

Rapport transparence et sécurité nucléaire 2025



NEUTRONS
FOR SOCIETY

RAPPORT ANNUEL RÉACTEUR HAUT FLUX INSTITUT LAUE LANGEVIN

SOMMAIRE

EDITORIAL	3
1. INTRODUCTION	4
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	7
Modernisation des instruments	9
Exemples de belles réussites scientifiques en 2025	12
3. DISPOSITIONS PRISES EN MATIÈRE DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE ET DE RADIOPROTECTION	14
3.1 Dispositions générales d'organisation	15
3.2 Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	16
Faits marquants en matière de sûreté	17
Système de management intégré	18
Audits internes et externes	18
Inspections de l'ASNR	18
Bilan des transports de matières radioactives	19
Exercices de préparation aux situations d'urgence	19
Perspectives pour l'année 2026	20
3.3 Dispositions techniques en matière de radioprotection	20
Faits marquants de l'année 2025	21
Dosimétrie du personnel : résultats	21
4. ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS EN MATIÈRE DE SÛRETÉ ET DE RADIOPROTECTION	22
4.1 Bilan 2025	23
5. RÉSULTATS DES MESURES DES REJETS LIQUIDES ET GAZEUX	24
5.1 Les rejets gazeux	24
5.2 Les rejets liquides	25
5.3 Les rejets non radioactifs	26
5.4 Impact des rejets sur l'environnement	27
Impact des rejets gazeux	27
Impact des rejets liquides	27
6. GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS	28
6.1 Quantité de déchets évacués en 2025	28
6.2 Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2025	29
7. GLOSSAIRE	30
8. RECOMMANDATIONS DU CSE DE L'ILL	32



Après l'achèvement du deuxième arrêt prolongé qui a débuté le 9 juillet 2024 pour réaliser des travaux portant principalement sur la rénovation du pont roulant polaire, le renforcement de la casemate H1-H2 et l'installation de sprinklers incendie, le réacteur a délivré deux cycles au cours de l'année 2025 avec un niveau de disponibilité élevé (>96 %), permettant la réalisation du programme scientifique tel que prévu.

Le premier cycle a débuté comme prévu avec la mise en service du réacteur le 05 mai et s'est terminé le 07 juillet. Le deuxième cycle a commencé comme prévu le 26 août, et le réacteur a été arrêté le 28 octobre pour effectuer les travaux du troisième arrêt prolongé 2025/2026, portant principalement sur le renforcement du canal 3, le remplacement de l'échangeur de chaleur B27, le début de la rénovation du pont roulant au niveau C, le renforcement de la casemate H5, la peinture du dôme du réacteur et le début du renforcement du support du dispositif d'entreposage de combustible irradié, PUC.

À la suite de l'arrêt prolongé H1-H2 en 2021/2022, le calendrier des réacteurs pour la période 2024-2028 a été organisé autour de la poursuite de la mise en œuvre des engagements de sécurité issus de la dernière révision décennale de la sécurité, nécessitant des arrêts longs, et de périodes de fonctionnement du réacteur pour le programme scientifique de l'ILL. Dans ce cadre, l'ILL a planifié des arrêts prolongés majeurs pour ces travaux, tout en veillant à ce qu'un maximum de jours de fonctionnement soit disponible pour la science.

Au cours des dernières années, l'ILL a produit des radio-isotopes, en particulier le lutécium-177, qui est très efficace dans le traitement de certaines formes de cancer.

L'année 2025 a également été consacrée à la poursuite des travaux d'assainissement partiel de l'installation de détritiation en évacuant certains composants/équipements afin de préparer la mise en place d'une unité de recombinaison du tritium entreposé. Le but de cette unité de recombinaison sera de recombiner le tritium et le deutérium avec l'oxygène à très faible concentration, afin de produire de l'eau lourde qui sera réinjectée dans le circuit primaire du réacteur.

Comme cela a été le cas ces dernières années, les relations de l'ILL avec l'Autorité française de sûreté nucléaire (ASNR) continuent d'être bonnes, comme le montre la confiance exprimée par l'ASNR lors de la revue annuelle en mars 2025.

L'année 2025 a été marquée également par la mise en place de la nouvelle Autorisation de Rejets et de Prélèvement des Eaux, ARPE, conduisant à une diminution notable des autorisations de rejets notamment et un renforcement du contrôle de la chimie des eaux rejetées.

L'ILL a également participé activement aux réunions publiques de la Commission Locale d'Information, permettant d'échanger sur la sûreté nucléaire, la radioprotection et l'impact des activités nucléaires de l'ILL sur les personnes et sur l'environnement avec les élus locaux, les différentes organisations représentées et le public.

En ce qui concerne le projet Renforcement de la Protection Physique, RPP, qui est mené sous la supervision de l'autorité de sécurité française, le HFDS (Haut Fonctionnaire de Défense et de Sécurité), une nouvelle stratégie a été définie par l'ILL qui inclut le déploiement de gardes armés. Ce projet sera finalisé en 2027.

En ce qui concerne le cycle du combustible, le programme de conversion du combustible en cours prévoit l'irradiation de l'élément First-Of-A-Kind (FOAK) en 2029 et la conversion du réacteur en uranium faiblement enrichi (LEU) au début de 2032.

Avec l'ensemble des modifications réalisées, l'ILL a notablement renforcé son niveau de sûreté et de sécurité, ce qui lui donne des atouts forts pour lui permettre d'envisager de poursuivre son exploitation au moins dans la décennie à venir.

Jérôme Estrade

Directeur adjoint en charge de l'exploitation de l'INB n° 67 et chef de la division réacteur

1 INTRODUCTION

L'Institut Laue Langevin (ILL) est un organisme de recherche international à la pointe des sciences et techniques neutroniques. L'ILL propose aux scientifiques une instrumentation de haute technologie, et en tant qu'institut de service met ses installations et son expertise à la disposition des visiteurs scientifiques du monde entier. Plus de 1000 expériences sont effectuées chaque année à l'ILL, et environ 1500 chercheurs viennent y réaliser leurs expériences, 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 :

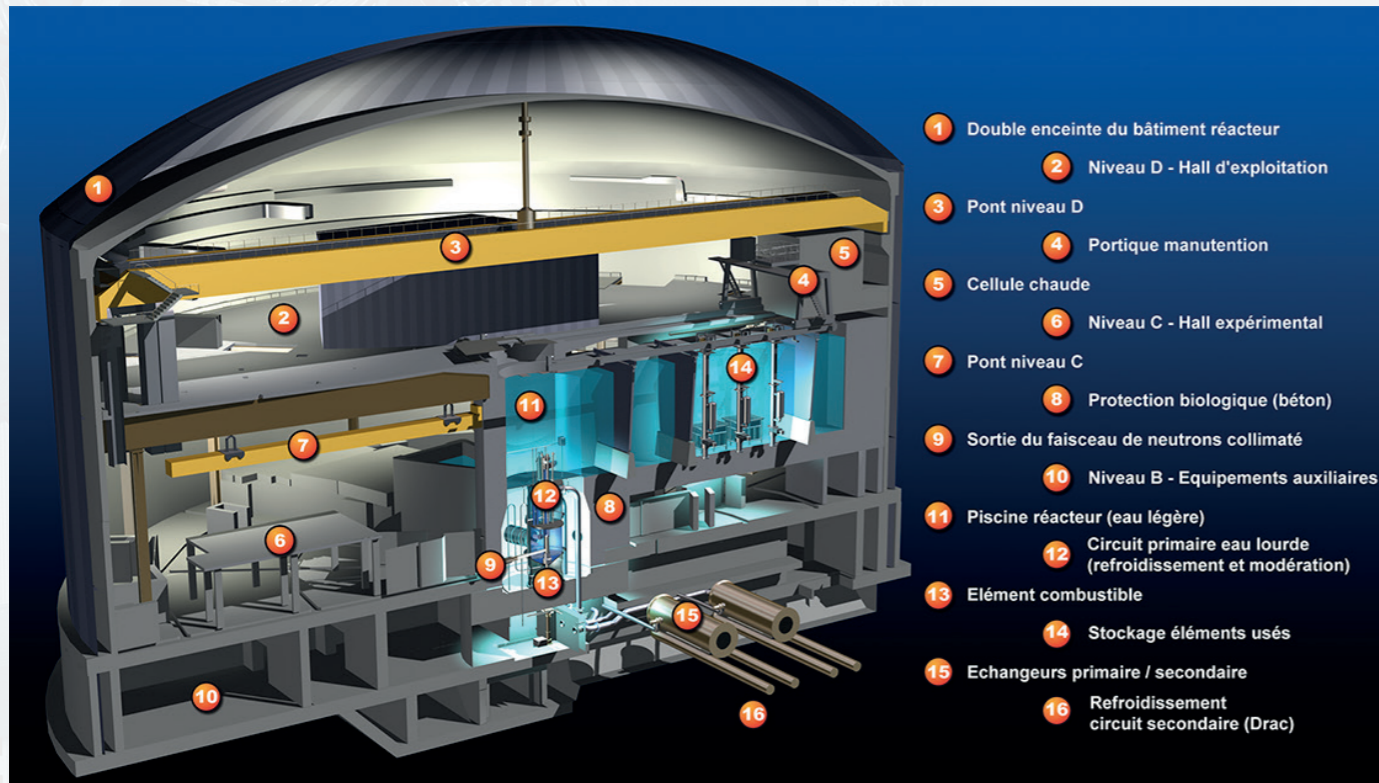
- l'ILL, Institut Laue Langevin.
- l'ESRF, European Synchrotron Radiation Facility.
- l'EMBL, European Molecular Biology Laboratory.
- le CIBB, Carl-Ivar Bränden Building, bâtiment abritant des partenariats scientifiques en biologie structurale et en virologie.
- l'IBS, Institut de Biologie structurale.

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 2025 était de 104 M€. 551 personnes d'une trentaine de nationalités différentes travaillent à l'ILL.



2.1 LE RÉACTEUR



Coupe du bâtiment réacteur de l'ILL.

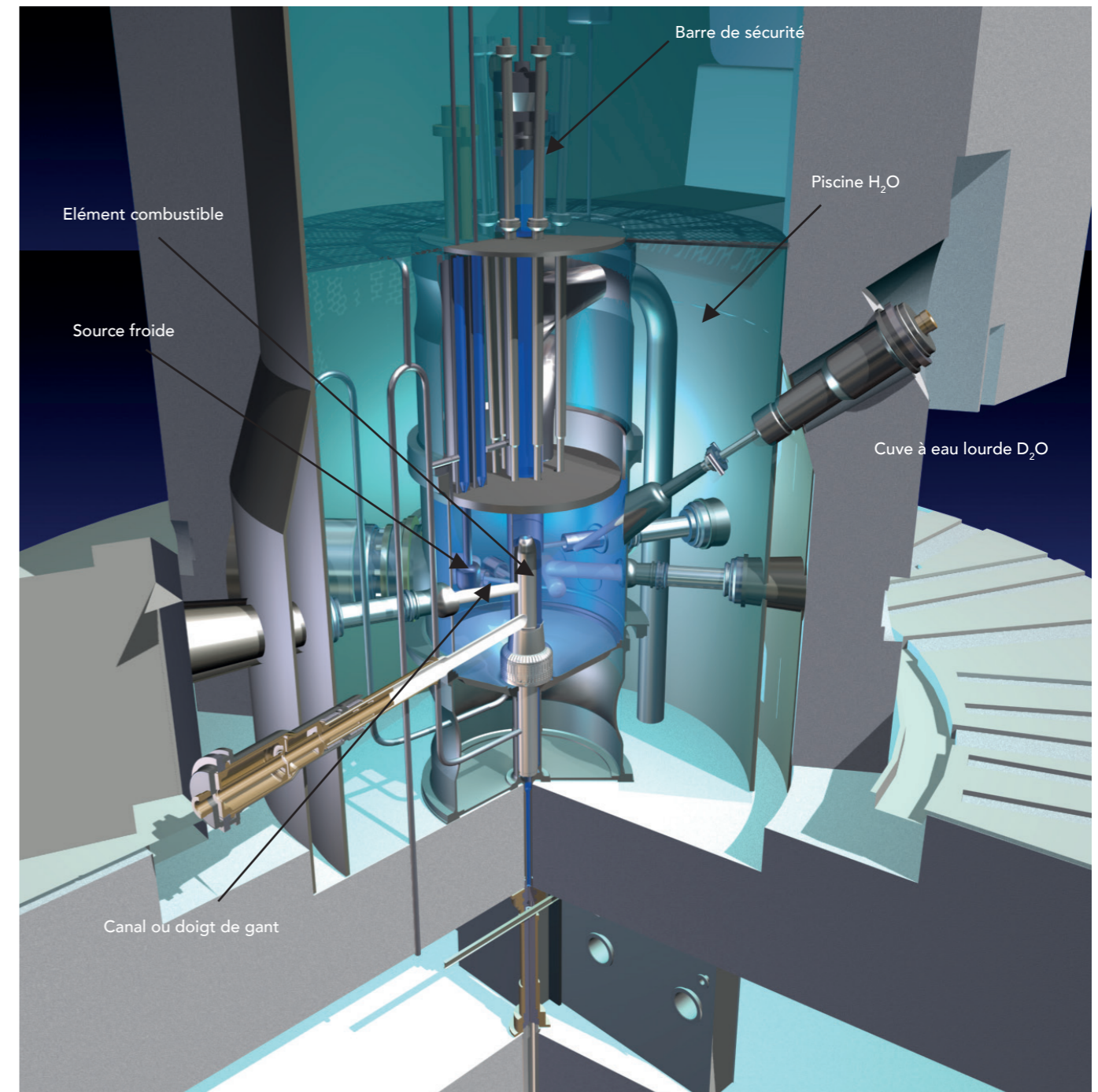
Le Réacteur à Haut Flux de l'ILL fonctionne en continu durant des cycles de 50 jours. Son cœur est constitué d'un élément combustible unique en uranium très enrichi, refroidi à l'eau lourde, permettant ainsi de produire l'un des flux de neutrons les plus intenses du monde soit $1,5 \times 10^{15}$ neutrons 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.

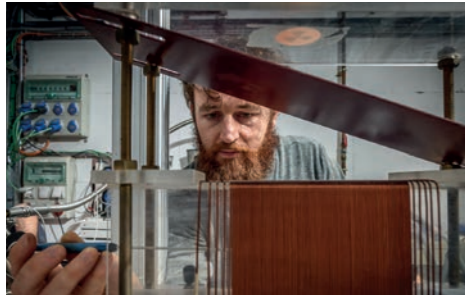
Trois dispositifs situés à proximité immédiate du cœur permettent également de produire des neutrons chauds (10 km/s) ainsi que les neutrons froids et ultra-froids (700 m/s et 10 m/s) : il s'agit de la source chaude, constituée d'une sphère de graphite maintenue à 2600°C et de deux sources froides, dont 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.

2.2 L'UTILISATION DES NEUTRONS PAR LES SCIENTIFIQUES

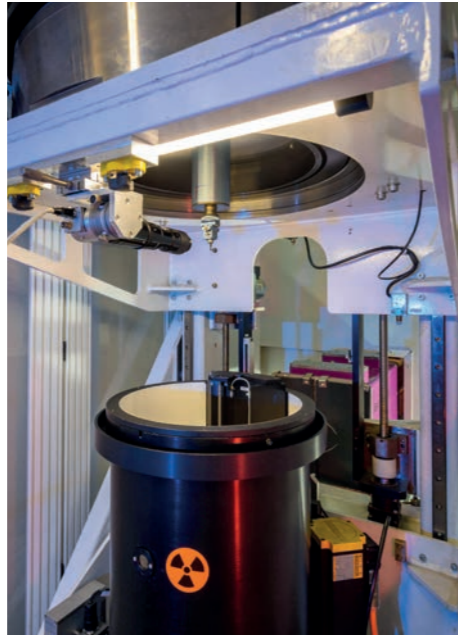
Les neutrons permettent d'explorer la matière de façon non-destructive, dans les domaines scientifiques les plus variés : physique, chimie, biologie et biotechnologies, nanotechnologies, géosciences ou génie civil. Le principe de la majorité des expériences est toujours le même : les scientifiques placent 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, par exemple.



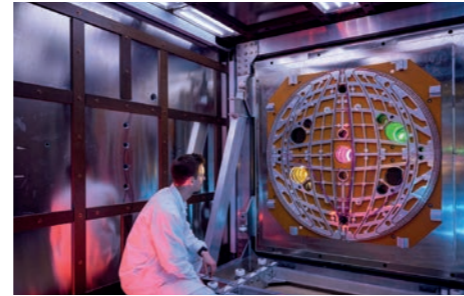
Le réacteur de l'ILL.



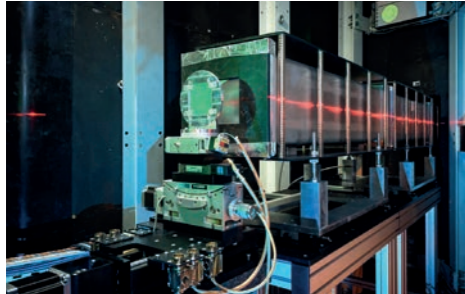
SuperADAM



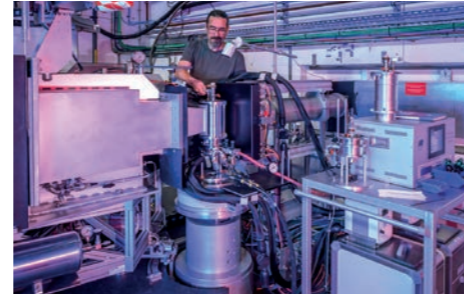
DALI



PanEDM



MoTo



D16

Photos : L. Thion

MODERNISATION DES INSTRUMENTS

Pour maintenir son leadership mondial, l'ILL a multiplié ses capacités d'innovation et d'ingénierie en construisant de nouveaux instruments toujours plus performants. Dans la continuité du programme Millennium, le programme Endurance (2016 – 2024) a permis la mise à niveau, la modernisation ou le renouvellement complet de plus de 30 instruments et projets d'infrastructure, dont la grande majorité est déjà disponible pour les utilisateurs.

Grâce aux programmes Millennium et Endurance menés au cours des deux dernières décennies, l'ILL dispose d'un ensemble d'instruments de classe mondiale, entièrement modernisé, et prêt à servir les utilisateurs pour la décennie à venir. Suite à ces investissements,

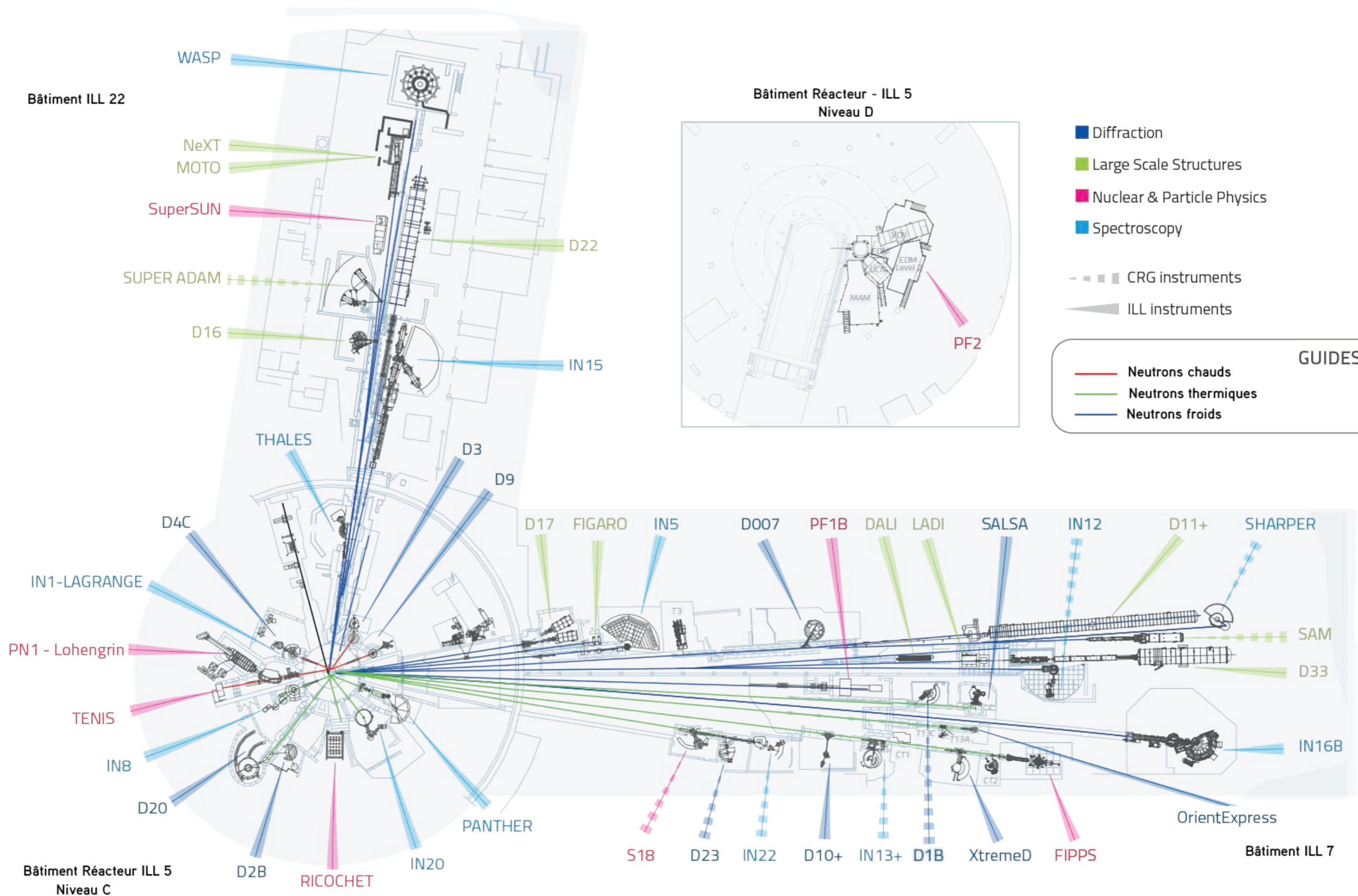
la performance moyenne de notre parc instrumental est aujourd'hui 300 fois supérieure à ce qu'elle était au tournant du millénaire, il y a 25 ans.

Bien que le programme Endurance soit désormais terminé, nous continuons à investir dans la modernisation de nos instruments à travers une série de mises à jour post-Endurance, tirant notamment parti des technologies développées en interne, telles que les détecteurs et les optiques neutroniques. Ce programme de nouveaux projets, de recherche et développement permettra aux instruments de l'ILL de rester la référence mondiale en matière de technologies neutroniques.



Vue de profil d'une cassette unité de Marmot, mettant en évidence l'alignement quasi parfait de 43 ensembles, chacun constitué de deux lames de Si(111) courbées plastiquement (longueur totale : 50 cm).

Plus de quarante instruments permettent 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.



EXEMPLES DE BELLES RÉUSSITES SCIENTIFIQUES EN 2025

OBSERVATIONS EXOTIQUES À L'ILL

Dans la vie quotidienne, nous rencontrons généralement l'eau sous l'un de ses trois états familiers : solide, liquide ou gazeux. Mais il existe en réalité beaucoup plus de phases. Certaines – dont l'existence est prédite à haute température et haute pression – sont si étranges qu'on les qualifie d'exotiques. Les spectromètres de neutrons et les environnements expérimentaux de l'Institut Laue-Langevin (ILL) ont permis la première observation expérimentale de l'une de ces phases : la glace plastique VII. Les résultats viennent d'être publiés dans la revue Nature.

L'existence de la glace plastique VII avait été initialement prédite il y a plus de 15 ans par des simulations de dynamique moléculaire (DM). « Les phases plastiques sont des états hybrides qui mélangent les propriétés des solides et des liquides », explique Livia Eleonora Bove, directrice de recherche au CNRS, professeure associée à l'Université La Sapienza de Rome et scientifique associée à l'EPFL. « Dans la glace plastique, les molécules d'eau forment un réseau cubique rigide, comme dans la glace VII, mais présentent un mouvement de rotation de l'ordre de quelques picosecondes qui rappelle celui de l'eau liquide. »

Pour étudier ces mouvements moléculaires rapides, la diffusion quasi-élastique de neutrons (DQEN) est un outil puissant. « La capacité de la DQEN à sonder à la fois les dynamiques translationnelle et rotationnelle est un avantage unique pour l'exploration de ces transitions de phases exotiques », explique Maria Rescigno, doctorante à l'Université Sapienza et première auteure de l'étude. La DQEN a permis d'identifier trois phases distinctes : l'eau liquide, où les deux composantes sont présentes ;

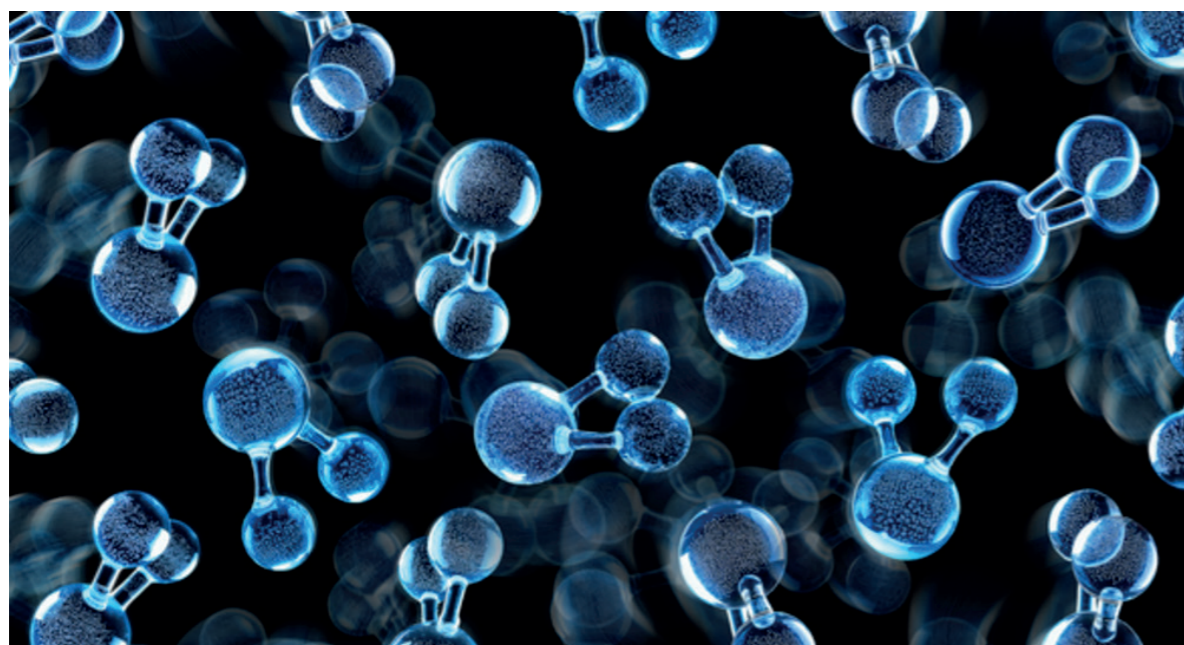
la glace solide, où elles sont toutes deux figées ; et la glace plastique intermédiaire, où les molécules ont perdu la capacité de se translater mais conservent celle de tourner.

Les expériences ont été réalisées à l'aide des spectromètres IN5 et IN6-SHARP de l'ILL, à des températures de 450 à 600 K et des pressions allant jusqu'à 6 GPa – soit environ 60 000 fois la pression atmosphérique. Ces conditions exigeantes ont été rendues possibles grâce aux avancées technologiques développées en collaboration entre Livia Bove, Stefan Klotz et Michael Marek Koza. « Le succès de cette étude repose sur l'infrastructure unique construite au fil des ans à l'ILL », souligne Marek Koza.

L'analyse des données a révélé que la dynamique de la glace plastique VII est plus complexe que prévu : un modèle de rotation quadruple, typique des cristaux plastiques à sauts de rotor, a été identifié comme le mécanisme le plus probable, en lieu et place du comportement de rotor libre initialement attendu.

Des investigations complémentaires ont exploré la nature de la transition de phase entre glace VII et glace plastique VII. « Cette transition pourrait être le précurseur de la phase superionique – une autre phase exotique où l'hydrogène diffuse librement à travers la structure cristalline de l'oxygène », précise Livia Bove. Ces deux phases présentent un grand intérêt en planétologie, avec des implications pour la compréhension de lunes glacées comme Ganymède et Callisto, et de planètes comme Uranus et Neptune. D'autres phases exotiques restent sans doute encore à découvrir.

Instruments ILL : IN5, IN6-SHARP, D20
Contact ILL : M.M. Koza



Article original : Exotic observations at the ILL

DES NEUTRONS POUR LA TRANSITION ÉNERGÉTIQUE

L'élimination du CO₂ des flux gazeux riches en méthane (CH₄) est un élément clé dans la purification du biogaz, une alternative au gaz naturel fossile essentielle pour la transition énergétique. Une étude récemment publiée démontre que l'incorporation de Réseaux Métal-Organiques (MOF) garnis d'acides aminés dans une membrane polymère améliore significativement les performances de séparation CO₂/CH₄. Des mesures par diffusion de neutrons, réalisées sur l'instrument IN1/Lagrange de l'ILL, ont été cruciales pour en révéler les mécanismes. Les MOFs ont par ailleurs été récemment mis en lumière par le Prix Nobel de Chimie 2025.

Le gaz naturel fossile est aujourd'hui l'un des vecteurs énergétiques les plus utilisés. Le biogaz constitue une alternative non fossile obtenue par valorisation de déchets. Ces deux sources contiennent généralement un pourcentage important de CO₂, dont l'élimination est essentielle pour améliorer leur qualité et leur densité énergétique – notamment avant injection dans les réseaux de distribution. Il existe aujourd'hui diverses technologies industrielles pour la séparation CO₂/CH₄, allant de la cryogénie aux membranes. Parmi celles-ci, les Membranes à Matrice Mixte (MMM) se rapprochent de plus en plus de l'application pratique.

Les MMMs combinent deux types de matrices pour en conserver le meilleur : des polymères, mécaniquement résistants et peu coûteux, et des matériaux microporeux comme les MOFs, qui présentent une sélectivité remarquable. Les MOFs sont des matériaux poreux composés d'atomes métalliques liés par des ligands organiques, formant des cristaux aux grandes cavités. En variant leurs blocs de

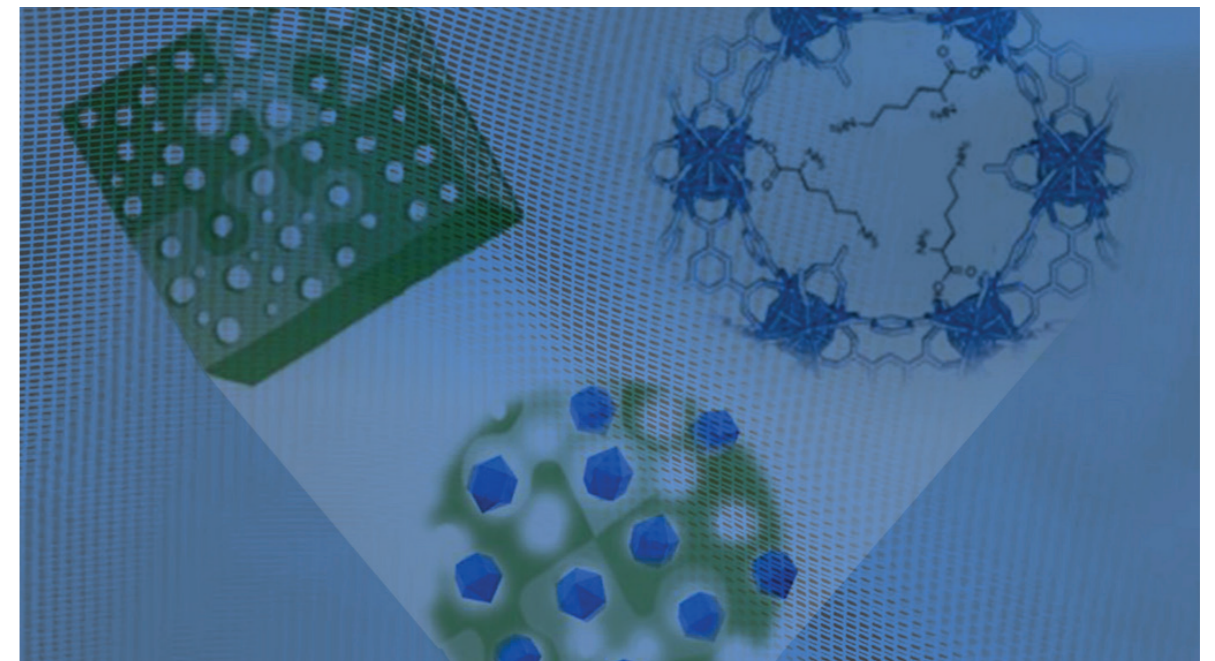
construction, les chimistes peuvent moduler précisément la taille des pores et les interactions sélectives avec des molécules gazeuses telles que le CO₂ et le CH₄. Dans les MMMs, des nanoparticules de MOF dispersées dans des films polymères améliorent les performances de séparation, notamment en augmentant la sélectivité.

L'étude démontre que l'incorporation d'un MOF-808 fonctionnalisé avec des acides aminés au sein d'une membrane polymère PIM-1 augmente à la fois la perméabilité au CO₂ et la sélectivité CO₂/CH₄. « Les mesures de séparation des gaz ont révélé une augmentation notable à la fois de la perméabilité au CO₂ et de la sélectivité CO₂/CH₄ », explique Dalia Refaat, première auteure de l'étude.

La question fondamentale – pourquoi ? – a été élucidée grâce à la diffusion inélastique de neutrons (INS), combinée à la modélisation DFT, sur le spectromètre IN1-Lagrange de l'ILL. « L'INS est idéale pour étudier de tels systèmes : les neutrons peuvent "voir" les atomes d'hydrogène individuels et détecter tous leurs modes de vibration moléculaire », explique Monica Jimenez-Ruiz, scientifique à l'ILL. L'INS a permis d'élucider les modes de liaison de l'acide aminé au MOF et de dévoiler les sites d'adsorption du CO₂ et du CH₄. Les calculs DFT ont confirmé que l'énergie d'interaction du CO₂ avec les groupes aminés est environ trois fois supérieure à celle du CH₄.

« La combinaison de l'INS et de la DFT fournit une relation claire entre structure et performance », concluent les auteurs principaux. « Elle démontre que la fonctionnalisation par acides aminés du MOF-808 offre une approche polyvalente pour développer des MMMs stables et performantes pour la séparation CO₂/CH₄. »

Instrument ILL : IN1/Lagrange
Contact ILL : M. Jimenez-Ruiz



Article original : Neutrons for the energy transition

3 DISPOSITIONS PRISES EN MATIÈRE DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE ET DE RADIOPROTECTION



Evaporateurs Beta.

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, ainsi que les équipes support du programme expérimental,
- La Division Projets Techniques (DPT) qui conçoit et assure la maintenance des outils expérimentaux : guides neutrons, monochromateurs, spectromètres, diffractomètres et détecteurs,
- 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 et de Radioprotection (ASNR), 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 adapter aux besoins évolutifs de la recherche est soumise à autorisation de l'ASNR 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'ASNR. 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'ELPS (Equipe Locale de Première Secours) 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.

L'organisation de l'ILL relative à la protection des intérêts et des travailleurs s'appuie également sur trois services directement rattachés à la direction de l'institut et présentés dans les trois paragraphes suivants.

La Cellule Qualité Sûreté Risques (CQSR), rattachée directement au Directeur de l'ILL, est chargée du suivi, de l'amélioration et de la surveillance du système de management intégré, qui permet de garantir 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 du management du risque de l'entreprise et assure également des missions de prévention de la fraude et de corruption.

Le Service Radioprotection Sécurité et Environnement (SRSE) est chargé d'assurer la protection contre les rayonnements ionisants du personnel de l'ILL ainsi que la sécurité du travail. 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

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

ANOMALIES (HORS ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS)

Après le démarrage du réacteur en mai 2025, des mesures de vérification du débit de dose ont été réalisées à la suite aux travaux de renforcement au séisme des casemates H1-H2. Ces mesures ont montré que, pour quelques zones, le débit de dose était plus élevé qu'attendu. Des protections radiologiques complémentaires ont été mises en place.

OPÉRATIONS D'EXPLOITATION

- Pas d'évacuation d'éléments combustibles en 2025,
- Remplacement du doigt de gant H13.

TRAVAUX

- Mise en service du système sprinkler à eau du niveau C,
- Finalisation des travaux pour le renforcement du pont polaire du niveau D,
- Renforcement sismique du canal 2 dans lequel sont entreposés les éléments combustibles utilisés,
- Mise en place et essai du circuit de pré-assainissement d'ILL6/ILL35 et de recombinaison des sources froides,
- Finalisation des travaux de renforcement au séisme des casemates H1-H2,
- Finalisation du renforcement sismique des tuyauteries de descenderie des sources froides au niveau de la prise d'air frais,
- Remplacement de la station de surveillance de l'environnement Chorier.
- Début de renforcement des supports de la PUC (dispositif d'entreposage du combustible).
- Début de renforcement et rénovation du pont niveau C.
- Début de renforcement de la casemate H5.
- Remplacement de l'échangeur B27.

SYSTÈME DE MANAGEMENT INTÉGRÉ

Conformément à la réglementation, en 2025, la Direction a reconduit sa Politique en Matière de Protection des Intérêts (PMPI) pour 2025-2029.

Après huit années de fonctionnement, le SMI (Système de Management Intégré) est mature et en amélioration permanente. Ainsi, en 2025, le système a encore été adapté afin de le rendre encore plus fluide et plus opérationnel et afin de prendre en compte les modifications de réglementation.

AUDITS INTERNES ET EXTERNES

Conformément au SMI, un planning annuel d'audits internes et externes pour l'année est défini.

En 2025, quatre audits ont été effectués dont deux internes :

- Audit du processus « Exploitation des dispositifs intégrés »,
- Audit du processus « Mise en exploitation d'un instrument »,

et deux externes :

- Audit de CIC Orio : réalisation de supports sismiques pour les tuyauteries cheminant au fond du canal de transfert,
- Audit de ACS - Atelier de chaudronnerie de Sassenage : réalisation de supports sismiques pour les hottes de manutention dans le canal de transfert.

Dix vérifications par sondage internes ont également été réalisées.

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 ces processus encore plus robustes.

INSPECTIONS DE L'ASNR

Tableau récapitulatif des inspections de l'année 2025 :

Date	Thème de l'inspection
30/01/2025	Respect des engagements
04/03/2025	Contrôles et essais périodiques
22/05/2025	Vérification des travaux neufs
03/07/2025	Incendie
23/09/2025	Agressions externes
15/10/2025	Transport de substances radioactives
28/10/2025	Organisation et moyens de crise
04/11/2025	Rejets environnement
18/12/2025	Traitement de l'inventaire en tritium

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 2025, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

Colis expédiés

Numéro UNO	Désignation officielle de transport	Matière transportée	Emballage	Nombre de colis	Nombre de transports
UN 2908	Matières radioactives, emballages vides comme colis exceptés	Emballage vide	IP-3 fissile et type B	7	5
UN 2910	Matières radioactives, quantités limitées en colis excepté	Lingé contaminé, Sources, déchets solides, échantillons	Colis excepté	24	17
UN 2915	Matières radioactives en colis de type A, qui ne sont pas sous forme spéciale, non fissiles	Echantillons, Sources	Type A	32	29
UN 2912	Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA-I)	Echantillons	IP-2	2	2
UN 2913	Matières radioactives, objets contaminés superficiellement (SCO-I)	Matériels en conteneur	IP-2	1	1
UN 2916	Matières radioactives en colis de type B (U), non fissiles	Sources	Type B	39	39

Colis réceptionnées

Numéro UNO	Désignation officielle de transport	Matière transportée	Emballage	Nombre de colis	Nombre de transports
UN 3325	Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA-III), fissiles	Élément combustible neuf	Type IP-3 fissile	4	4
UN 2908	Matières radioactives, emballages vides comme colis exceptés	Emballage vide	Type A et type B	59	29
UN 2910	Matières radioactives, quantités limitées en colis excepté	Lingé contaminé, Sources, échantillons	Colis excepté	40	29
UN 2912	Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA-I)	Échantillons	Type IP-1 et IP-2	2	2
UN 3321	Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA-II) non fissiles ou fissiles exceptées	Échantillons	Type IP-2	4	1
UN 2915	Matières radioactives en colis de type A, qui ne sont pas sous forme spéciale, non fissiles	Échantillons et sources	Type A	9	5

EXERCICES DE PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE

De nombreux exercices, réalisés sous divers formats, ont été réalisés en 2025 :

- Les exercices réalisés lors du recyclage des équipes Locales de Premier Secours (ELPS),
- 2 exercices simulant un incendie dont 1 amenant à déclencher le PUI avec la participation du SDIS.

PERSPECTIVES POUR L'ANNÉE 2026

Pour 2026, après trois cycles de fonctionnement du réacteur, on entamera un nouvel arrêt d'hiver jusqu'en 2027 afin de permettre la mise en œuvre d'engagements pris par l'ILL à l'issue du réexamen périodique avec entre autre :

- Fin de la rénovation et du renforcement du pont niveau C,
- Poursuite de la mise en place des supports de la ponte d'urgence du combustible,
- Renforcement de la casemate H5 du côté ILL22,
- Rénovation de la partie à terre de la source Froide Horizontale,
- Poursuite des travaux principaux de la protection physique.

Par ailleurs l'ILL considère qu'il est important de maintenir la robustesse de son Système de Management Intégré (culture de conformité, suivi des engagements, adaptation des ressources au besoin).

3.3 DISPOSITIONS TECHNIQUES EN MATIÈRE DE RADIOPROTECTION

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.

La réponse au premier principe n'est autre que la raison d'être de l'ILL : 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 POUR 2025

Les actions suivantes ont été poursuivies en 2025 :

- Recyclage radioprotection : 130 personnes ont été recyclées (dont 12 LTV)
- Formation nouveaux arrivants : 123 personnes formées (dont 16 LTV)
- Examen du pôle de compétence en radioprotection en vue d'optimisation notamment sur le chantier de remplacement du doigt de gant H13 et l'échangeur B27 (démarche ALARA).
- Avis du pôle de compétence 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.

La dosimétrie opérationnelle du personnel pour l'année 2025 s'élève à 86,2 H.mSv (ILL, expérimentateurs extérieurs, entreprises intervenantes). Le tableau suivant montre la répartition par catégorie de personnel sur l'année 2025 :

Année	Dose collective agents ILL	Dose max agents ILL	Nb agents ILL	Dose collective expérimentateurs	Dose max Expérimentateurs	Nb expérimentateur	Dose collective entreprises extérieures	Dose max entreprises extérieures	Nb agent entreprises extérieures
2024	51.7	1.1	506	13.7	0.27	1360	9.88	0.51	397
2023	54.2	0.86	514	15.6	0.34	1560	5.20	0.23	243
2022	54.4	2.52	517	1.9	0.2	117	10.4	0.43	386
2025	58.7	1.9	533	17.6	0.3	1652	9.9	0.4	398

En 2025, 3 personnes à l'ILL ont reçu une dose sur l'année 2025 supérieure à 1 mSv. Ces personnes de 3 groupes opérationnels différents étaient engagées sur les travaux de maintenance du réacteur.

4 ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS EN MATIÈRE DE SÛRETÉ ET DE RADIOPROTECTION

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'ASNR 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'ASNR, 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'ASNR 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 contre-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			

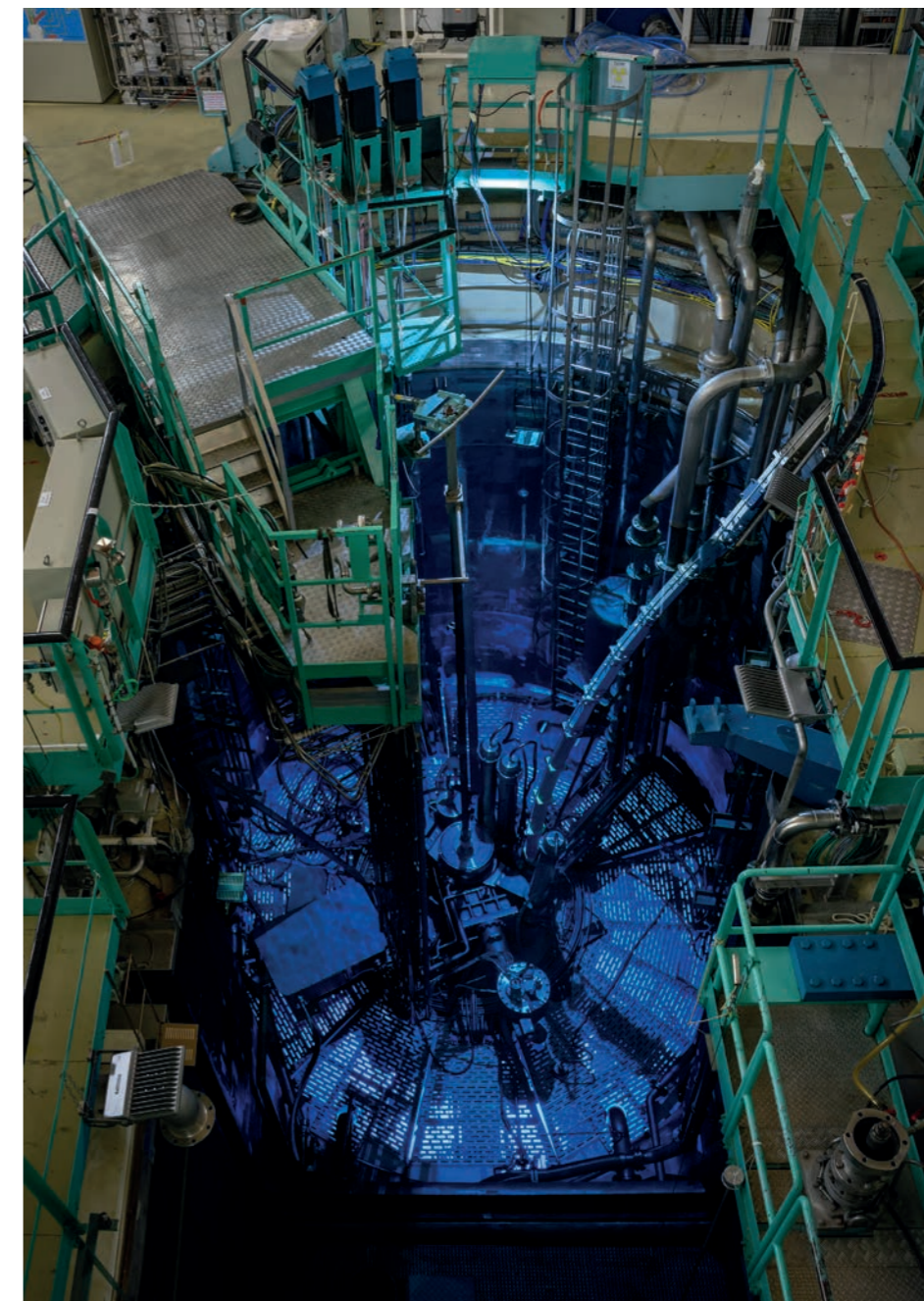
Tableau échelle INES.

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.

4.1 BILAN 2025

En 2025, 5 événements sont survenus et ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (4 au niveau 0 et 1 au niveau 1 sur l'échelle INES) :

15/01/2025	Fuite de tritium à la détritiation
26/08/2025	Arrêt réacteur à la suite du mauvais refroidissement du circuit hélium des sources froides
22/10/2025	Perte de la surveillance radiologique tritium des locaux process et recompression de la détritiation
03/09/2025	Dégradation de la fonction de conditionnement d'air du PCS3
17/11/2025	Découverte de blocs de bétons activés provenant d'une zone à déchets conventionnels



5 RÉSULTATS DES MESURES DES REJETS LIQUIDES ET GAZEUX

Les rejets liquides et gazeux de l'ILL sont régis par l'arrêté du 21 juillet 2025, il a remplacé l'arrêté du 07 août 2007, suite à l'étude d'impact de 2022 (voir §5.4). Les limites indiquées dans ce rapport sont calculées à partir des limites des 2 arrêtés ci-dessus sur la base du prorata temporis. L'arrêté du 21 juillet 2025 étant applicable au 1^{er} août 2025.



SuperSUN

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 2025 exprimés en Tera-Becquerel (TBq).

EFFLUENTS GAZEUX	REJETS 2025	LIMITE ANNUELLE (limite prorata temporis)
Gaz rares (TBq)	0,78	7,9
Tritium (TBq)	10	62,5
Carbone 14 (TBq)	0,28	2
Iodes (TBq)	5,7E-6	6,2E-4
Aérosols (TBq)	1,5E-7	6,25E-5

Le principal gaz rare radioactif émis est l'argon 41 (⁴¹Ar) 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 (¹⁴C), dont la période radioactive est de 5730 ans, provient principalement de l'activation par les neutrons de l'oxygène 17 (¹⁷O).

L'iode 131 (¹³¹I), 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 recherché dans les aérosols est le cobalt 60 (⁶⁰Co). Il est mesuré en général en dessous de la limite de détection.

Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations.

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 les arrêtés du 3 août 2007 et du 21 juillet 2025. 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 2025, pour un volume rejeté de 309 m³ :

EFFLUENTS LIQUIDES	REJETS 2025	LIMITE ANNUELLE (limite prorata temporis)
Tritium (TBq)	8,7-2	1
Carbone 14 (TBq)	3,8E-5	1,5E-3
Iodes (TBq)	1,4E-7	6,25E-5
Emetteurs beta/gamma (TBq)	1,8E-5	1E-3

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 du 21 juillet 2025 donne des limites en concentration maximale de paramètres chimiques, en pH et température.

Le tableau suivant compare ces limites aux concentrations maximales mesurées en 2025, par rapport à l'arrêté du 21 juillet 2025.

PARAMÈTRE MESURÉ	CONCENTRATION MAXIMALE MESURÉE 2025 en mg/l	CONCENTRATION MAXIMALE AUTORISÉE Arrêté du 21 juillet 2025
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	1,9	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	13	125
MEST (Matières en suspension totales)	11	35
Hydrocarbures totaux	0,14	10

Un suivi du pH et de la température est également réalisé en continu, pour vérifier que le pH soit compris entre 6 et 8,5 et que la température soit inférieure à 30°C. L'absence de radioactivité est également contrôlée.

5.4 IMPACT DES REJETS SUR L'ENVIRONNEMENT

En 2022, 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.

En juillet 2025, deux nouvelles décisions encadrant les prélèvements et les rejets de l'ILL ont été publiées par l'ASNR. Les nouvelles limites de rejets et de prélèvements sont entrées en application dès août 2025. Il s'agit de l'arrêté et de la décision ci-dessous :

- Arrêté du 21 juillet 2025 homologuant la Décision ASNR n° 2025-DC-014 qui fixe les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents de l'INB 67 de l'installation nucléaire de base n° 67, dénommée Réacteur à haut flux, située à Grenoble (département de l'Isère).
- Décision ASNR n° 2025-DC-015 qui fixe les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejets d'effluents et de surveillance de l'environnement de l'installation nucléaire de base n° 67, dénommée Réacteur à haut flux, située à Grenoble (département de l'Isère) de l'INB 67.

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 des calculs issus du modèle de l'étude d'impact radiologiques (CERES) ; les doses efficaces sont en micro (μ) Sievert (soit 1 millionième de sievert).

2025	ADULTE (μ SV/AN)	ENFANT (μ SV/AN)	BÉBÉ (μ SV/an)
Impact rejets gazeux	0,27	0,25	0,31
Impact rejets liquides	0,00102	0,00096	0,00155

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.

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 2025

Nucléaire diffus (déchets de laboratoire) vers ANDRA CIRES

6 fûts PEHD 120 l

6.2 QUANTITÉ DE DÉCHETS PRÉSENTS DANS L'INSTALLATION EN FIN D'ANNÉE 2025

Nature des déchets	Classification des déchets	Radio-éléments	Déchets conditionnés		Déchets en attente de conditionnement	
			Volume	Activité	Volume	Activité
Déchets tritiés						
Déchets liquides** Huile/solvant	HA / MA-VC	³ H	/	/	0,191 m ³	5,39 TBq
Déchets solides	FMA-VC	³ H	/	/	0,5 m ³	100 TBq
REI						
REI	FMA-VC	PA, ³ H	/	/	3,05 m ³	1,95 TBq
Déchets d'exploitation						
Déchets solides en caisiers, caissons, fûts, pièces urinaires	TFA	PA	35,70 m ³	226 MBq	174,50 m ³	1,26 GBq
Blocs béton	TFA	PA	/	/	196,10 m ³	1,18 GBq
Déchets solides en Caisson Standard	FA-VC	PA, ³ H, α	20 m ³	46,20 GBq	21,75 m ³ (36,25 m ³ *)	85,90 GBq
Déchets solides en caisson Pré Bétonné	MA-VC	PA, ³ H, α	5 m ³	41,30 GBq ⁽¹⁾	4 m ³ (100 m ³ *)	28,3 TBq
Déchets solides en Poubelle de Décroissance	HA	PA, ³ H, α	/	/	1,06 m ³	1850 TBq
Déchets solides incinérables en fûts PEHD	FA-VC	PA, ³ H	27,2 m ³	35,82 GBq	5 m ³	6,45 GBq
Déchets liquides	FMA-VC	PA, ³ H, α	0,67 m ³	2 MBq	1,22 m ³	66,10 GBq
Déchets de laboratoires	FA-VC	³ H, ¹⁴ C, ³² P	0,27 m ³	0,68 MBq	0,066 m ³	0,53 MBq

** : DL H-3 : 65L de D₂O à 37 GBq/l & 6L huile à 0,2 GBq/l (comptage 2024=2,405TBq) + 120L (D₂O + scintillant+huile) à 2,99 TBq

* : volume du colis fini en entreposage

(1) : activité du caisson " historique " 0631411 actualisée à 2025 dans le cadre de la demande conseil ANDRA de 2025.



AIEA : L'Agence Internationale de l'Énergie 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.

ARPE : Arrêté du 21 juillet 2025 homologuant la Décision ASNR n° 2025-DC-014 qui fixe les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents de l'INB 67 de l'installation nucléaire de base n° 67, dénommée Réacteur à haut flux, située à Grenoble (département de l'Isère).

Décision ASNR n° 20525-DC-015 qui fixe les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejets d'effluents et de surveillance de l'environnement de l'installation nucléaire de base n° 67, dénommée Réacteur à haut flux, située à Grenoble (département de l'Isère) de l'INB 67.

ASNR : Autorité de sûreté Nucléaire et de Radioprotection. 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 ») et la loi n° 2024-450 du 21 mai 2024 relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour répondre au défi de la relance de la filière nucléaire - 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.asnr.fr).

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

EPI : Equipe de Première Intervention.

ELPS (ex EPI) : Equipe Locale de Premier Secours

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 décru 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.

SFH : Source froide horizontale.

SFV : Source froide verticale.

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).

TGV : Tube Guide Vertical.

TRD : Tampon de rejet différé.

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.

8 RECOMMANDATIONS DU CSE DE L'ILL



Comité Social et Economique
INSTITUT MAX VON LAUE - PAUL LANGEVIN
CS 20156
38042 Grenoble Cedex 9
Tel.: 04 76 20 72 96

PhD/sr

Avis du CSE de l'ILL

Objet :

Rapport « Transparence et Sécurité Nucléaire » (TSN) 2026 – Avis du CSE ILL

Lors de la séance du 25 juin 2026, le CSE a validé le rapport TSN à la majorité de ses membres présents.

Grenoble, le 25 juin 2026

Ph. DECARPENTRIE

Secrétaire du CSE ILL