
Rapport transparence
et sécurité nucléaire
2009

Réacteur Haut Flux – Institut Laue Langevin



NEUTRONS
FOR SCIENCE®

Rapport annuel Réacteur Haut Flux –
Institut Laue Langevin

SOMMAIRE

Introduction.....	4
Présentation de l'Institut et du Réacteur Haut Flux.....	4
Le réacteur	4
L'utilisation des neutrons par les scientifiques.....	6
Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.....	8
Dispositions générales d'organisation.....	8
Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	9
Généralités.....	9
Faits marquants en matière de sûreté.....	11
Contrôles internes et externes.....	12
Bilan des transports de matières radioactives	12
Exercices de préparation aux situations d'urgence	12
Perspectives pour l'année 2010.....	12
Dispositions techniques en matière de radioprotection	13
Généralités.....	13
Faits marquants de l'année 2009	14
Dosimétrie du personnel : résultats.....	15
Evénements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	16
Généralités.....	16
Bilan 2009	17
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux.....	19
Les rejets gazeux	19
Les rejets liquides.....	22
Les rejets non radioactifs.....	24
Impact des rejets sur l'environnement.....	25
Impact des rejets gazeux	25
Impact des rejets liquides.....	25

Gestion des déchets radioactifs.....	26
Quantité de déchets évacués en 2009	26
Déchets de laboratoire.....	26
Déchets TFA.....	26
Déchets FA/MA/HA	26
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2008	27
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2009.....	28
Glossaire.....	29
Avis du CHSCT.....	29

Introduction

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

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

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

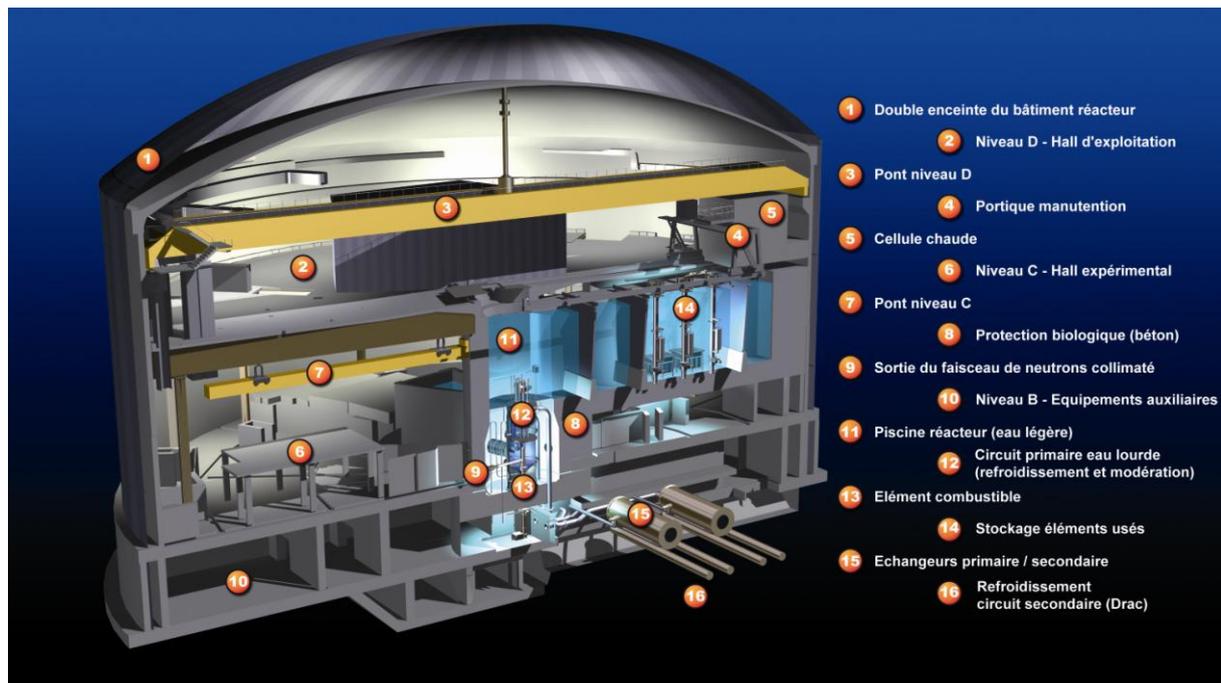
Présentation de l'Institut et du Réacteur Haut Flux

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

L'Institut Laue Langevin est géré par trois pays associés, la France (CEA et CNRS), l'Allemagne et le Royaume Uni. Dix partenaires scientifiques participent également à son financement. Son budget pour 2009 était de 82 M€. 475 personnes de 24 nationalités différentes travaillent à l'ILL.

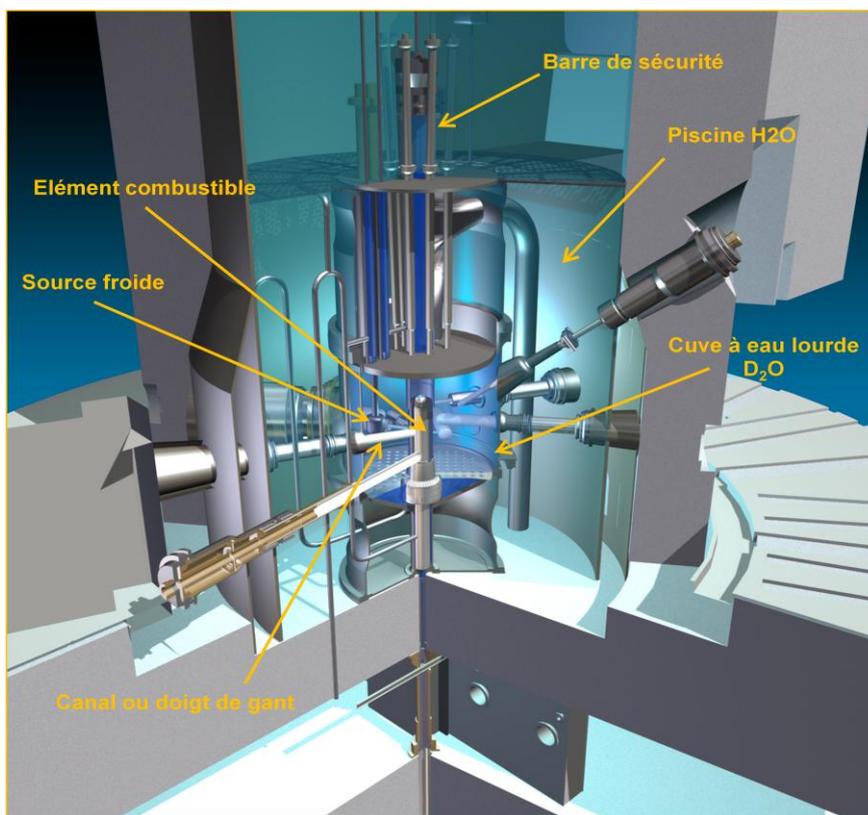
Le réacteur

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



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

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

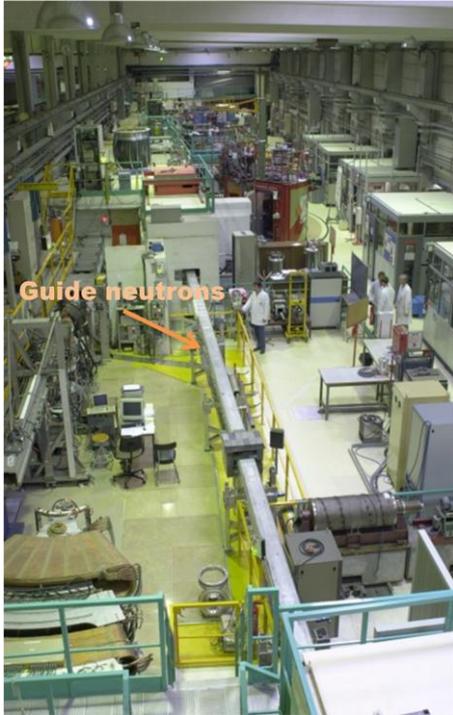


En 2009, le réacteur a effectué quatre cycles de 50 jours avec un taux de disponibilité moyen supérieur à 99 % pour les scientifiques. L'arrêt d'été d'une durée d'un mois a été mis à profit pour assurer la maintenance du réacteur. L'arrêt d'hiver est prévu pour durer jusqu'en Juin 2010 et comporte des travaux importants comme le changement de la grille de tranquillisation située sous l'élément combustible, ainsi que la mise en place d'un circuit de rejet différé pour les effluents gazeux du réacteur.

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 collimateurs) ; les neutrons sont diffusés par l'échantillon ; la détection et la mesure des neutrons diffusés leur fournit, après traitement, des informations sur les caractéristiques physiques de leur échantillon. L'objectif essentiel est d'approfondir les connaissances sur la matière, quel que soit son état, afin de développer les matériaux et les médicaments du futur. Les applications sont par exemple :

- l'élaboration de matériaux multicouches pour le stockage d'information,
- l'étude de protéines antigèle et de leur fonctionnement,
- le contrôle qualité de pales de moteurs dans l'aéronautique,
- des tests des composants des gélules médicales....

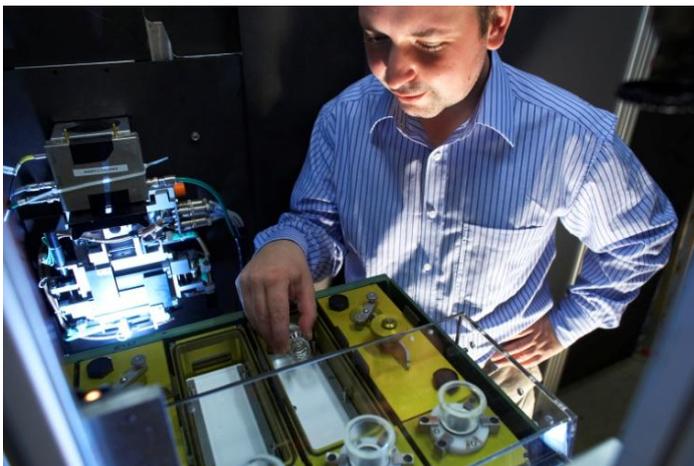


Hall d'expériences



Une aire expérimentale

En 2009, le premier réflectomètre horizontal a été mis en service ; il s'agit de l'instrument FIGARO dédié à l'étude des interfaces liquides pour la chimie, la physique et la biologie. Il a déjà donné lieu à de nombreux travaux dans le domaine de l'environnement (liaisons entre l'air et les particules polluantes), ou de la santé (liaisons de surface des protéines, avec de nombreuses applications médicamenteuses ou alimentaires).



Instrument FIGARO

Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection

L'une des spécificités des installations nucléaires est de présenter des risques potentiels liés à la mise en œuvre de substances radioactives émettant des **rayonnements ionisants**. Dans le cas du Réacteur Haut Flux, il s'agit essentiellement des **produits de fission radioactifs** produits dans le cœur du réacteur par la réaction de fission et **des produits d'activation** résultant de l'action des neutrons (issus de la fission) sur les matériaux constituant les structures proches du cœur. En cas d'accident, ces substances radioactives, si elles étaient relâchées dans les bâtiments de l'installation et dans l'environnement, pourraient entraîner des expositions significatives des travailleurs et des personnes du public, ainsi que des contaminations de l'environnement. C'est pourquoi, à l'ILL, comme dans toute installation nucléaire, des dispositions techniques et organisationnelles sont mises en œuvre pour réduire les risques à un niveau jugé acceptable. Ceci constitue le domaine de la sûreté nucléaire, qui recouvre les dispositions destinées à :

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

Dispositions générales d'organisation

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

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

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

La conduite du réacteur est assurée par 6 équipes de quart composées chacune de 5 agents et travaillant en 2x 12h.

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

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

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

Le Service Radioprotection Sécurité et Environnement (SRSE) rattaché à la direction de l'institut est chargé d'assurer la protection contre les rayonnements ionisants du personnel de l'ILL ainsi que la sécurité du travail ; en outre, le responsable de ce service assure également la fonction de conseiller à la sécurité des transports de matières radioactives, *conformément à la réglementation des transports de matières radioactives*. L'activité de surveillance de l'environnement auparavant assurée par le CEA Grenoble pour le compte de l'ILL a été transférée au SRSE en fin d'année 2009.

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

Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire

Généralités

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

- Le premier niveau comprend un ensemble de dispositions visant à réduire le risque de sortie du domaine de fonctionnement normal ; il s'agit : de dispositions de conception prenant en compte des marges de sécurité, de mise en œuvre de programmes de maintenance préventive, de l'établissement de procédures particulières pour les opérations réalisées par les opérateurs.

- Le deuxième niveau vise à maîtriser les écarts par rapport au fonctionnement normal, avant que ceux-ci ne puissent conduire à un accident : cela peut concerner non seulement la mise en place de système d'arrêt d'urgence, mais aussi la réalisation de contrôles périodiques de bon fonctionnement...
- Le troisième niveau vise à mettre en place des systèmes de sauvegarde ou des dispositions permettant de limiter les conséquences des accidents en postulant la défaillance des premier et second niveaux.

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

- L'élément a été conçu et est fabriqué pour que la gaine entourant le combustible nucléaire et donc les produits de fissions qui s'y accumulent au cours du cycle de fonctionnement de 50 jours soit une barrière étanche dans les conditions normales de fonctionnement. Le circuit primaire, lui, a été dimensionné pour assurer l'évacuation de la puissance thermique dégagée par la fission et maintenir l'élément en dessous de sa température de fusion : cela constitue l'un des éléments du premier niveau
- La pression de l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par trois capteurs redondants : Une pression trop basse peut être le signe, soit d'un arrêt des pompes assurant la circulation de l'eau, soit d'une fuite sur le circuit, événements qui peuvent avoir pour conséquence la perte du refroidissement de l'élément combustible et donc sa fusion. Ainsi, si deux des trois capteurs donnent une mesure inférieure à un certain seuil, l'arrêt immédiat du réacteur par chute des barres de sécurité est provoqué automatiquement afin de ne pas atteindre la température de fusion du cœur : cela constitue l'un des éléments du second niveau.
- Enfin, dans le cas d'un scénario où les systèmes du second niveau seraient inopérants entraînant la fusion de cœur avec relâchement des produits de fissions dans l'air du hall réacteur, le bâtiment réacteur est équipé d'une part, d'une double enceinte étanche afin de confiner les produits de fission radioactifs à l'intérieur du bâtiment réacteur, et d'autre part d'un circuit d'effluents gazeux permettant faire baisser la pression de l'air du hall réacteur (pression que peut éventuellement générer l'accident) en effectuant des rejets à la cheminée de 45 m du réacteur en les filtrant avec une très haute efficacité : cela constitue l'un des éléments du troisième niveau.

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

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

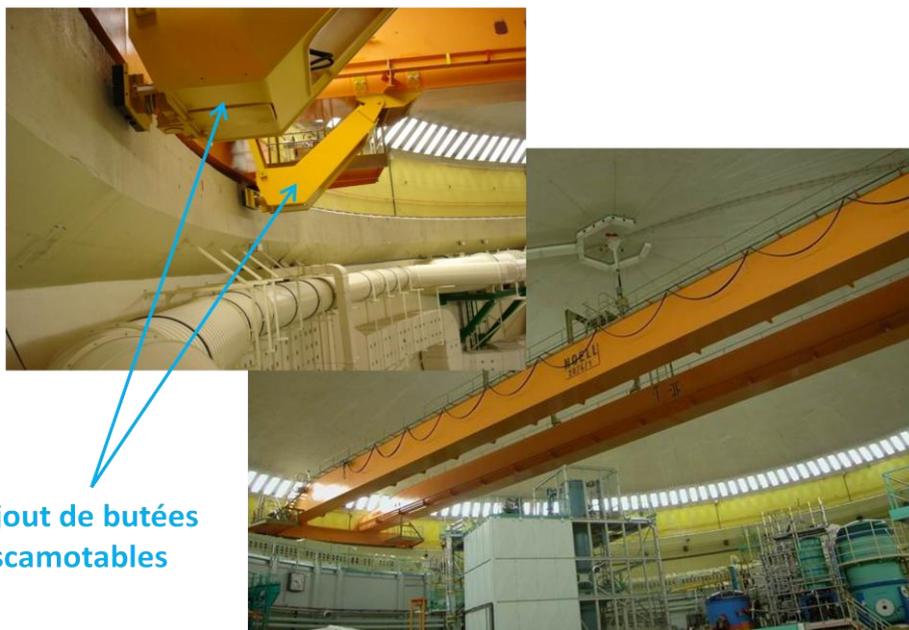
Ces documents étant établis, la sûreté en exploitation vise à s'assurer que l'installation est exploitée conformément aux règles établies, à mettre en place les procédures et consignes nécessaires, ainsi qu'à analyser toute nouvelle opération ou toute modification envisagée sous l'angle de la sûreté.

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

Faits marquants en matière de sûreté

Les deux déclarations de modifications effectuées auprès de l'ASN en 2008 ont été instruites au cours de l'année 2009 (l'instruction se poursuivant en 2010) :

- la première modification concerne la mise en place future de deux nouveaux systèmes de sauvegarde du réacteur en cas d'accident, un système de re-noyage du cœur et un circuit de dégonflage de l'enceinte du réacteur dimensionné au séisme. Dans cette déclaration de modification figure également le circuit Tampon de Rejet Différé, (imposé par l'arrêté rejet) qui permettra d'effectuer les rejets gazeux liés au fonctionnement du réacteur après caractérisation.
- la deuxième modification concerne le confortement sismique du pont de manutention du hall réacteur : quatre butées rétractables, actionnées par des vérins et venant prendre appui sur la face avant du corbeau lorsque le pont est à l'arrêt ont été mises en place fin 2009 (voir photo ci-dessous) . Leur mise en service sera effective à la réception de l'autorisation délivrée par l'ASN (l'autorisation a été reçue au premier semestre 2010 et les butées sont en service à ce jour).



**Ajout de butées
escamotables**

Contrôles internes et externes

En ce qui concerne les contrôles internes à l'ILL, l'accent est mis sur la présence et la disponibilité des acteurs de la sûreté et de la qualité auprès des opérateurs réalisant les opérations d'exploitation, de contrôle et de maintenance de l'installation. Ainsi, toutes les procédures d'exploitation sont vérifiées par le Responsable Assurance Qualité de la division réacteur ou l'Ingénieur de Sûreté. De plus, l'ILL réalise au moins 2 audits formalisés par an.

Pour ce qui concerne les contrôles externes, l'ILL a audité en 2009 la société REEL, chargée de la réalisation de la modification du pont polaire.

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 2009, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant : (ces transports ayant tous été effectués par route)

- 1 transports d'éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague
- 13 Transports d'échantillons (en particulier pour les expériences scientifiques)
- 4 transports d'emballages vides
- 4 transports de colis de déchets vers l'ANDRA
- 5 transports de linge contaminé

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- Un Exercice PUI d'est déroulé le 18 Juin 2009 ; il s'agissait d'un incendie dans l'un des bâtiments expérimentaux, avec présence d'une source radioactive ; les deux bâtiments expérimentaux ont été évacués et l'intervention de la Cellule Mobile d'Intervention Radiologique du SDIS 38 a été sollicitée. Cet exercice a permis de mettre en évidence la nécessité d'améliorer les fiches réflexe de certains acteurs de la crise. Une action concernant l'amélioration des communications radio a également été engagée.
- Un exercice interne a été réalisé le 22/06/2009 : il s'agissait du déclenchement d'une alarme « seuil activité gamma » dans le bâtiment réacteur, avec évacuation de la zone concernée et simulation du déclenchement du PUI ; cet exercice a été suivi d'une formation au Plan d'Urgence Interne. De même que l'exercice précédent, des évolutions de certaines fiches réflexe sont apparues nécessaires. Une mise à jour de la partie du Plan d'Urgence contenant ces fiches a donc été transmise à l'ASN en fin d'année 2009.

Perspectives pour l'année 2010

Les perspectives pour l'année 2010 sont multiples ; en effet un arrêt de longue durée (6 mois) est prévu afin d'effectuer des opérations de maintenance et de jouvence importantes :

- changement, pour la première fois, de la grille de tranquillisation située sous l'élément combustible (sa fonction est de « ralentir » le flux d'eau primaire après passage dans le cœur) ; cette opération délicate a été préparée tout au long de l'année 2009, car elle nécessite l'utilisation d'outillages spéciaux permettant la manutention sous eau à distance (7 mètres) ;
- mise en place du circuit Tampon de Rejet Différé ; ce circuit doit être opérationnel au redémarrage du réacteur en Juin 2010 ;
- changement des filtres situés à l'entrée du circuit secondaire et permettant de filtrer l'eau du DRAC ;
- montage d'un nouveau guide de neutrons, H112, sur le canal H1 ;
- Renforcement des protections biologiques des casemates des guides H1 et H2.

Dispositions techniques en matière de radioprotection

Généralités

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

- Le principe de justification : L'exposition aux rayonnements ionisants est justifiée lorsque le bénéfice qu'elle peut apporter est supérieur aux inconvénients de cette utilisation.
- Le principe de limitation : les expositions individuelles ne doivent pas dépasser les limites de dose réglementaires
- Le principe d'optimisation ou principe ALARA: les expositions individuelles et collectives doivent être maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites et ce, compte tenu de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociétaux.

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

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

- La responsabilisation des acteurs qui passe par la sensibilisation de la formation de ces derniers
- La prise en compte technique du risque radiologique dès la conception des nouvelles installations expérimentales: 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 aux 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 2009

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2009 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants et recyclage du personnel tous les trois ans,
- Examen systématique des interventions à risques radiologiques en vue d'une optimisation.

Dans le processus systématique d'optimisation des postes de travail, on peut citer la réalisation de plusieurs actions relatives aux dispositifs expérimentaux et aux locaux techniques :

- instruments GAMS 4 et GAMS 5 : renforcement de la protection biologique de leur obturateur de faisceau,
- instrument IN5 : renforcement de la protection biologique du chopper n°1,
- instrument D16B : renforcement de la protection biologique de l'obturateur de faisceau,
- instrument SALSA : complément de protection neutronique installé dans la casemate monochromateur,
- local B22 bis : complément de protection neutronique installé au plafond,

Dosimétrie du personnel : résultats

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

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

	ILL	EMBL	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	445	34	1666	353	2498
Nombre de doses nulles	329	34	1518	311	2192
Dose collective [Homme.mSv]	34,84	0,00	23,47	8,91	67,22
Dose individuelle maximale [mSv]	1,85	0,00	1,05	1,10	1,85
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,078	0,000	0,014	0,025	0,027

Les doses nulles correspondent à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,05 mSv. Par rapport à 2008, les doses sont en diminution ; la dose individuelle moyenne est très faible, 0,027 mSv. La dose individuelle maximale (1,85 mSv) a été reçue par une personne effectuant des travaux de maintenance mécanique.

En ce qui concerne l'exposition interne, seule l'exposition au tritium est au dessus des limites de détection et la dose collective est de 0,590 mSv se répartissant sur 23 personnes de l'ILL.

Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection

Généralités

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

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

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

En France, plusieurs centaines d'événements sont classés chaque année au niveau 0 et environ une centaine au niveau 1. Le niveau 2 ne concerne que quelques événements par an. Les incidents de niveaux plus élevés sont rares, y compris dans le monde. Le niveau maximal atteint en France est le niveau 4, avec, en 1980, l'endommagement du cœur à la centrale de Saint Laurent des Eaux. Le dernier accident de niveau 4 est l'accident de criticité de Tokai-mura en 1999 qui a fait deux victimes et occasionnés 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) ; le seul accident de niveau 7 est celui de Tchernobyl.

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

Bilan 2009

En 2009, trois événements significatifs ont été déclarés à l'Autorité de Sûreté Nucléaire, deux au niveau 0, un au niveau 1 :

- **Événement du 26 Février 2009 – Niveau 0**

Descriptif : Le groupe de pompage au vide des guides de neutrons H1-H2 a été entièrement rénové pendant l'arrêt d'hiver 2008-2009. Lors des essais de l'inhibition de l'ouverture, sur ΔP trop important, des vannes de sécurité (VS) des guides H22 et H23, il a été détecté que le pompage de ces guides est effectué en amont des VS et non en aval. Cette anomalie ne pouvait pas être détectée avec la procédure de test utilisée avec l'ancien groupe de pompage. La VS, qui reconstitue l'étanchéité de la deuxième barrière sur le guide en cas de rupture du doigt de gant n'était donc pas entièrement opérationnelle du fait du by pass constitué par la ligne de pompage.

Analyse : cette anomalie est consécutive aux modifications effectuées en 2005-2006 sur les guides H1-H2. L'Analyse de risque de la fiche de modification d'installation n'a pas été instruite de façon exhaustive.

Action Corrective : Une évolution en matière de gestion des modifications d'installation a été mise en place : ainsi, le suivi d'une modification comprend maintenant

systématiquement l'analyse de sûreté préalable à la modification afin de pouvoir vérifier la conformité de la modification prévue avec le référentiel de sûreté.

- **Événement du 11 Mars 2009 – Niveau 0**

Descriptif : Lors du chantier de dépose d'un sas camion situé à l'extrémité d'un bâtiment expérimental, l'entreprise sous-traitante a pratiqué une ouverture dans la grande porte à camion, porte fermée et consignée, qui constituait formellement la limite de la zone contrôlée jaune du point de vue de la radioprotection. Il était prévu de déplacer la limite de la zone jaune sur les portes coulissantes intérieures avant le début du chantier, ce qui n'a pas été effectué par défaut de communication.

Analyse : Le bon de travail requis pour ce type d'opération n'avait pas été fait ; le responsable du hall expérimental, chargé de déplacer la limite de zone, n'avait de plus pas été prévenu préalablement au début du chantier comme cela était prévu.

Action corrective : La procédure concernant les bons de travaux a été modifiée du afin qu'il n'y ait pas d'ambiguïté et qu'il soit clair que ce type de travaux est dans la liste de ceux devant faire obligatoirement l'objet d'un bon de travail.

- **Événement du 26 Mars 2009 – Niveau 1**

Descriptif : Non respect de la périodicité annuelle du contrôle des boucles de sécurité de neuf instruments. Une relance avait été effectuée avant le dépassement de la périodicité mais n'avait pas été prise en compte. En réunion de coordination, le bilan des Contrôles et Essais Périodiques (CEP) a mis en évidence ce non respect. L'événement a été classé au niveau 1 en raison de la répétitivité de l'anomalie.

Analyse : Changement du responsable de ce suivi à la Division Projet Technique par suite de départ en retraite. Ces CEP apparaissent dans la Règle Générale d'Exploitation n°18 relative aux expériences et non dans la RGE n° 5 qui définit l'ensemble des CEP effectués sur l'INB suivis par le Bureau de Coordination et d'Assurance de la Qualité (BCAQ). Le BCAQ a effectué plusieurs relances auprès du responsable de la DPT restées sans effet ; l'information a été communiquée aux responsables de l'INB mais le mode de transmission sous forme d'un fichier informatique reprenant l'état de tous les contrôles périodiques n'a pas attiré l'attention.

Actions correctives : Sensibilisation du responsable DPT nouvellement en charge de ces installations. Travail avec le BCAQ sur la remontée d'informations. Modification de la procédure d'autorisation de divergence AQ 0-19 Ind. AX pour vérification par l'ingénieur de service qu'aucun CEP n'est incompatible avec le démarrage du réacteur. Modification de la RGE N°5 pour inclure ces contrôles.

Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux

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

Les rejets gazeux

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

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

Les rejets gazeux sont classés en 5 catégories de radionucléides :

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

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

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

Le tableau suivant présente les rejets gazeux en 2009 exprimés en Tera-Becquerel (TBq)

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2009	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	1,4	10
Tritium (TBq)	12,2	75
Carbone 14 (TBq)	0,76	2
Iodes (MBq)	5,4	1000
Aérosols (MBq)	0,02	100

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

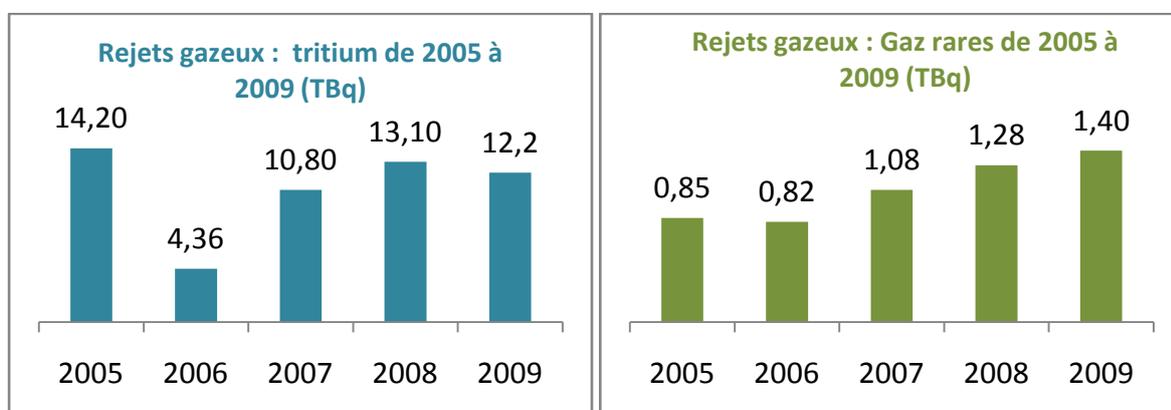
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

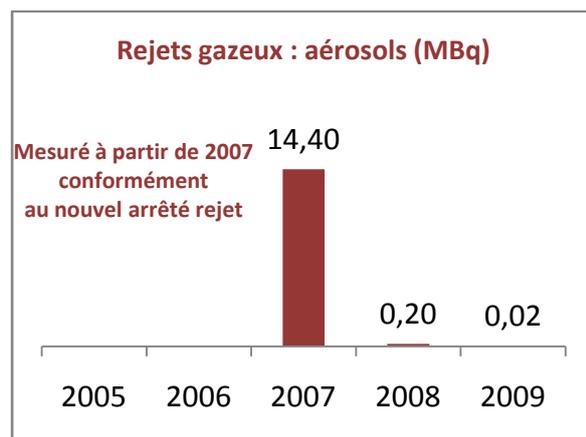
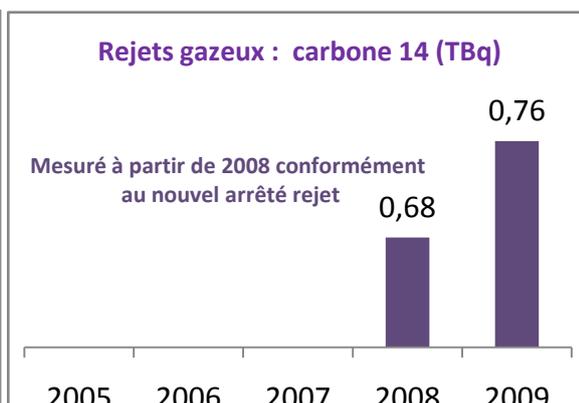
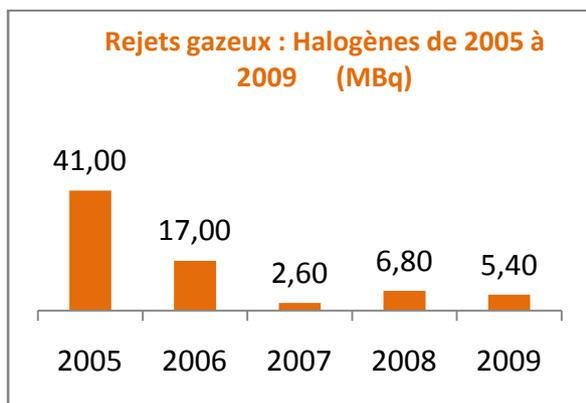
Le Carbone 14 (^{14}C), dont la période radioactive est de 5730 ans, provient principalement de l'activation par les neutrons de l'oxygène 17 (^{17}O).

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

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

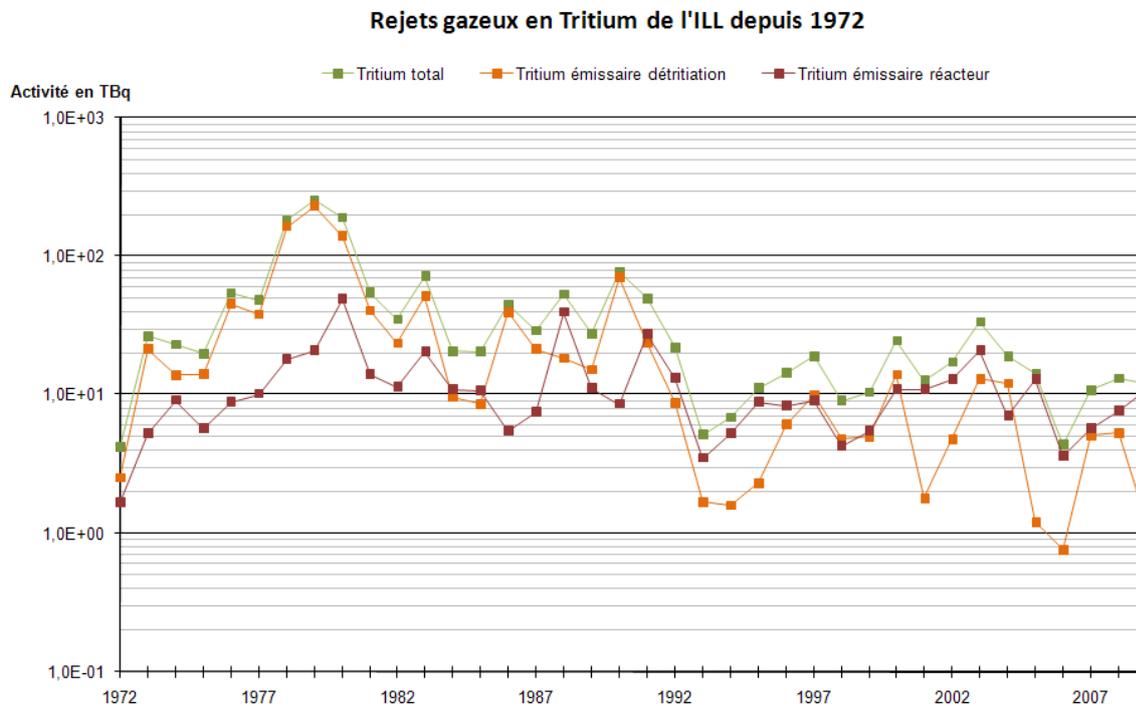
Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets par catégorie depuis 5 ans :





Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative ; l'évolution sur 5 années montre une relative stabilité ; les rejets sont plus faibles en 2006, du fait de la mise à l'arrêt du réacteur pour le chantier de confortement au séisme ; ils sont un peu plus élevés en 2008 qu'en 2007 du fait du nombre de jours de fonctionnement plus important en 2008 (4 cycles en 2008, 3 en 2007). En 2009, les rejets sont légèrement plus élevés en gaz rares et carbone 14 alors que le nombre de jours de fonctionnement du réacteur est le même : nous n'avons pas d'interprétation évidente pour ce phénomène.

La courbe suivante donne l'évolution des rejets de tritium, principal radioélément rejeté, depuis 1972, 1^{ère} année de fonctionnement du réacteur Haut Flux) :



Les rejets liquides

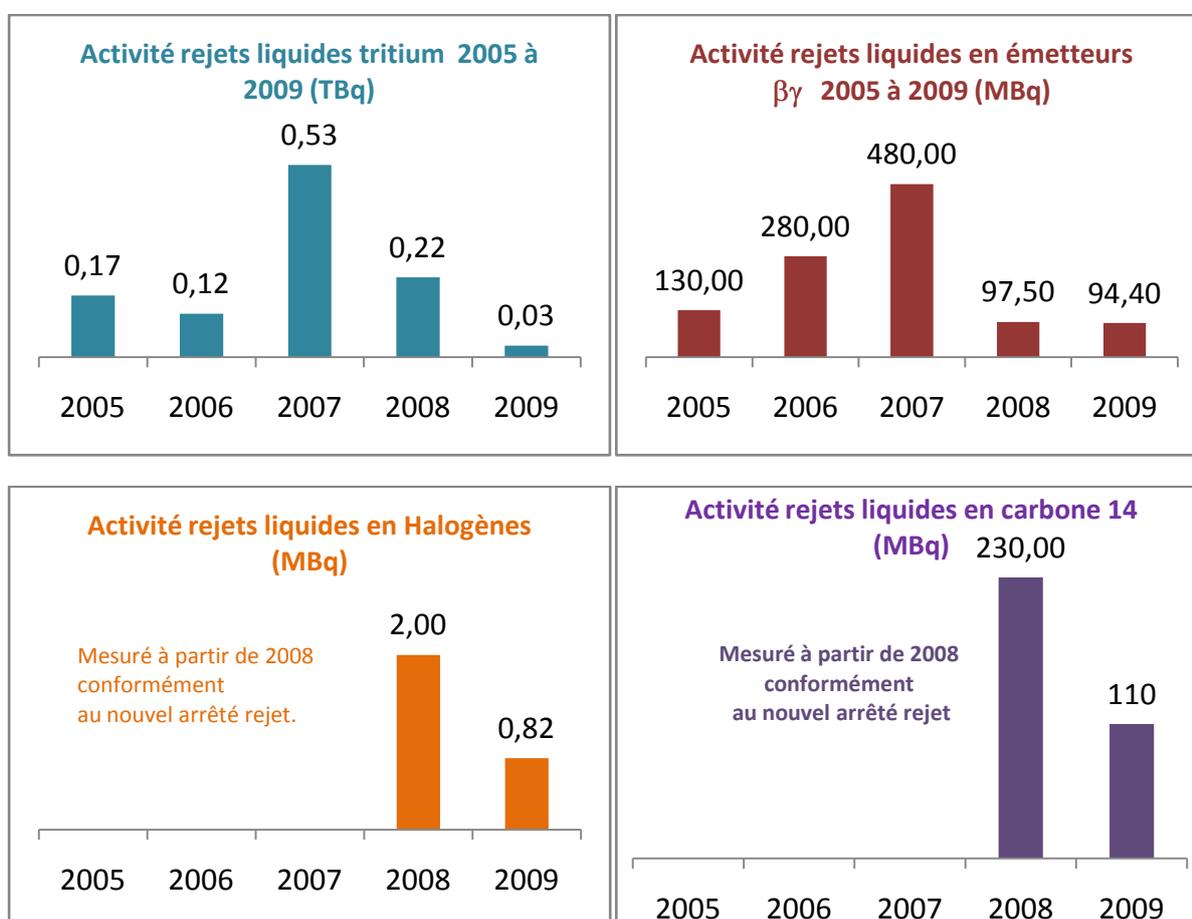
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août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

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

Le tableau suivant présente le bilan pour 2009 :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2009	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,032	1
Carbone 14 (MBq)	110	1500
Iodes (MBq)	0,82	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	94,4	1000

Ces rejets représentent un volume de 480 m³. Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides sur 5 ans.



Les rejets sont largement en deçà des autorisations ; l'évolution sur 5 ans montre des rejets plus faibles en 2009 qu'en 2008, 2006 et 2007 ; il est à noter que l'installation de rejet a été indisponible une partie de l'année, en raison des travaux relatifs à la reprise de l'exploitation de cette installation auparavant exploitée par le CEA.

Les rejets non radioactifs

Les rejets non radioactifs concernent les eaux pluviales et les eaux issues du pompage dans la nappe phréatique. Ces eaux sont rejetées dans l'Isère. L'arrêté rejets du 3 août 2007 donne des limites en termes de concentrations moyennes sur 24 heures. Le tableau suivant compare les valeurs maximales mesurées et les limites. Il est à noter que l'ILL avait une année pour se mettre en conformité vis-à-vis de l'arrêté rejet après sa date de parution. Certaines analyses n'ont donc été réalisées qu'à partir du dernier trimestre 2008.

Paramètre mesuré	Valeur maximale 2009 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007 en mg/l
PH	9,3	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	28	30
DCO (demande chimique en oxygène)	83	125
MEST (Matières en suspension totales)	23	35
Azote global	2,52	30
Phosphore total	4,88	10
Hydrocarbures totaux	0,1	10
Sulfates	52	600
Carbonates	44	100
Nitrates	7,7	30
Sels	383	30 000
Métaux	1,02	5

En ce qui concerne la valeur du PH supérieure à la limite, il a été découvert qu'un appareil de lavage situé dans un laboratoire du site était connecté aux eaux pluviales et non aux eaux usées. Cette anomalie a été corrigée et une fiche de non-conformité a été établie.

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 2009 a été calculé en retenant les mêmes hypothèses que dans l'étude de référence.

Impact des rejets gazeux

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

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

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

Impact des rejets liquides

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

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

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

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

2009	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,13	0,096	0,15
Impact rejets liquides	0,0019	0,0014	0,0017

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

Gestion des déchets radioactifs

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

Quantité de déchets évacués en 2009

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2009, 7 fûts de 120L et 2 bonbonnes de 30L ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

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

Déchets FA/MA/HA

L'année 2009 est marquée par la première évacuation de déchets FA/MA (Faible/Moyenne Activité) vers le Centre de Stockage de l'Aube (CSA) de l'ANDRA, dans le cadre de l'agrément du colis 7D délivré à l'ILL le 17 Mars 2009. Cette expédition a concerné la production de ces deux dernières années, soit 5 caissons de 5 m³ et 2 caissons de 10 m³.

En ce qui concerne les poubelles de décroissance (déchets HA), le CEA Grenoble ne les prend plus en charge depuis 2006. La prochaine expédition est programmée en 2010 vers l'INB 72 du CEA / Saclay.

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2008

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
- 1 source chaude	0.5 m ³	50 TBq	PA (Produits d'activation)
- 1 cheminée	0.9 m ³	20 TBq	PA
Déchets tritiés			
- Huile / solvant	1.1 m ³	27 TBq	³ H
- Déchets solides	0.25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
- Résines échangeuses d'ions	2.8 m ³	1.5 TBq	PA, ³ H
Déchets TFA			
- Déchets solides conditionnés	15 m ³	0.2 GBq	PA, ³ H
- Déchets inertes (béton)	58 m ³	840 MBq	PA
- Déchets d'exploitation (métalliques et compactables)	59 m ³	240 MBq	PA
Déchets d'exploitation			
Déchets conditionnés			
- Caissons métalliques	35 m ³	600 GBq	PA, α
- Fûts 120L PEHD incinérables	6120 l	600 MBq	PA, α
- Fûts 200L incinérables	6600 l	235 MBq	PA
- Déchets de laboratoires	390 l	18 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
- Déchets solides activés	600 l	400 TBq	PA
- Déchets solides divers	5 m ³	3 GBq	PA, ³ H
- Déchets liquides	400 l	500 MBq	PA, ³ H

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2009

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
<i>Déchets de démantèlement</i>			
- 1 source chaude	0.5 m ³	50 TBq	PA (Produits d'activation)
- 1 cheminée	0.9 m ³	20 TBq	PA
<i>Déchets tritiés</i>			
- Huile / solvant	1.5 m ³	27 TBq	³ H
- Déchets solides	0.25 m ³	210 TBq	³ H
<i>Déchets divers</i>			
- Résines échangeuses d'ions	3.16 m ³	1.5 TBq	PA, ³ H
<i>Déchets TFA</i>			
- Déchets solides conditionnés	15 m ³	0.2 GBq	PA, ³ H
- Déchets inertes (béton)	58 m ³	840 MBq	PA
- Déchets d'exploitation (métalliques et compactables)	59 m ³	240 MBq	PA
<i>Déchets d'exploitation</i>			
<i>Déchets conditionnés</i>			
- Caissons métalliques	10 m ³	280 GBq	PA, α
- Fûts 120L PEHD incinérables	10440 l	1,7 GBq	PA, α
- Fûts 200L incinérables	10600 l	110 MBq	PA
- Déchets de laboratoires	660 l	15 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
<i>Déchets en attente de conditionnement</i>			
- Déchets solides activés	1100 l	900 TBq	PA, ³ H
- Déchets solides divers	10 m ³	3 GBq	PA, ³ H
- Déchets incinérables	600 l	15 MBq	PA
- Déchets liquides	400 l	500 MBq	PA, ³ H

Glossaire

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Mesure des effets des rayonnements sur l'homme

- La dose absorbée par la cible des rayonnements est définie comme l'énergie reçue par unité de masse de la cible, en joules par kilogramme, c'est-à-dire en Grays (Gy) dans le système SI. On définit également un **débit de dose**, c'est-à-dire l'énergie absorbée par kilogramme et par unité de temps, c'est-à-dire en gray par heure (Gy/h).
- La dose équivalente, H , est la dose absorbée pondérée d'un facteur représentant la nocivité du type de rayonnement considéré. L'unité du Système International SI est le **Severt** (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 Severt.



CHSCT

Grenoble, le 29 juin 2010
DIR/SRSE-10/392- SM/ss

Procès verbal du CHSCT du 19.06.2009 relatif au rapport TSN 2009
(Transparence et Sécurité Nucléaire)

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

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

De ce fait, le CHSCT approuve le rapport TSN 2009.

P.I. S. MILLION
Secrétaire CHSCT O. DUNY