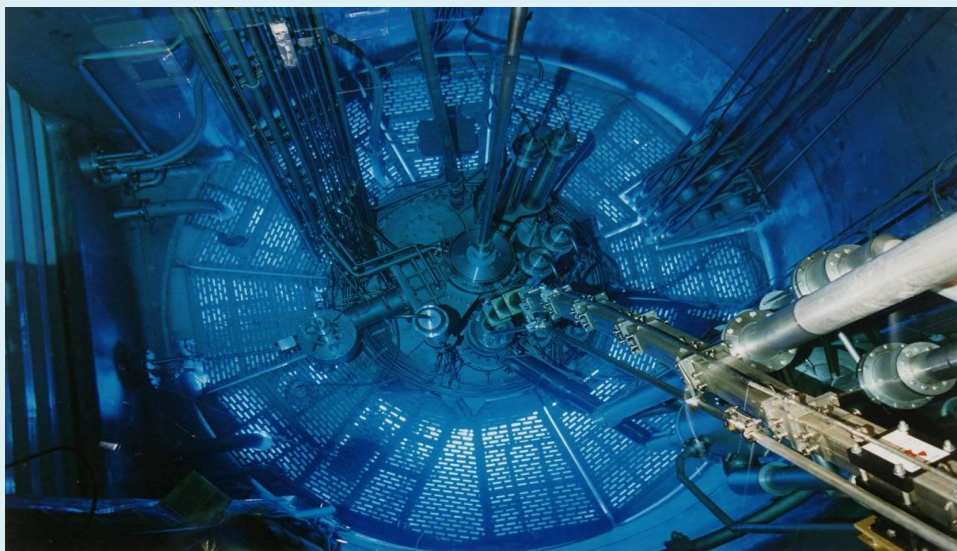

Rapport transparence
et sécurité nucléaire
2008

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
Projets de modifications d'installations.....	11
Détréitération de l'eau lourde du réacteur	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 2009.....	13
Dispositions techniques en matière de radioprotection	13
Généralités.....	13
Faits marquants de l'année 2008	14
Dosimétrie du personnel : résultats.....	15
Evénements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	16
Généralités	16
Bilan 2008	17
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	17
Les rejets gazeux	17
Les rejets liquides	20
Les rejets non radioactifs	21
Impact des rejets sur l'environnement	22
Impact des rejets gazeux	23

Impact des rejets liquides.....	23
Gestion des déchets radioactifs.....	24
Quantité de déchets évacués en 2008	24
Déchets de laboratoire.....	24
Déchets TFA	24
Déchets FA/MA/HA	24
Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2008	25
Volume	25
Activité	25
Déchets de démantèlement	25
Déchets tritiés.....	25
Déchets divers.....	25
Déchets TFA.....	25
Déchets d'exploitation.....	25
Glossaire.....	26

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.

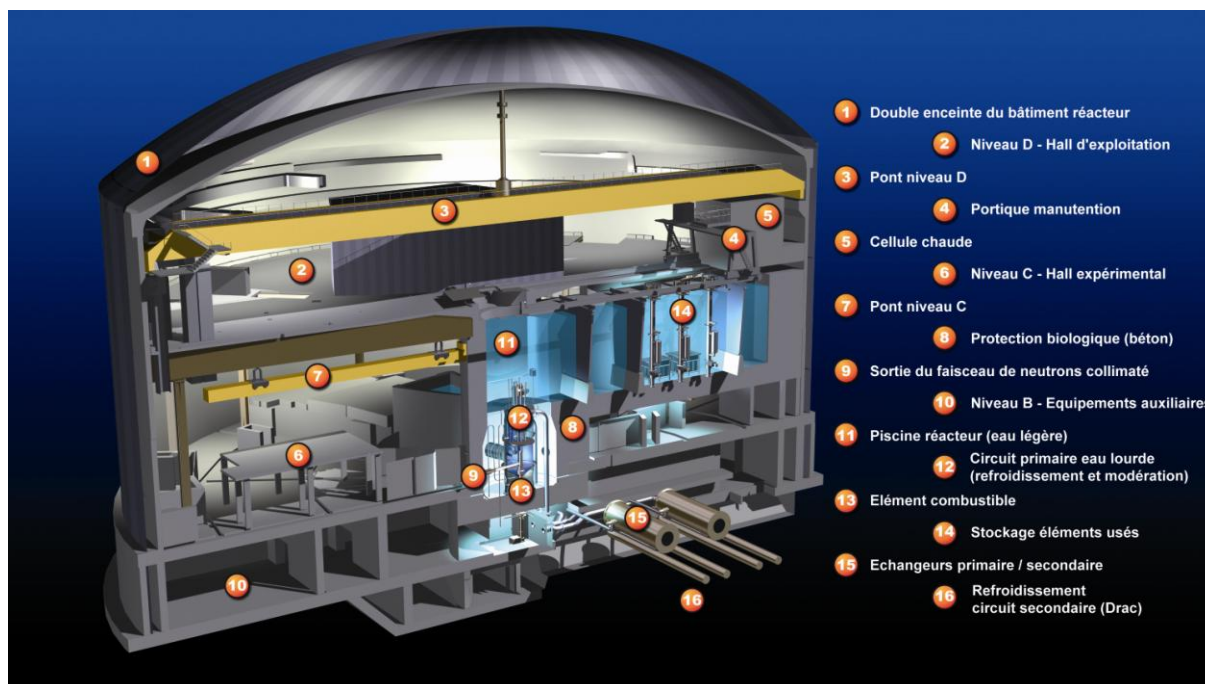
Présentation de l'Institut et du Réacteur Haut Flux

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 2008 était de 78,5 M€. 475 personnes de 24 nationalités différentes travaillent à l'ILL.

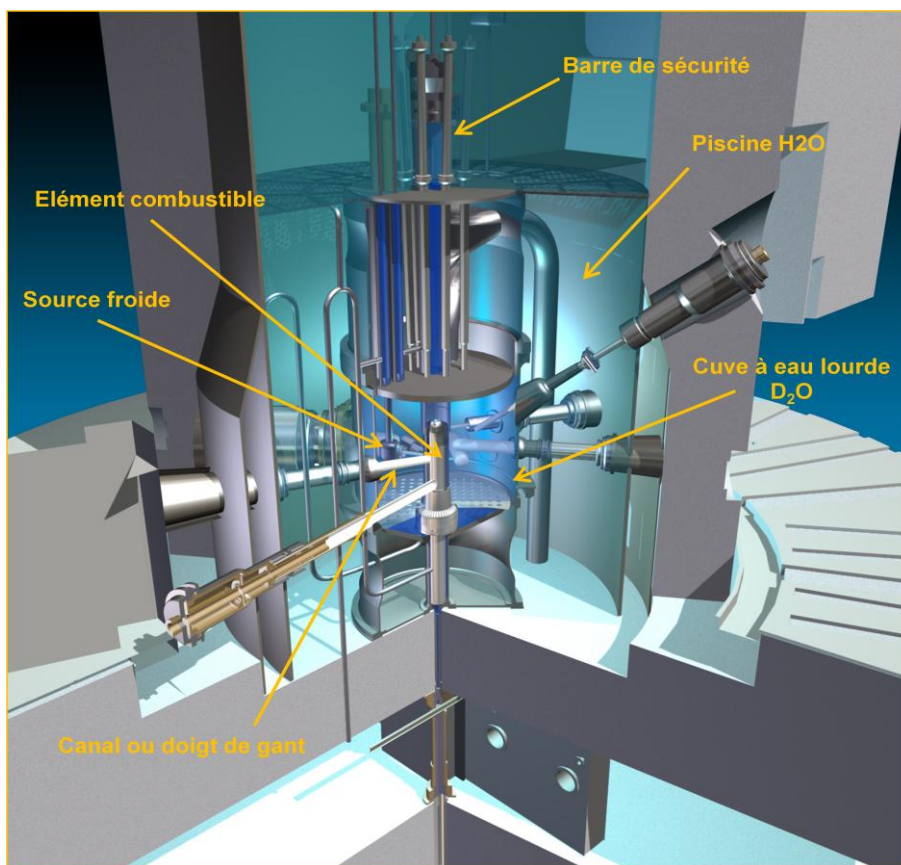
Le réacteur

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.

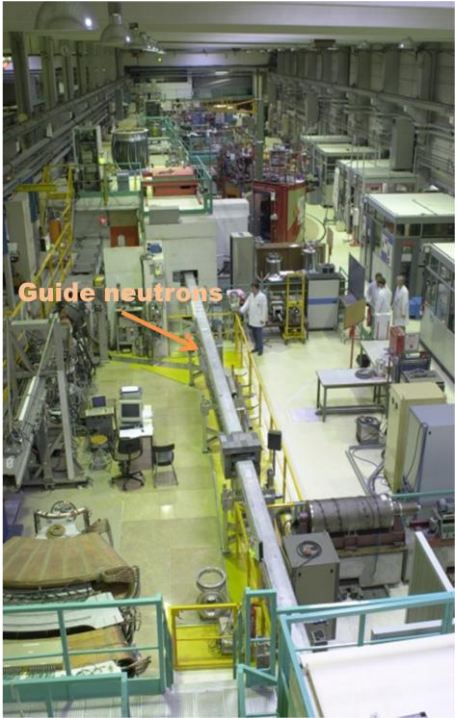


En 2008, le réacteur a effectué quatre cycles de 50 jours avec un taux de disponibilité moyen supérieur à 99 % pour les scientifiques. L'arrêt d'été d'une durée d'un mois et l'arrêt d'hiver de trois mois ont été mis à profit pour assurer la maintenance du réacteur et les aménagements et mises en place de nouveaux dispositifs expérimentaux.

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 antigels 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

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 qui est actuellement assurée par le CEA Grenoble pour le compte de l'ILL est en cours de transfert au SRSE et sera effective 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.

Projets de modifications d'installations

En 2008, deux demandes de modifications ont été faites à l'ASN. La première modification concerne la mise en place future de deux nouveaux systèmes de sauvegarde du réacteur :

- Un système visant à rendre plus efficace le circuit d'eau de secours dont la fonction est de maintenir le cœur du réacteur sous eau en cas de fuite du circuit primaire afin d'éviter sa fusion : Le circuit actuel consiste en l'injection d'eau dans la cuve eau lourde à partir d'un réservoir contenant 120 m³ d'eau. Le circuit prévu consiste à pouvoir mettre en communication immédiate, en cas de baisse du niveau d'eau lourde la cuve et la piscine réacteur par un système de vannes pyrotechniques : Le système de sauvegarde gagnera ainsi en fiabilité, puisque ne nécessitant pas de pompe, et la réserve d'eau permettant de maintenir le cœur sous eau sera ainsi bien plus importante. (mettre schéma)
- Un nouveau système de dégonflage de l'enclume réacteur (en cas de surpression due à un accident) dimensionné au séisme et constitué de deux circuits indépendants du point de vue des défaillances qu'ils pourraient subir (alimentations électriques indépendantes) et des agressions internes tels l'incendie.

La deuxième modification concerne le confortement sismique du pont de manutention du hall réacteur. Ce chantier constituera, avec celui du circuit d'effluents gazeux mentionné ci-dessus, le dernier des chantiers de confortement au séisme du bâtiment réacteur réalisés entre 2002 et 2007.

Détritiation de l'eau lourde du réacteur

L'eau lourde du circuit primaire du réacteur est constituée à 99,8% de D₂O ; le Deutérium (D) est un isotope stable de l'hydrogène dont le noyau comprend 1 neutron et 1 proton (1 proton seulement pour l'hydrogène). L'eau lourde est utilisée plutôt que l'eau légère, car le deutérium, tout en ralentissant les neutrons efficacement, les absorbe moins que l'hydrogène. Une partie des neutrons issus de la fission est cependant absorbée par le deutérium, pour former du tritium, un autre isotope de l'hydrogène, radioactif avec une période de 12 ans. Le tritium s'accumule donc dans l'eau lourde et il est nécessaire de la détritier régulièrement. Le projet de nouvelle unité de détritiation (l'installation actuelle étant à l'arrêt depuis 2004 pour raison de sûreté) a été abandonné en fin d'année 2008 ; la solution retenue est d'expédier l'eau lourde au Canada, l'un des seuls pays qui dispose d'une unité de détritiation.

Un nouveau projet va donc voir le jour avec les objectifs suivants :

- Réaliser les modifications d'installation afin de pouvoir expédier l'eau lourde au Canada
- Remettre en conformité les parties de l'installation encore utilisées
- Réaliser l'assainissement du reste de l'installation

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 s'est engagé fin 2008 auprès de l'ASN à réaliser au moins 2 audits formalisés par an.

Pour ce qui concerne les contrôles externes, l'ILL a audité en 2008 la société Téthys, chargée de la réalisation du système pyrotechnique pour le système de sauvegarde de re-noyage du cœur : cet audit a permis d'améliorer la traçabilité des étapes de fabrication et de qualification.

Bilan des transports de matières radioactives

Les transports de matières radioactives sont soumis à une réglementation particulière contenue dans l'arrêté du 1^{er} Juin 2001 (arrêté ADR) pour les transports par route. En 2008, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant : (ces transports ayant tous été effectués par route)

- 2 transports d'éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague
- 4 transports d'éléments combustibles neufs en provenance de l'usine AREVA-CERCA à Roman sur Isère
- 16 Transports d'échantillons (en particulier pour les expériences scientifiques)
- 6 transports d'emballages vides
- 2 transports de colis de déchets vers l'ANDRA
- 5 transports de linge contaminé

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- Un exercice dit national, car il a conduit au déclenchement du Plan Particulier d'Intervention (PPI) a eu lieu le 08 Avril 2008 : Cet exercice a permis de tester entre autres l'évacuation d'un blessé contaminé vers l'hôpital par le SAMU et le confinement des populations situées dans un rayon de 500 m sur la commune voisine de Fontaine.

Le retour d'expérience a montré que la sirène PPI n'était pas audible depuis l'École située dans le périmètre de confinement ; une action est donc en cours pour mettre en place un signal d'alerte dans les locaux de cette école.

- L'ILL a participé à l'Exercice PPI relatif à la rupture du barrage de Monteynard le 23 Octobre 2008 : cela a conduit au déclenchement du PUI ILL, permettant de tester la mise en sécurité du réacteur suite à inondation externe. Certains compléments ont pu être apportés à la consigne particulière s'y rapportant.
- Un exercice PUI a été déclenché lors d'une inspection de l'ASN hors heures ouvrables le 17 novembre 2008 ; il s'agissait d'un incendie dans l'installation de détritiation : L'équipe de la FLS (Formation Locale de Sécurité) du CEA Grenoble avec laquelle l'ILL a une convention est intervenue. L'exercice s'est déroulé dans de bonnes conditions.
- Un exercice sur le thème incendie dans un bâtiment non nucléaire a eu lieu le 11 décembre 2008 afin de mettre en pratique la collaboration avec le SDIS 38 (Service Départemental d'Incendie et de Secours de l'Isère) Cet exercice a conclu à une bonne rapidité d'intervention (évacuation du bâtiment, intervention des EPI, puis du SDIS) ; un point à améliorer concerne la gestion des points d'accès au bâtiment après l'évacuation.

Perspectives pour l'année 2009

Les perspectives pour l'année 2009 sont d'une part, la réalisation du chantier de confortement sismique du pont polaire 20 tonnes du hall réacteur, et d'autre part, la préparation des travaux de mise en place des deux systèmes de sauvegarde pour lesquels une déclaration de modification a été demandée à l'ASN (vannes pyrotechniques pour le re-noyage du cœur et circuits de dégonflage de l'enceinte)

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 2008

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2008 :

- 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 :

- instrument D9 : installation d'un mur en béton pour protéger le poste de travail,
- instrument IN14 : remplacement d'un rideau de protection par un mur en béton,
- instrument D22 : installation d'un mur en plomb pour protéger le poste de travail,
- instrument D11 : remplacement des protections aux jonctions des guides alimentant l'instrument : mise en place de protections moulées en remplacement des protections par empilage de briques de plomb,
- instruments D11 et IN12 : remplacement d'un mur en béton par un mur en plomb entre la zone expérimentale d'IN12 et le nouveau tube à vide de D11, afin de conserver une surface suffisante pour la zone expérimentale d'IN12,
- instrument D7 : installation d'une protection biologique autour du filtre béryllium.

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	418	34	1537	334	2323
Nombre de doses nulles	239	31	1349	257	1876
Dose collective [Homme.mSv]	56,50	0,35	42,37	7,35	106,57
Dose individuelle maximale [mSv]	1,30	0,20	2,40	0,40	2,40
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,14	0,01	0,028	0,02	0,05

Les doses nulles correspondent en fait à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,1 mSv. Par rapport à 2007, les doses sont plutôt en diminution ; la dose individuelle moyenne est très faible, 0,05 mSv. La dose individuelle maximale (2,4 mSv) a été reçue par un expérimentateur.

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 2008

En 2008, aucun événement n'est rentré dans les critères de déclaration d'événement significatif à l'ASN. Les événements (ou non conformités) constatés ont néanmoins été traités selon des règles propres à l'installation et définies en interne, afin d'en tirer le retour d'expérience.

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 halogènes (essentiellement 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 un prélèvement représentatif hebdomadaire mesuré en laboratoire. Le tritium et le carbone 14 sont piégés en continu par barbotage, les barboteurs étant relevés et mesurés chaque semaine en laboratoire. Les halogènes sont prélevés en continu sur cartouche de charbon actif mesurée également chaque semaine en laboratoire.

Le tableau suivant présente les rejets gazeux en 2008 exprimés en **Tera-Becquerel (TBq)**

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2008	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	1,3	10
Tritium (TBq)	13,1	75
Carbone 14 (TBq)	0,68	2
Iodes (MBq)	6,8	1000
Aérosols (MBq)	0,2	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.

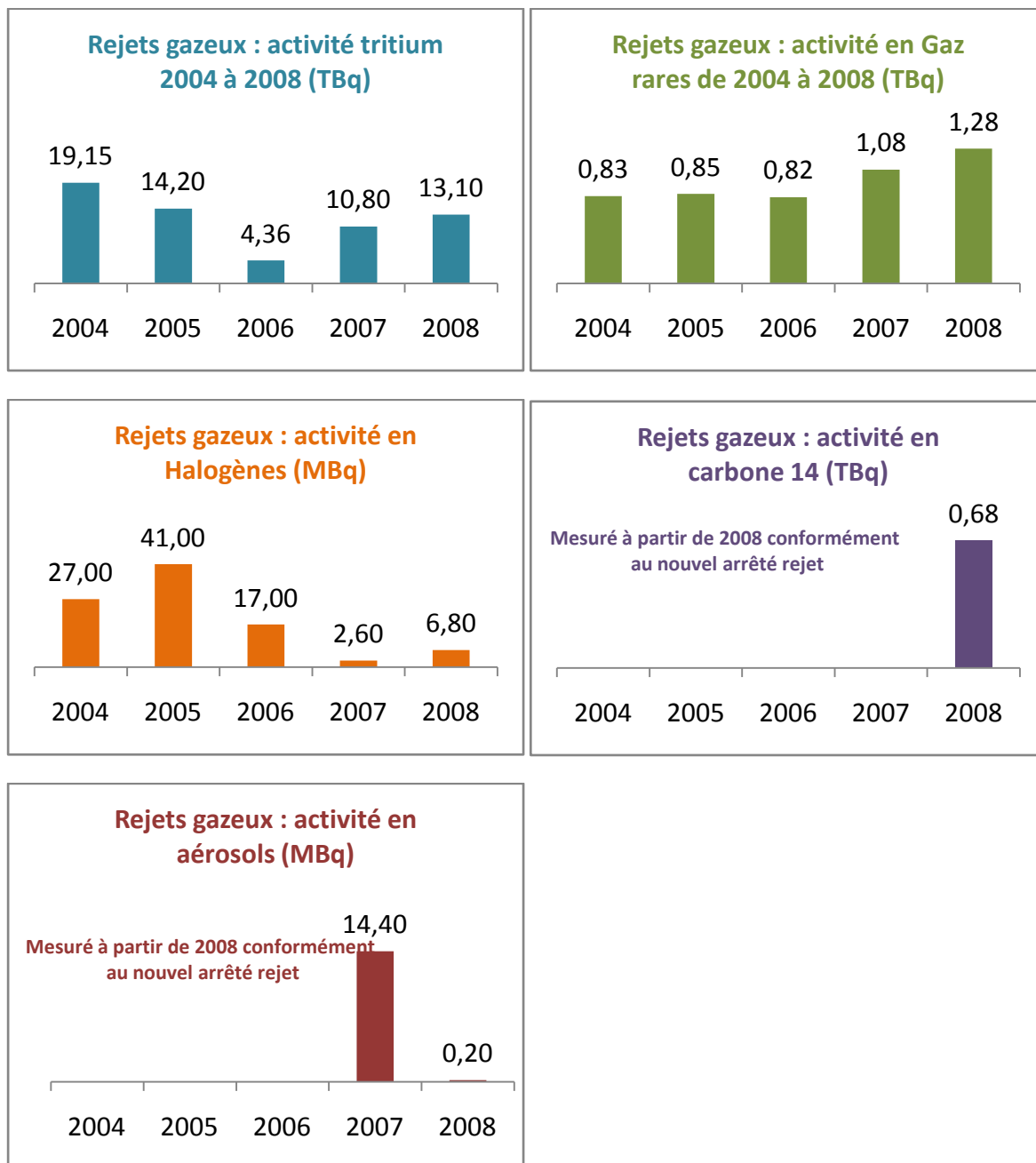
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

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.

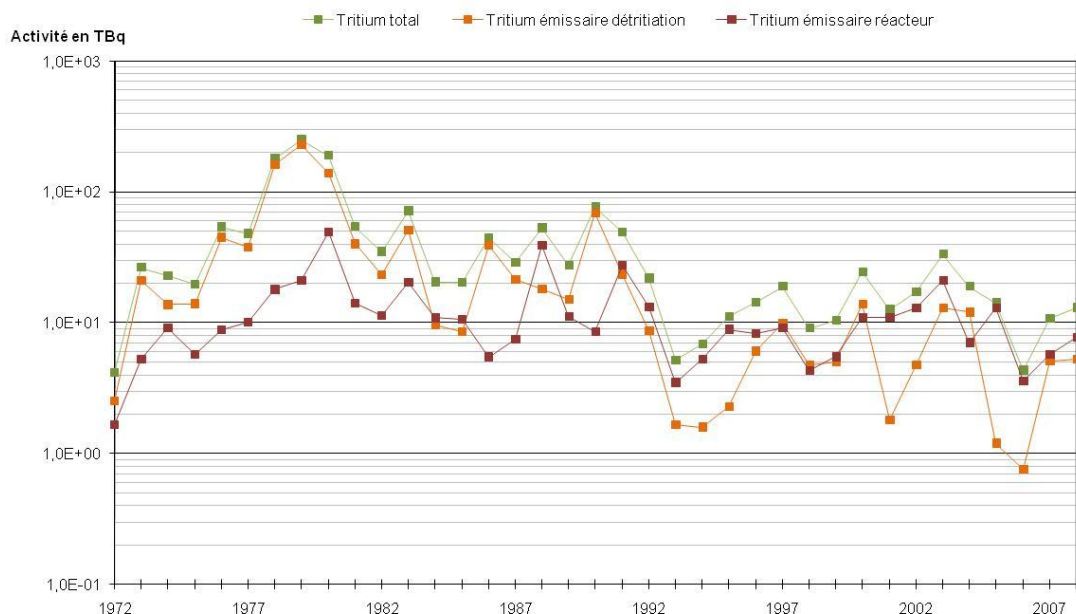
Les aérosols proviennent principalement de la découpe en cellule chaude (cellule blindée et ventilée) où des opérations peuvent être réalisées par télémanipulation sur des structures très radioactives) de structures activées. Le radioélément prépondérant est le Cobalt 60 (^{60}Co).

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

Rejets gazeux en Tritium de l'ILL depuis 1972



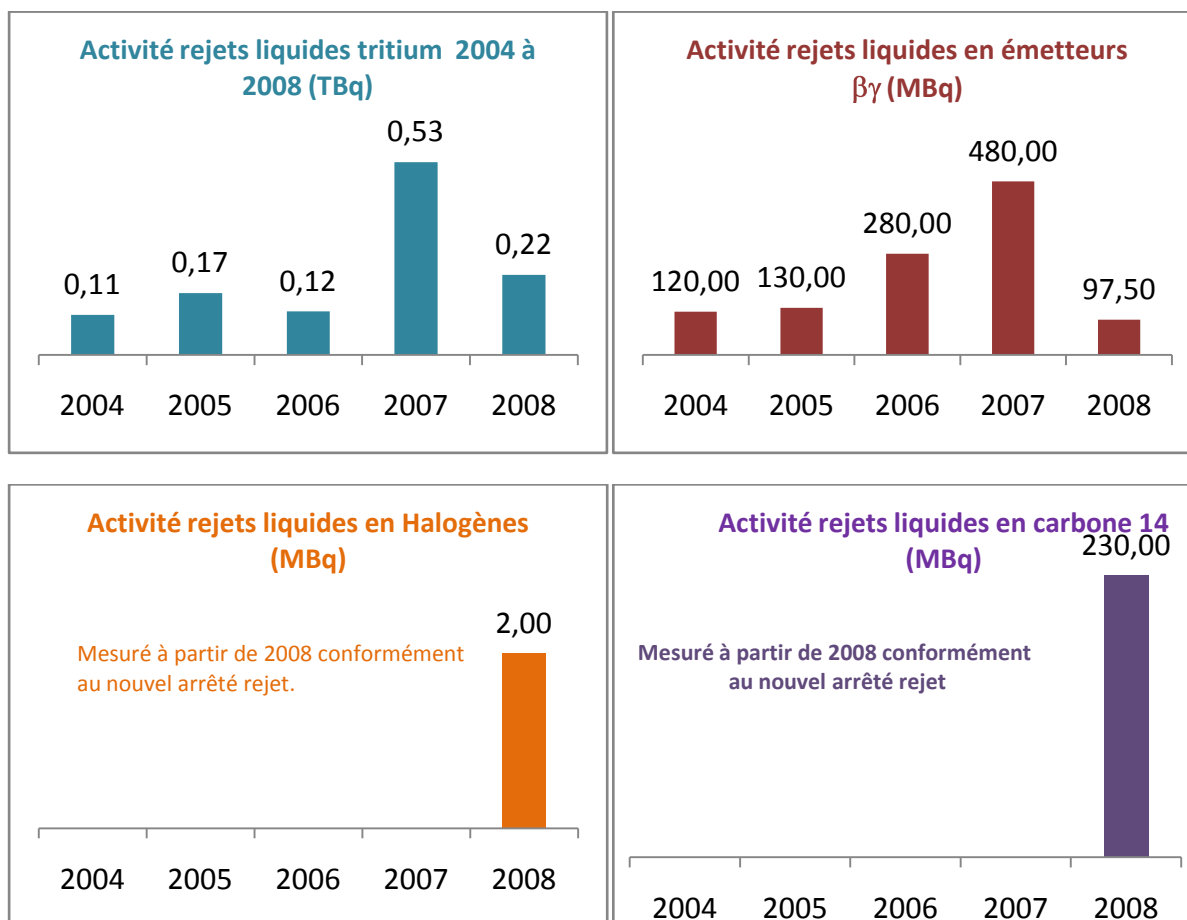
Les rejets liquides

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

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2008	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,22	1
Carbone 14 (MBq)	230	1500
Iodes (MBq)	2	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	97,5	1000

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 2008 qu'en 2006 et 2007 en tritium et émetteurs $\beta\gamma$. Pour les halogènes (Iode 131) et le carbone 14, les mesures ne sont effectives que depuis 2008 et l'application de l'arrêté rejet du 3 août 2007.

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 2008 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007 en mg/l
PH	8,4	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	84	30
DCO (demande chimique en oxygène)	154	125
MEST (Matières en suspension totales)	6,6	35
Azote global	13,03	30
Phosphore total	1,83	10
Hydrocarbures totaux	0,12	10
Sulfates	39	600
Carbonates	0	100
Nitrates	5,4	30
Sels	0,64	30 000
Métaux	0,4	5

Il est à noter que les mesures maximales en en DBO5 et DCO sont supérieures à la limite. Il s'agit de dépassements ponctuels (1 seule mesure sur 15), dus très probablement aux pluies abondantes.

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 2008 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 où 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 **Severt** (soit 1 millionième de sievert)

2008	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	1,28	0,9	0,9
Impact rejets liquides	0,007	0,005	0,004

L'impact des rejets est donc extrêmement faible ; il faut en effet savoir qu'une dose de 1 micro-Severt 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 2008

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2008, 7 fûts de 120L, 1 bonbonne de 30L et un paratonnerre ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

L'année 2008 est essentiellement marquée par le début de l'évacuation des déchets TFA (Déchets Très Faiblement Radioactifs) vers le Centre de Stockage TFA de l'ANDRA. Ainsi, 12 caissons de 5 m³ et 2 casiers de 2,7 m³ ont été évacués.

Déchets FA/MA/HA

L'évacuation des déchets FA/MA (Faible Activité/Moyenne Activité), précédemment réalisée via la STED du CEA/Grenoble est devenue impossible à compter du 1^{er} janvier 2008, en raison des opérations de dénucléarisation du site du CEA/Grenoble.

Toutefois, le processus d'évacuation devrait reprendre en 2009 avec, d'une part, l'obtention par l'ILL d'un agrément ANDRA pour les caissons 5 et 10 m³ et, d'autre part, la signature d'un contrat avec CENTRACO pour la prise en charge des déchets incinérables.

En ce qui concerne les déchets HA (Haute activité), le CEA Grenoble ne les prend plus en charge depuis 2006, ce qui explique l'absence de conditionnement de déchets en poubelles pour cette année. Les déchets destinés à ce type de colis sont entreposés dans l'attente d'une évacuation en 2009 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
<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	1.1 m ³	27 TBq	³ H
- Déchets solides	0.25 m ³	210 TBq	³ H
<i>Déchets divers</i>			
- Résines échangeuses d'ions	2.8 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	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
<i>Déchets en attente de conditionnement</i>			
- 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

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.



Grenoble, le 25 juin 2009
DIR/IS-09/267- SM/ss

Compte rendu du CHSCT du 19.06.2009 relatif au rapport TSN 2008
(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 2008.



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