientifique de Grenoble, sur le site EPN-Campus 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

Environ 1300 personnes travaillent sur le site.

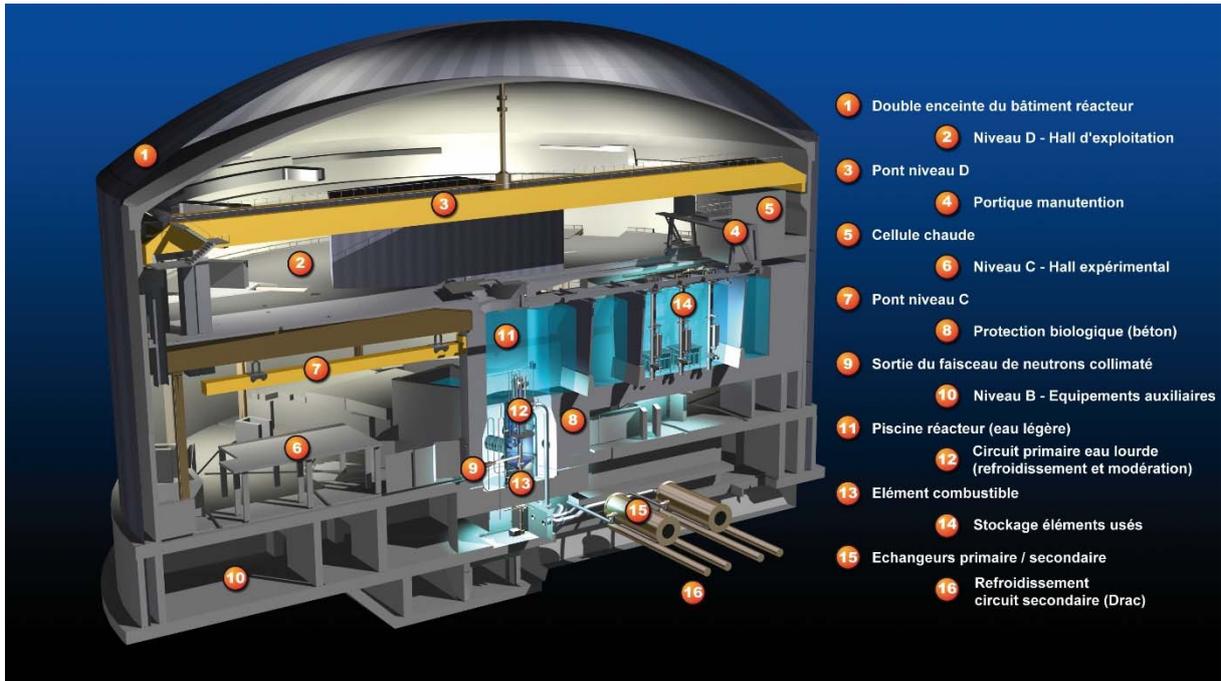
L'Institut Laue Langevin est géré par trois pays associés, la France (CEA et CNRS), l'Allemagne et le Royaume Uni. Dix partenaires scientifiques participent également à son financement. Son budget pour 2019 était de 103 M€. 500 personnes d'une quarantaine de nationalités différentes travaillent à l'ILL.



L'EPN-Campus, du polygone scientifique de Grenoble

2.1 Le réacteur

Le Réacteur à 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.

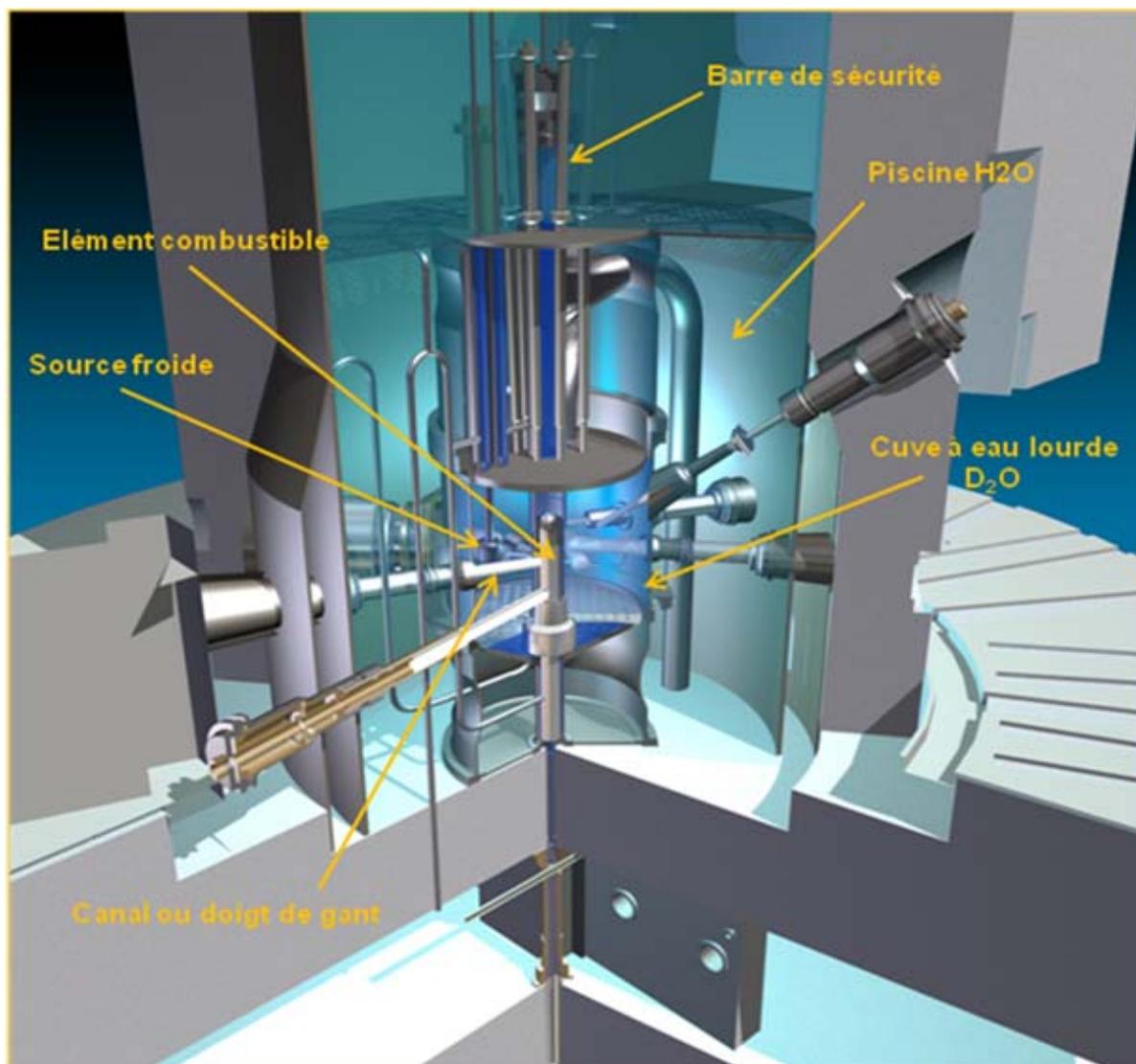


Coupe du bâtiment réacteur de l'ILL

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.

Deux cycles de fonctionnement ont été effectués en 2019 avec un taux de disponibilité de 100%.



Le réacteur de l'ILL

2.2 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.

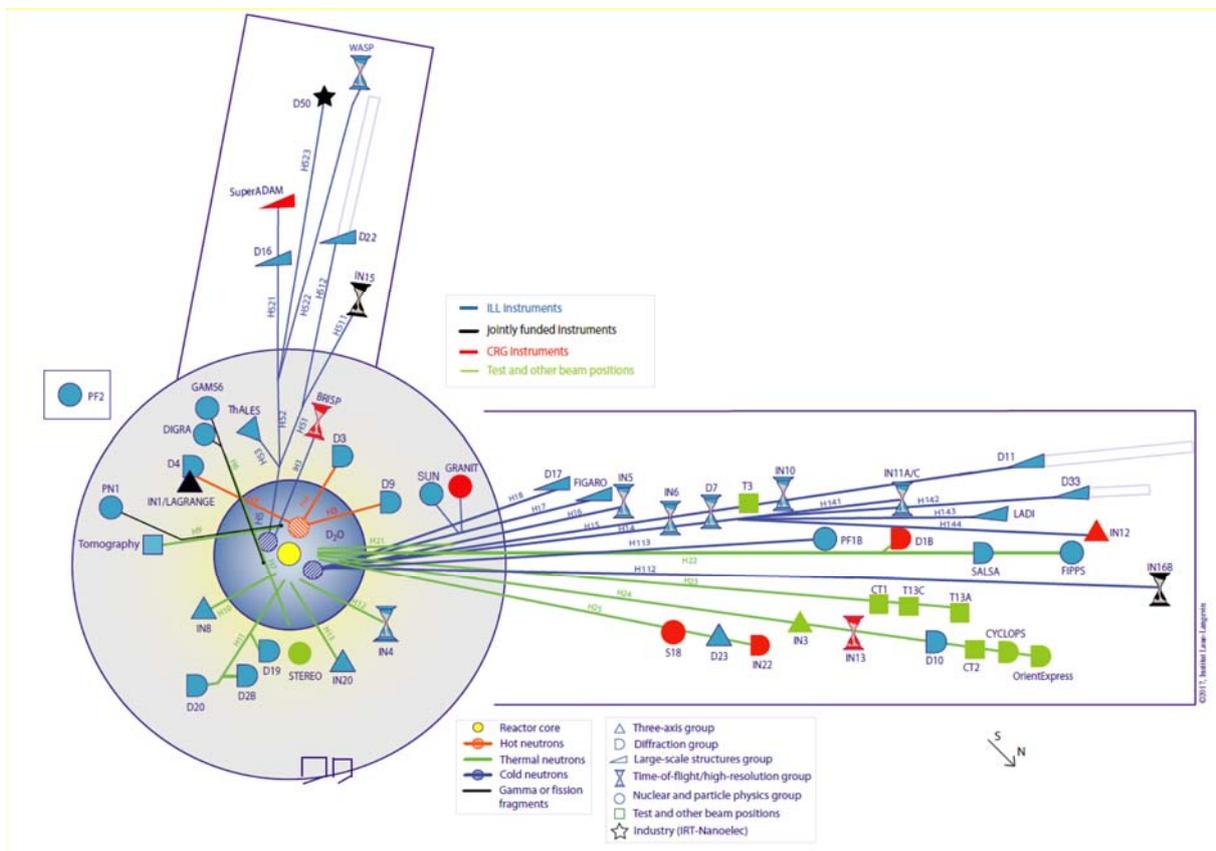


Hall d'expériences



Une aire expérimentale

Plus de quarante 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

Recherche sur les batteries

Les batteries au lithium sont présentes partout : elles alimentent les smartphones, les ordinateurs portables, les vélos et voitures électriques, en stockant l'énergie dans un très petit volume. Ce volume réduit est généralement obtenu en enroulant de fines couches superposées d'électrodes en cylindre. En effet, les électrodes doivent conserver une grande surface afin de maximiser la capacité et la rapidité de charge de la batterie.

Nous exigeons toujours plus d'énergie de nos appareils électroniques. Pour les rendre plus efficaces et sûrs, nous devons comprendre les fluctuations mineures qui se produisent à l'intérieur des batteries tout au long de leur vie. La technique d'électro-déroutement nous a permis d'analyser l'intérieur des batteries pendant leur utilisation, afin d'identifier des fluctuations minuscules au micromètre près. Le lithium est un élément léger qui est donc difficile à analyser par rayons X. En combinant ces derniers avec des hauts flux neutroniques, comme ceux générés à l'Institut Laue-Langevin (ILL), les chercheurs ont pu étudier les propriétés électrochimiques et mécaniques en jeu, même pendant l'utilisation des batteries lithium-ion.

En combinant la tomographie à neutrons aux rayons X, il a été possible d'étudier la surface des électrodes pendant la recharge et la décharge. Les chercheurs ont pu analyser la microstructure des électrodes et détecter les déformations et discontinuités qui se développent au cours des cycles de charge. La tomographie à neutrons a permis d'observer directement la migration des ions lithium et de déterminer la manière dont la répartition de l'électrolyte dans la cellule de la batterie évolue dans le temps.

Quand les neutrons permettent de protéger des œuvres d'art inestimables

Aucune œuvre d'art n'est éternelle. C'est particulièrement vrai pour les peintures qui se détériorent inévitablement par des processus physiques tels que le dépôt de poussière ou de suie en suspension dans l'air, l'oxydation, ou encore la corrosion par des radicaux libres. Par conséquent, après 50 à 100 ans d'exposition à l'air non filtré, une peinture autrefois colorée peut devenir uniformément brune, noire ou blanche, et son vernis protecteur opaque, fissuré et irrégulier.

Afin d'atténuer ces effets, les peintures anciennes sont restaurées périodiquement. Mais des œuvres d'art datant de plusieurs siècles risquent d'être endommagées lorsqu'on utilise des solvants pour enlever le vernis des peintures pendant le processus de restauration ; on dit souvent que le 20^{ème} siècle fut le siècle au cours duquel le plus grand nombre de tableaux furent endommagés par des opérations délibérées de restauration. Ces processus impliquent la physique fondamentale des polymères et s'ils sont mieux compris, il devrait devenir possible de concevoir des méthodes de restauration automatisées, totalement inoffensives pour les œuvres d'art, en particulier sur le long terme.

En utilisant la réflectométrie neutronique à haute résolution à l'ILL, une équipe de chercheurs a examiné comment les solvants pénétraient dans le vernis d'une peinture et a démontré que des concentrations accrues de solvant et une exposition prolongée provoquent l'apparition et la croissance de cavités remplies d'eau, ce qui conduit à la rupture du vernis. A la suite de ces découvertes, une révision des attentes communes du patrimoine culturel concernant le comportement de mélanges de solvants dans la restauration des peintures sur chevalet est attendue. Les résultats de cette étude peuvent nous aider à créer des normes importantes qui ouvriraient la porte à des procédés de restauration plus sûrs ainsi que de potentielles techniques automatisées dans le milieu

de la restauration d'art. Cependant, l'intervention et la supervision humaines resteront absolument indispensables afin de garantir la sécurité des peintures prises en charge par les machines.

Modernisation des instruments

Pour maintenir son leadership mondial, l'ILL a multiplié ses capacités d'innovation, d'ingénierie et de réalisation en construisant de nouveaux instruments toujours plus performants. Dans la continuité du programme Millénaire, c'est l'objectif de la phase 1 du **programme Endurance** qui a débuté en 2016. Les premiers instruments d'Endurance sont maintenant disponibles pour les utilisateurs. Le succès de l'appel à projets du programme Endurance 2 a conduit l'ILL et ses partenaires à sélectionner et proposer un programme en trois parties qui va s'étendre jusqu'en 2023.

Les Associés de l'ILL ont décidé de financer intégralement Endurance 2. Ce nouveau programme devrait encore améliorer les performances des instruments pour proposer à nos utilisateurs le meilleur niveau mondial en science neutronique. Ce programme ambitieux nécessite une planification minutieuse afin de s'assurer que le calendrier de construction des nouveaux instruments soit coordonné avec les cycles de fonctionnement du réacteur dans le but de garantir une production ininterrompue de neutron pour les instruments existants.

Les gains de performance attendus avec les nouveaux instruments doivent s'accompagner d'un programme de recherche et d'innovation dans tous les domaines techniques, y compris la simulation (calculs, réalité virtuelle...) pour améliorer la conception des instruments et de leur environnement.

Tout ce programme de nouveaux projets, de recherche et développement permettra aux instruments de l'ILL de rester la référence des technologies neutroniques. L'intégralité des instruments du programme Endurance devrait être disponible pour les utilisateurs d'ici fin 2023.

En plus de ces projets de modernisation, le personnel de l'ILL s'investit constamment dans des activités nécessaires au quotidien comme les travaux de maintenance et de rénovation des infrastructures techniques et des équipements informatiques associés.

3 - 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 éventuels incidents et accidents susceptibles de se produire malgré les mesures prises pour les éviter.

3.1 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 achats, des finances et des 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 à Haut Flux. Il s'appuie pour cela sur **la Cellule Sûreté (CS)** et sur les trois 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 qui travaillent 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 à Haut Flux est réalisée conformément à son référentiel de sûreté, composé entre autres 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 Sûreté Risques (CQSR), rattachée à la direction de l'institut, est chargée du suivi, de l'amélioration et de la surveillance 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. En outre, la CQSR est responsable de la gestion globale des risques à l'ILL et assure également des missions de prévention à la corruption.

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 le Groupe de Traitement des Déchets Actifs (GTDA) ainsi que la dosimétrie du personnel.

Le Service Médical du Travail Commun (STMC) assure le suivi particulier des salariés travaillant en milieu ionisant.

3.2 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 systèmes 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 premiers et deuxièmes 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 fission présents dans l'élément combustible dès que le réacteur a fonctionné quelques heures permet d'illustrer ces principes :

- L'élément a été conçu et fabriqué pour que la gaine entourant le combustible nucléaire et donc les produits de fission 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 par une double enceinte avec une pressurisation de 135 mbar dans l'espace entre les deux enceintes (spécificité du RHF). Le confinement est aussi assuré par les systèmes de filtration 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 (risques d'incendie, risques liés aux chutes de charge, risques d'explosion...) et les agresseurs externes (risques sismique, risques d'explosion externe, risques d'inondation, risques 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 et de conformité réglementaire

- Remplacement de la barre de sécurité n°1.
- Essai de qualification d'un absorbant hafnium et mise en place sur la barre sécurité n°5.
- Essais de qualification de la barre de pilotage dans le cadre du réexamen de l'installation.
- Remplacement des disques de rupture des réservoirs D₂O 434 RA 01 à 04.
- Découpe de trois éléments combustibles en cellule chaude et expédition de 3 éléments combustibles à la Hague.
- Retrait du doigt de gant H4 et mise en place d'une tape.
- Remplacement du doigt de gant H10.
- Remplacement des vannes pyrotechniques côté eau légère du circuit de renoyage ultime.

Conformément à la réglementation, la Direction a défini et diffusé largement sa Politique en Matière de Protection des Intérêts (PMPI) pour 2019-2023.

Le déploiement du SMI (Système de Management Intégré) a été achevé en 2019 avec de nombreuses actions de formation du personnel ILL (une cinquantaine de sessions réalisées) et de mise à jour documentaires. En octobre 2019, la mise en œuvre du SMI a contribué largement à la levée de la mise en demeure de l'ASN de février 2018.

Audits internes et externes

Conformément au SMI, un planning des audits internes et externes pour l'année a été réalisé.

En 2019, onze audits ont été effectués, sept internes :

- Audit du processus « Gestion des évolutions et modifications des installations ».
- Audit du processus « Conduite du réacteur ».
- Audit du processus « Gestion des déchets ».
- Audit du processus « Suivi des engagements ».
- Audit du processus « Conception, réalisation, montage et essai de mise en service d'un EIP ».
- Audit du processus « Gestion des prélèvements d'eau et des effluents liquides et gazeux ».
- Audit du processus « Gestion du risque incendie ».

et quatre externes :

- Audit de FRAMATOME-CERCA : prestataire chargé de la fabrication des éléments combustible du RHF.
- Audit de SATIL : prestataire chargé de réaliser des pièces de chaudronnerie.
- Audit de ERIA : prestataire chargé des études de conception d'équipements mécaniques.
- Audit de MONNIER-SERMI : prestataire chargé de réaliser des pièces de chaudronnerie.

Les audits et les vérifications par sondage des processus ont permis de vérifier le bon fonctionnement des processus, le respect des exigences définies et de proposer des axes d'amélioration afin de rendre encore ces processus plus robustes.

Inspections de l'ASN

Tableau récapitulatif des inspections de l'année 2019 :

Date	Thème de l'inspection
30/01/2019	Respect des engagements.
18/03/2019	Réactive suite à l'événement levage des batardeaux.
21/03/2019	Contrôle commande – contrôles et essais périodiques.
05/04/2019	Réactive suite à écart - gestion d'écarts.
21/05/2019	Laboratoire environnement.
21/06/2019	Management de la sûreté – mise en œuvre du SGI (SMI).
06/08/2019	Gestions des déchets nucléaires.
17/10/2019	Modifications matérielles.
11/10/2019	Organisation et moyens de crise.
21/10/2019	Réexamen périodique.
4/12/2019	Confinement.

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 2019, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

- Éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 1 château de 3 éléments pour 1 transport.
- Echantillons et sources : 44 départs, 33 arrivées.
- Emballages vides : 4 départs, 20 arrivées.
- Colis de déchets : 4 transports.
- Mouvements de matériels contaminés : 2 départs, 2 arrivées.

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercices de sécurité** : recyclages intégrant 3 exercices des Equipes de Première Intervention (EPI) à chaque fois et 2 exercices d'évacuation.
- **Exercices de sécurité** : 12 exercices ont été effectués dans l'année, dont 9 pour le recyclage des EPI, 1 exercice avec le SDIS et 2 exercices d'évacuation.

Perspectives pour l'année 2020

- Poursuite de la mise en œuvre du plan d'action (2018-2023) suite à la transmission du dossier de réexamen de sûreté le 2 Novembre 2017.

3.3 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 doses 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 2019

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2019 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants (22 sessions) et recyclage (4 sessions) du personnel tous les trois ans.
- Examen des interventions à risque radiologique en vue d'une optimisation (démarche [ALARA](#)).
- 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 sur 12 mois consécutifs. Cette dosimétrie est présentée dans le tableau ci- après 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 2019 pour les différentes catégories de personnel intervenant dans l'installation nucléaire de base :

	ILL	EMBL	LTV*	Expérimentateurs (hors LTV)	Entreprises intervenantes et divers (incl. stagiaires)	Total
Nombre de personnes suivies	479	17	84	1196	316	2092
Nombre de doses nulles	422	17	82	1181	315	2017
Dose collective [Homme.mSv]	15,98	0,00	0,22	2,02	0,18	18,40
Dose individuelle maximale [mSv]	1,6	0,00	0,14	0,47	0,18	1,60

*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 2019 est de 18.4 H.mSv. Elle se répartit de la manière suivante :

- ✓ 87 % pour le personnel de l'ILL, en diminution de 28% par rapport à l'année dernière.
- ✓ 12 % pour les expérimentateurs extérieurs (LTV inclus), en diminution de 16% par rapport à l'année dernière.
- ✓ Moins de 1 % (0,18 H.mSv) pour les stagiaires, dose collective nulle en 2019.
- ✓ La dose collective des entreprises extérieures est nulle pour 2019.
- ✓ La dose collective est nulle pour le personnel de l'EMBL.

Sur 2092 personnes suivies, seules 150 (7%) ont reçu une dose non nulle, ces doses restant faibles au regard des limites réglementaires. La dose individuelle maximale est de 1,60 mSv (1,67 mSv en 2018). Elle a été reçue par une personne qui appartient au service mécanique de la DRe et qui est classée en catégorie A, vis-à-vis du risque radiologique (limite annuelle réglementaire 20 mSv).

4 - Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection

4.1 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.

4.2 Bilan 2019

En 2019, 10 événements sont survenus et ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (7 au niveau 0 (INES : « Ecart », 1 au niveau 1 (INES « Anomalie ») et 1 hors échelle INES) :

11/01/2019	Démarrage intempestif d'un circuit de sauvegarde	Niveau 0
23/01/2019	Absence de consigne permettant la fermeture d'urgence de la porte extérieure du sas porte à camion	Niveau 0
06/03/2019	<p>Manutention d'un batardeau</p> <p>Le 28 février 2019, lors d'une opération normale de vidange de la piscine du réacteur et du canal d'entreposage adjacent, la porte amovible de séparation piscine / canal a été levée de trente centimètres, sans toutefois sortir de la gorge où elle est logée. Le levage de cette porte de 4 tonnes a été réalisée dans un premier temps à l'aide du crochet 6 tonnes du pont roulant. La manœuvre s'est révélée infructueuse. Le crochet 20 tonnes a ensuite été utilisé alors que le câble de manutention de la porte n'est pas prévu pour un tel effort potentiel ; sa CMU (Charge Maximale Utile) est de 4 tonnes¹. Le dépassement de la charge admissible aurait pu créer un risque de chute de 30 centimètres de la porte, conduisant à déformer la gorge de guidage. Compte tenu de cette conséquence potentielle en cas de chute, l'évènement a d'abord été classé en incident significatif de niveau 0.</p> <p>A la suite d'un examen approfondi, il a été constaté que les opérateurs n'avaient pas adopté l'attitude interrogative qui convient avant de poursuivre leurs manipulations et de changer de crochet. Par ailleurs le levage de la porte piscine/canal pendant la vidange n'était pas prévu au départ. La procédure n'avait donc pas été appliquée correctement.</p> <p>L'incident a alors été reclassé en niveau 1 sur l'échelle INES des incidents nucléaires qui en compte 8 (du simple écart, niveau 0, à l'accident majeur au niveau 7).</p> <p>Il n'a eu aucune conséquence pour les opérateurs, pour le public et l'environnement.</p>	Niveau 1

¹ Avec une marge de sécurité d'un facteur 5

02/04/2019	Reclassement Temporaire Zone Déchet (RTZD) en margelle piscine	Niveau 0
29/05/2019	Arrêt de l'Hydro collecteur La Rollandière	Niveau 0
12/06/2019	Déclenchement intempestif d'une Mise en Sécurité Confinement (MSC)	Niveau 0
02/08/2019	Zone sous le stockage des batardeaux	Niveau 0
12/11/2019	Ecart à la RGE 14A « La Gestion des déchets »	Niveau 0
26/11/2019	Dépassement de valeurs limites sur la teneur en aluminium de l'eau de dilution	Hors échelle

5 - 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.

5.1 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 2019 exprimés en Tera-Becquerel (TBq) ou en Mega-Becquerel (MBq).

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2019	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	0,76	10
Tritium (TBq)	5,8	75
Carbone 14 (TBq)	0,066	2
Iodes (MBq)	0,69	1000
Aérosols (MBq)	0,18	100

Le principal gaz rare radioactif émis est l'argon 41 (^{41}Ar) 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.

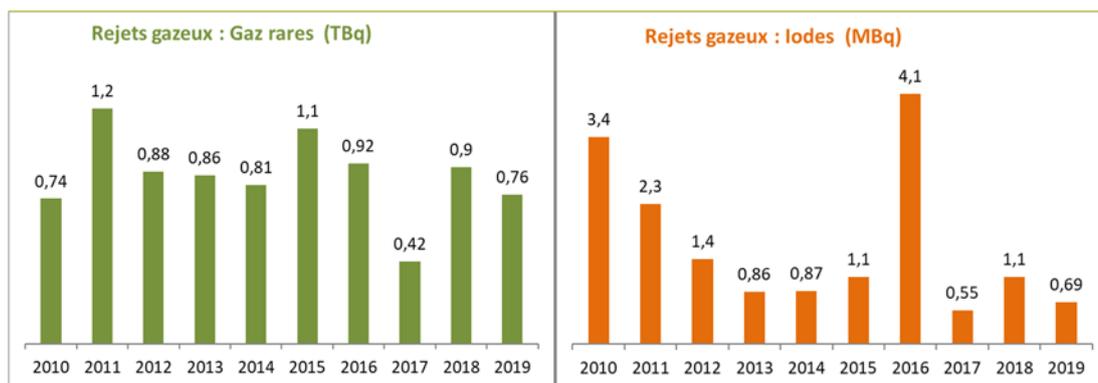
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

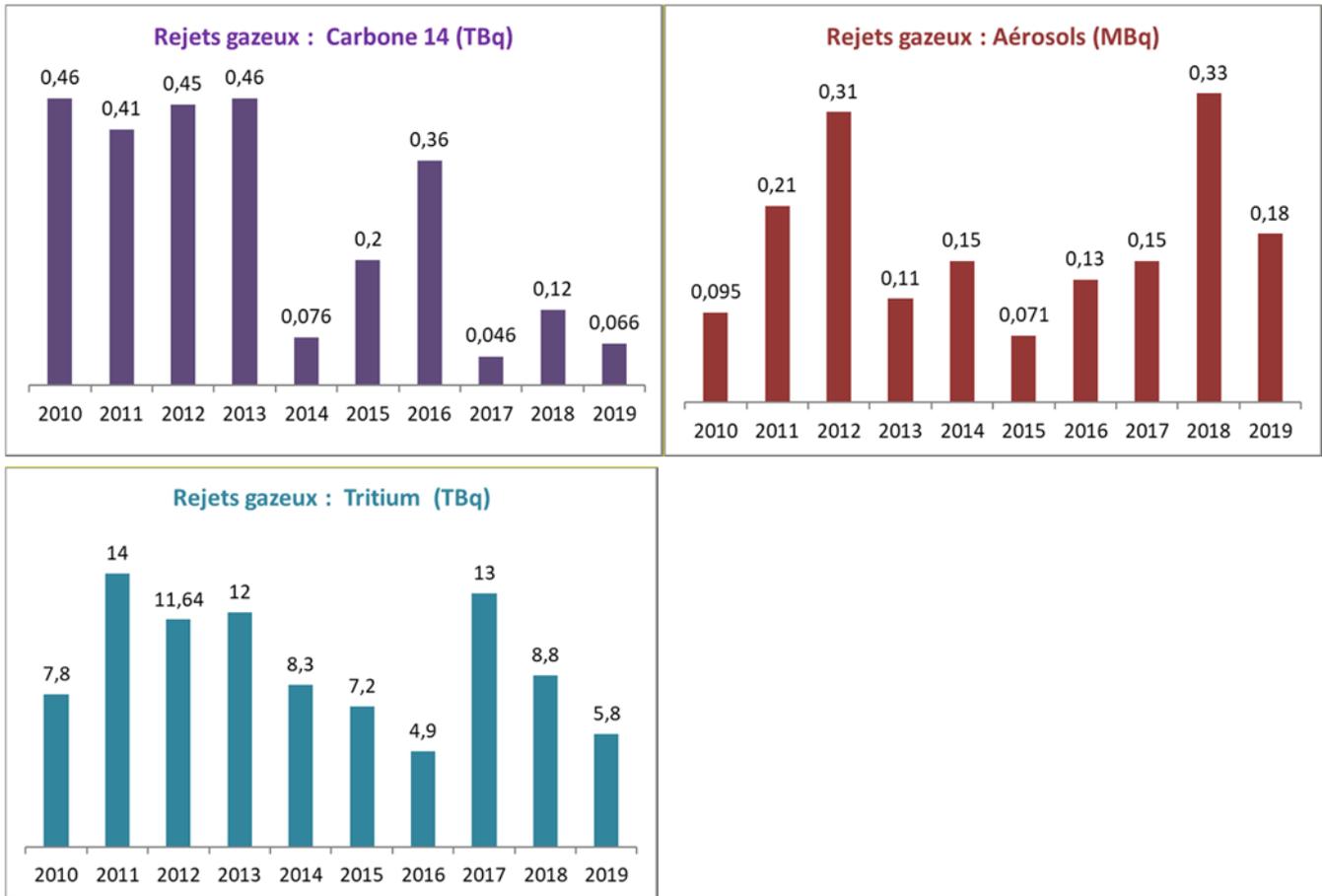
Le carbone 14 (^{14}C), dont la période radioactive est de 5730 ans, provient principalement de l'activation par les neutrons de l'oxygène 17 (^{17}O).

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.

Le radioélément prépondérant dans les aérosols est le cobalt 60 (^{60}Co).

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets par catégorie depuis 2010 :





Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative.

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.

5.2 Les rejets liquides

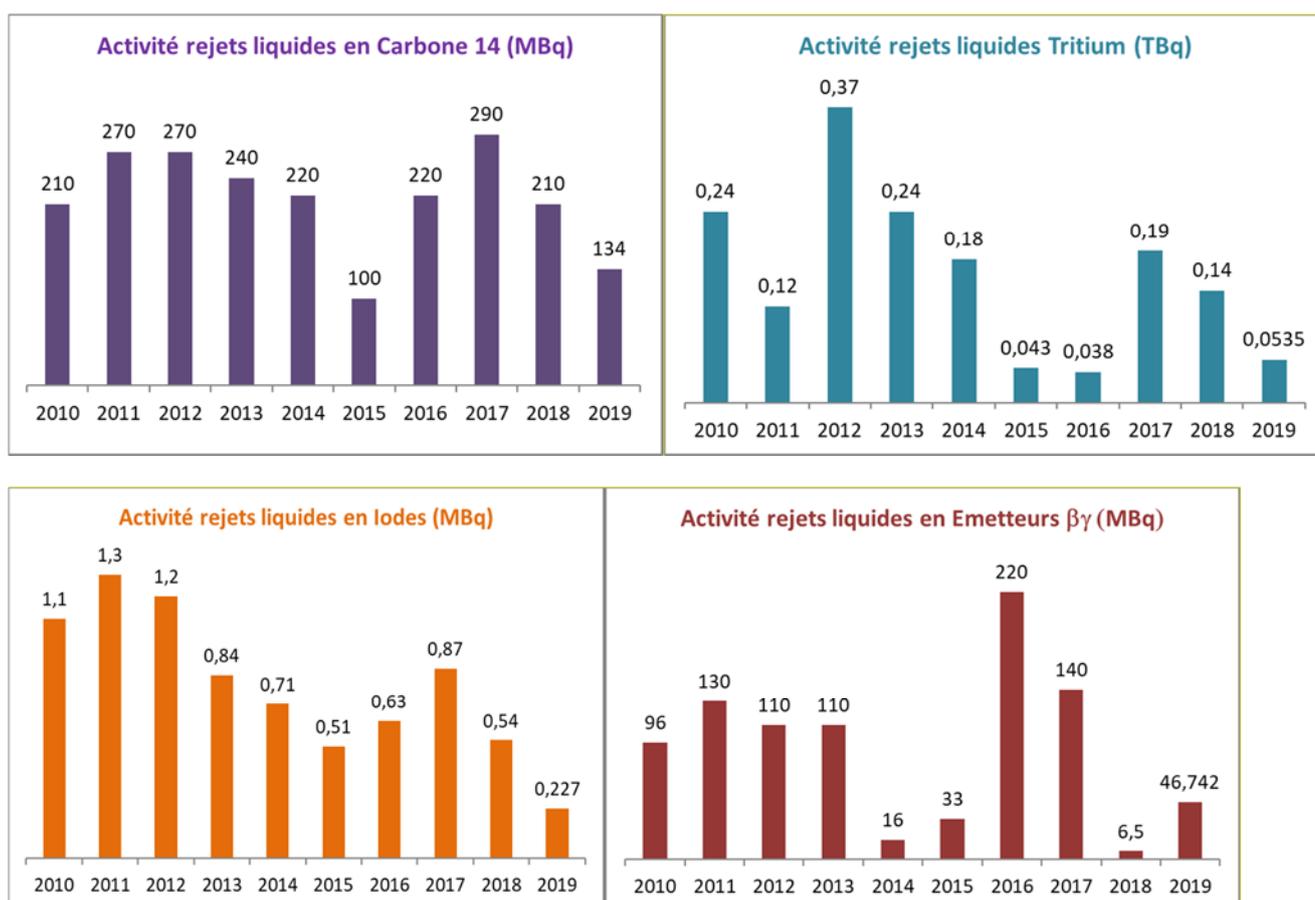
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août 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 2019, pour un volume rejeté de 322.91 m³ :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2019	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,0535	1
Carbone 14 (MBq)	134	1500
Iodes (MBq)	0,227	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	46,742	1000

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides depuis 2010 :



Les rejets sont largement en deçà des autorisations. 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.

5.3 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 2019 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)	3	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	30	125
MEST (Matières en suspension totales)	13	35
Azote global	1,73	30
Phosphore total	3,85	10
Hydrocarbures totaux	0,60	10
Sulfates	48,4	600
Carbonates	5	100
Nitrates	3,23	30
Sels	520	30000
Métaux	0,527	5

5.4 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 2019 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 :

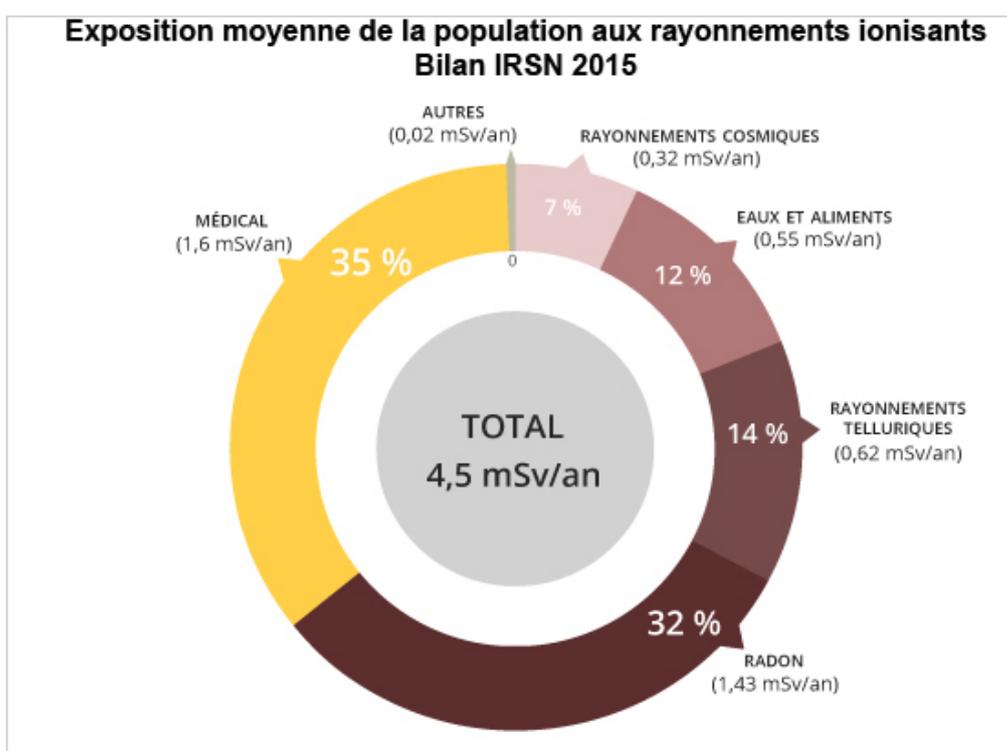
- **L'exposition interne par ingestion directe d'eau contaminée**
- **L'exposition interne par ingestion de poissons**
- **L'exposition interne par ingestion de produits végétaux et animaux contaminés par l'irrigation**

Comme pour le calcul des rejets gazeux, les modèles utilisés sont des modèles reconnus et les hypothèses sont majorants, 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 des calculs issus du modèle de l'étude d'impact de 2007 ; les doses efficaces sont en micro (μ) Sievert (soit 1 millionième de sievert).

2019	Adulte (μ Sv/an)	Enfant (μ Sv/an)	Bébé (μ Sv/an)
Impact rejets gazeux	0,032	0,028	0,035
Impact rejets liquides	0,0029	0,0022	0,0024

L'impact des rejets est donc extrêmement faible. En effet, il faut savoir que la dose moyenne due à la radioactivité naturelle et médicale est de 4500 μ Sievert par an en France, comme le montre l'illustration fournie par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) :



6 - 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.

6.1 Quantité de déchets évacués en 2019

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 2019, 4 fûts PEHD de 120 l de déchets solides incinérables, 4 fûts de flacons de scintillation et 1 bonbonne 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

30,7 m³ de déchets liquides FA ont été expédiés vers CYCLIFE-CENTRACO.

3 caissons 5 m³ standard de déchets solides FA/MA ont été expédiés vers CSA ANDRA.

Il n'y a pas eu d'expédition de déchets HA cette année.

6.2 Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2019

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	/	/	/
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	1,74 m ³	715 GBq	PA, ³ H
• Coques C1PG de REI	22 m ³	2,7 TBq	PA, ³ H
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	18 m ³	1 MBq	PA
• Déchets inertes (béton)	165 m ³	1,9 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques et compactables)	105 m ³	350 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	25 m ³	130 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	360 l	160 MBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	21 m ³	26 GBq	PA, ³ H
• Déchets de laboratoire	210 l	2 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	2025 l	310 TBq	PA, ³ H
• Déchets solides divers	6 m ³	10 GBq	PA, ³ H, α
• Déchets incinérables	3400 l	4 GBq	PA, ³ H
• Déchets liquides	2640 l	10 TBq	PA, ³ H, α

8 - 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.

ALARA : As Low As Reasonably Achievable.

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).

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.

EPI : Equipe de Première Intervention

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.

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).

INES : International Nuclear Event Scale.

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.

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.

SDIS : Service Départemental d'Incendie et de Secours.

SGI : Système de Gestion Intégré.

SMI : Système de Management Intégré : Le système de management intégré assure la mise en œuvre et l'amélioration de la protection des intérêts en garantissant que les autres impératifs de l'exploitant, par exemple les impératifs de qualité, les impératifs économiques, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance, ou d'autres éléments de contexte, ne sont pas considérés séparément des exigences relatives à la protection des intérêts, afin de prévenir leur éventuel impact négatif sur celle-ci.

TFA : Très Faible Activité (déchet).

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 **Sivert** (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.

Grenoble, le 30 juin 2020
CSSCT-20/020-TI/jn

**Approbation de la CSSCT de la réunion plénière du 18 juin 2020
relatif au rapport TSN 2019 (Transparence et Sécurité Nucléaire)**

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

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, la CSSCT approuve le rapport TSN 2019.

A la préparatoire du CSE du 30 juin 2020, les élus ont validé l'approbation de la CSSCT et le recueil de l'avis est porté à l'ordre du jour de la plénière du CSE du 7 juillet 2020



Membre élu et rapporteur de la CSSCT

T. ILLY