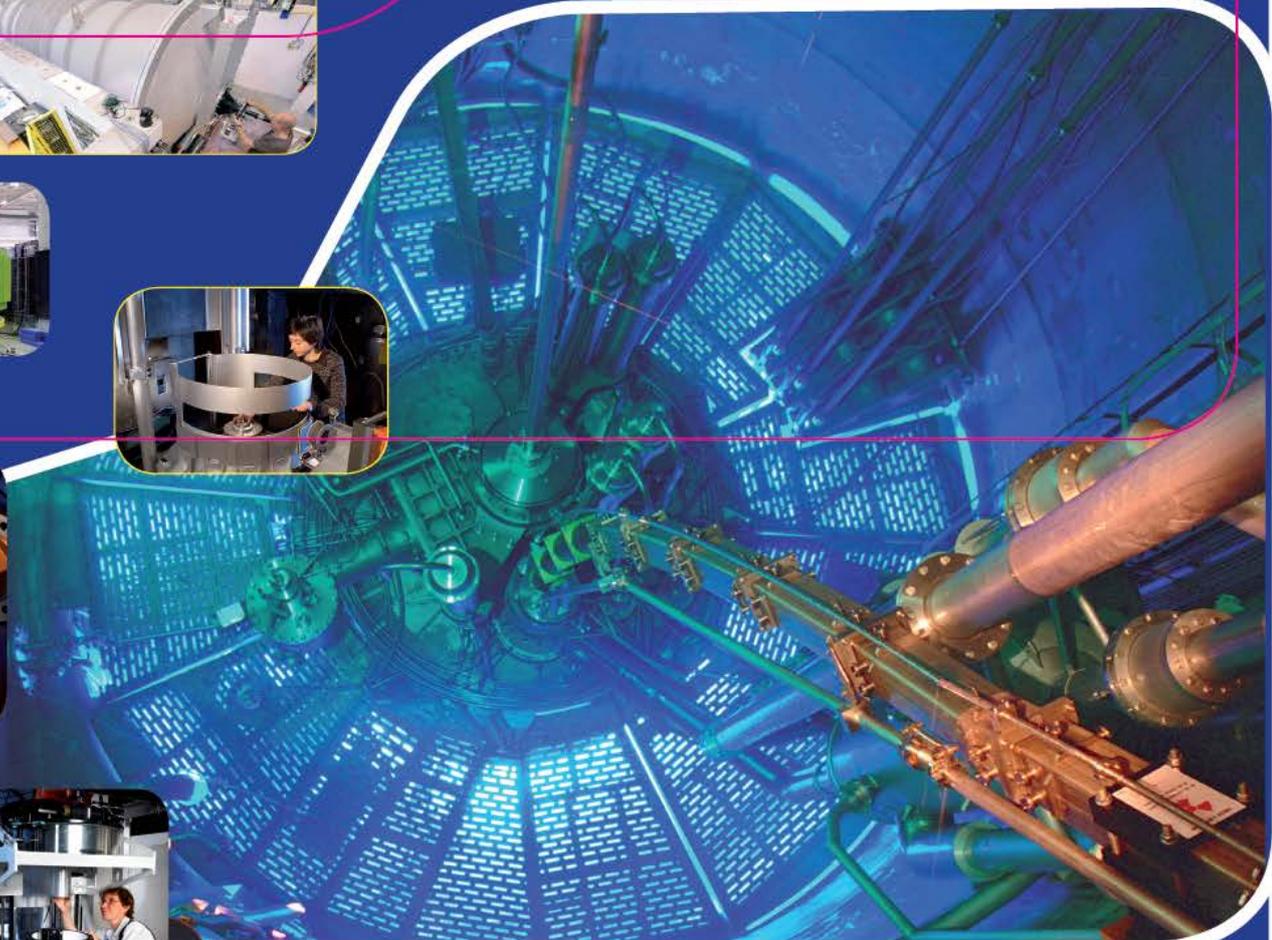
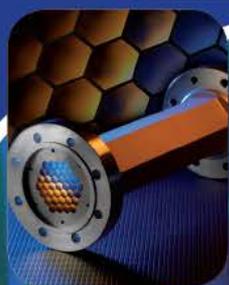


Rapport transparence et sécurité nucléaire 2012

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin



NEUTRONS
FOR SCIENCE

Direction des Services et de la Sécurité

SOMMAIRE

Introduction	4
Présentation de l’Institut et du Réacteur Haut Flux	4
Le réacteur	4
L’utilisation des neutrons par les scientifiques	6
Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2012 :	8
Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection	9
Dispositions générales d’organisation	9
Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	10
Généralités	10
Faits marquants en matière de sûreté.....	12
Contrôles internes et externes	13
Bilan des transports de matières radioactives	13
Exercices de préparation aux situations d’urgence	13
Perspectives pour l’année 2013	13
Dispositions techniques en matière de radioprotection	14
Généralités	14
Faits marquants de l’année 2012	15
Dosimétrie du personnel : résultats.....	15
Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	16
Généralités	16
Bilan 2012	18
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	20
Les rejets gazeux	20
Les rejets liquides	23
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 2012	26
Déchets de laboratoire.....	26
Déchets TFA.....	26
Déchets FA/MA/HA.....	26
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2011.....	27
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2012.....	28
Glossaire	29
Avis du CHSCT.....	31

Introduction

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

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

Conformément à l'article 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.

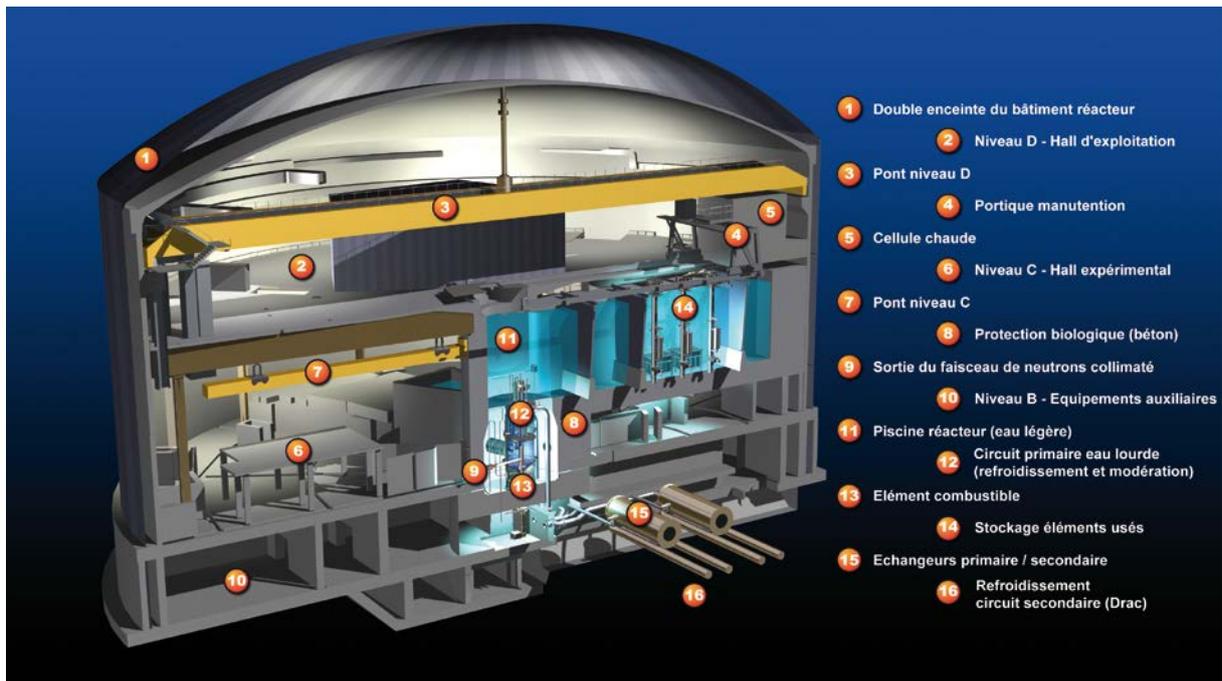
Présentation de l'Institut et du Réacteur Haut Flux

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 2012 était de 106,17 M€. 490 personnes de 30 nationalités différentes travaillent à l'ILL.

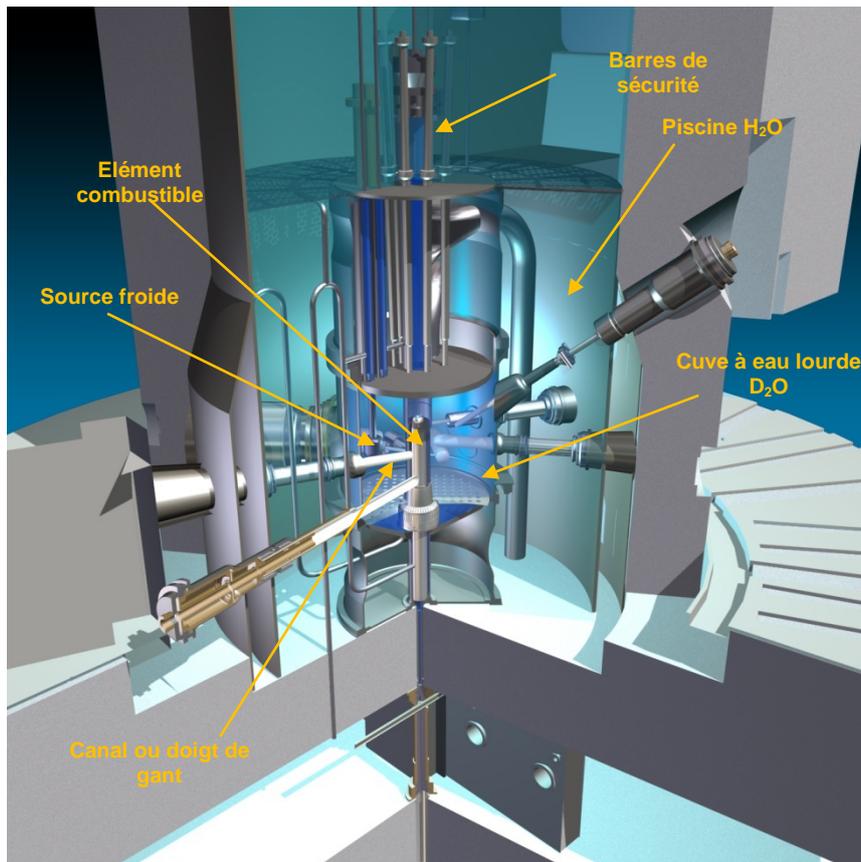
Le réacteur

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.



3 cycles de fonctionnement ont été effectués en 2012. Le cycle 165 s'est déroulé sans événement notable. Le cycle 166 a été interrompu à deux reprises, une première fois le 2 septembre entre 17h07 et 18h30 en raison d'une panne du contrôle commande de la barre pilotage de la voie de pilotage n°1 ayant provoqué la chute des barres de sécurité (Un événement significatif a été déclaré à l'ASN), et une seconde fois du 8 Octobre à 2h49 au 9 Octobre à 13h48 suite à la surchauffe d'un composant du moteur de sécurité de la barre de pilotage ayant entraîné un arrêt volontaire du réacteur (événement ayant fait l'objet d'une Fiche de Non Conformité).

Le cycle 167 s'est déroulé sans événement notable.

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.

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 2x12h.

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

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

La maîtrise des situations d'urgence repose sur une organisation décrite dans le **Plan d'Urgence Interne (PUI)** approuvé par l'ASN. 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 est maintenant assurée par le Laboratoire de surveillance de l'environnement du SRSE.

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 du 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 de 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.

Faits marquants en matière de sûreté

Mise en service du CRU : un nouveau circuit de renoyage du cœur par mise en communication de la cuve à eau lourde avec la piscine réacteur remplie d'eau déminéralisée a été mis en service en avril 2012. Ce circuit, dénommé CRU (Circuit de Renoyage Ultime contribue à augmenter significativement le niveau de sûreté de l'installation en permettant le non dénoyage du cœur pour des scénarios de perte du réfrigérant primaire nettement plus pénalisants qu'auparavant. Seule la version en déclenchement manuelle de ce circuit a été mise en service ; les automatismes seront quant à eux mis en service au redémarrage du réacteur après le grand arrêt 2013-2014.

Construction du bâtiment ILL5D : le bâtiment ILL5D prévu pour accueillir le procédé GEL (Gestion de l'Eau Lourde) et le nouveau PCS (Poste de Contrôle de Secours) a été achevé fin 2012 pour ce qui concerne la phase génie civil :

- Le procédé GEL est une unité de dépotage/rempotage de l'eau lourde du circuit primaire en fûts et sur-fûts de 200 litres pour expédition à la société OPG (Canada). Cette société assurera la détritiation de l'eau lourde qui était auparavant effectuée à l'ILL, dans l'unité de détritiation de l'INB 67 à l'arrêt depuis 2004.
- Le Poste de Contrôle de Secours est un poste de repli en cas d'accident nécessitant l'évacuation de la salle de contrôle ; il comprend les principaux reports de l'état des circuits et le pilotage des circuits de sauvegarde. Les Etudes Complémentaires de Sûreté (ECS) ont mis en évidence que le poste actuel qui est enterré ne résistait pas aux scénarios extrêmes envisagés, à savoir un séisme extrême d'un niveau 2 x SMS (Séisme Majoré de Sécurité, pris en compte pour le dimensionnement de l'installation) couplé à la rupture des 4 barrages situés sur le DRAC. C'est pourquoi il avait été décidé de construire un nouveau PCS à l'étage du bâtiment ILL5D déjà prévu pour abriter le procédé GEL . Le bâtiment résiste également à l'explosion d'un camion citerne sur l'autoroute A480, ainsi qu'à la chute d'un hélicoptère. Une dalle anti-affouillement a également été réalisée autour du bâtiment pour empêcher les phénomènes d'érosion rapide dus à l'interaction de l'écoulement des eaux avec les bâtiments.

Mise en service du diesel de secours sur le toit du bâtiment ILL4 : ce diesel a été installé et mis en service suite aux ECS afin de disposer d'une alimentation secourue de la surveillance de l'installation (salle de contrôle) en cas d'inondation due à la rupture du barrage de Monteynard. Les deux diesels prévus dans le futur PCS (voir ci-dessus) prendront son relais en 2014.

Projet STR (Stress Test Response) : Une structure projet a été mise en place début 2012 pour prendre en charge les études et la réalisation des modifications prévues dans les ECS. L'année 2012 a vu la réalisation du nouveau bâtiment du PCS (voir ci-dessus) et le creusement des chemins de câbles reliant le bâtiment réacteur au PCS. Les études préliminaires pour la conception des nouveaux circuits de sauvegarde ont été réalisées et les dossiers correspondants transmis à l'ASN.

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.

Aucun audit n'a été réalisé en 2012.

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 2012, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

- Transports d'éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 2
- Transport d'éléments combustibles neufs : 2 arrivées
- Transports d'échantillons et de sources : 29 départs, 51 arrivées
- Transports d'emballages vides : 4 départs, 7 arrivées
- Transports de colis de déchets : 5 départs

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercice incendie du 5 juin 2012** : Un feu avec victime à évacuer a été simulé dans le bâtiment d'entreposage de déchets radioactifs ILL27. La FLS, le SDIS et la CMIR ont participé à cet exercice. Deux axes d'amélioration ont été mis en évidence :
 - La nécessité de pouvoir disposer d'un inventaire radiologique à l'entrée du bâtiment : ceci a été effectué.
 - La nécessité d'améliorer les moyens de communication mis à disposition des intervenants extérieurs (radios, téléphone) : ce point est en discussion.
- **Exercice PUI du 14/12/2012** : L'objectif de l'exercice était de tester l'appel des renforts sur le site après séisme avec risque de rupture du barrage de Monteynard. L'appel a été lancé à 6h00 ; il n'a pas fonctionné correctement et 10% des personnes contactées se sont effectivement rendues sur le site. Le démarrage du diesel de secours situé sur le toit du bâtiment ILL4 a été effectué avec succès. Il est prévu de tester à nouveau l'appel des renforts hors heures ouvrables.

Perspectives pour l'année 2013

- Poursuite du Projet STR (Stress Test Response) afin de mettre en œuvre les engagements pris dans les Etudes Complémentaires de Sûreté suite à l'accident de Fukushima.

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 formation et la sensibilisation de ces derniers.
- La prise en compte technique du risque radiologique dès la conception des nouvelles installations à risques radiologiques comme, par exemple, les nouveaux instruments de physique. La réalisation systématique d'un bilan dosimétrique prévisionnel lors des opérations à risque, et la recherche de moyens de limitation et d'optimisation des doses par la mise en place d'écrans de protection vis-à-vis des rayonnements par exemple.
- L'utilisation de moyens techniques performants pour la surveillance en continu des niveaux de rayonnements dans l'installation : Les agents de radioprotection exploitent ainsi une « chaîne de santé », qui regroupe une quarantaine de capteurs dans l'installation. Ils réalisent également de nombreuses mesures dans les différentes zones de l'installation avant toute intervention de personnel ; ils sont présents lors des chantiers pour assister les opérateurs du point de vue de la radioprotection.
- L'organisation du suivi dosimétrique des personnels.

Faits marquants de l'année 2012

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2012 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants et recyclage du personnel tous les trois ans ;
- Examen de toutes les interventions à risque radiologique en vue d'une optimisation ;
- Avis du service compétent en radioprotection sur les créations ou modifications d'équipement nucléaire ou d'activité se déroulant en milieu nucléaire.

Dans le processus d'amélioration systématique des postes de travail, on peut mentionner que les protections biologiques des instruments de physique D33, D16B, IN12 et SUN ont été optimisées suite aux mesures radiologiques effectuées lors de leur mise en service. Dans le même cadre, la modification de l'instrument IN11 a rendu nécessaire l'ajout d'un mur pour améliorer les conditions radiologiques dans la zone de circulation attenante.



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	LTV*	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	424	30	90	1497	454	2495
Nombre de doses nulles	331	30	79	1432	446	2318
Dose collective [Homme.mSv]	30,72	0	1,15	11,65	1,41	44,93
Dose individuelle maximale [mSv]	3,16	0	0,21	0,8	0,45	3,16
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,072	0	0,013	0,008	0,003	0,018

*Long Term Visitor

Les doses nulles correspondent à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,05 mSv. La dose individuelle moyenne est très faible, 0,018 mSv. La dose individuelle maximale de 3,16 mSv, a été reçue par une personne effectuant des travaux de maintenance mécanique. La dose collective passive reçue sur le site de l'ILL en 2012 est en diminution par rapport à celle de l'année 2011. Pour les personnels réalisant des chantiers de maintenance, cette évolution est liée à la nature des chantiers de l'année et à leur optimisation systématique. En ce qui concerne les personnels impliqués dans la réalisation des expériences cette diminution est corrélée à la durée de fonctionnement du réacteur qui est passée de 4 cycles en 2011 à 3 cycles en 2012. Au titre des éléments positifs de l'année 2012, on note une diminution des doses reçues sur l'instrument PF2, qui va au-delà de la diminution mécanique liée à la durée de fonctionnement du réacteur.

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 1,103 H.mSv se répartissant sur 24 salariés 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 occasionné de faibles rejets radioactifs. Le niveau 5 a été atteint en 1979 aux Etats Unis avec l'accident de la centrale de Three Mile Island (fusion partielle du cœur). L'accident ayant affecté 4 des 6 réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi a été classé au niveau 7, comme l'accident de Tchernobyl en 1986.

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

Bilan 2012

En 2012, 1 événement significatif a été déclaré à l'Autorité de Sûreté Nucléaire au niveau 1 et 8 au niveau 0.

- 13/03/2012 – Déflagration dans le sas d'introduction des cibles de l'expérience H9 (niveau 1).

Descriptif : Lors de la décontamination de la boîte à gant servant de sas d'introduction des cibles, une déflagration s'est produite provoquant la destruction de cette dernière. Les chiffonnettes incandescentes projetées lors de la déflagration ont rapidement été inertées au moyen d'un extincteur. L'opérateur a été légèrement blessé au bras.

Causes de l'événement : L'opérateur a utilisé de l'alcool et une décharge d'électricité statique due aux frottements a probablement provoqué l'inflammation des vapeurs d'alcool et la déflagration. Un tel événement s'était déjà produit en 2001 dans une autre boîte à gants. L'alcool avait alors été interdit et un autre produit de décontamination avait été approvisionné. La disparition du marché de ce produit ainsi que l'affichage insuffisant de l'interdiction d'alcool ont conduit à la ré-utilisation d'alcool.

Actions correctives : L'interdiction d'utilisation d'alcool a été réactualisée et affichée de façon visible. Par ailleurs, une procédure de décontamination a été établie, précisant cette interdiction. Enfin, la légère contamination du hall expérimentateur résultant de l'événement a été traitée par une opération de décontamination de grande envergure.

- 16/07/2012 – Non respect de la RGE n°18 lors d'une modification sur l'instrument GRANIT (niveau 0).

Descriptif : L'expérimentateur a modifié la configuration de l'expérience sans en faire la demande auprès des personnes responsables. Ainsi, lors de l'ouverture du faisceau de neutrons, un débit de dose gamma anormalement élevé a été constaté. Le faisceau a immédiatement été refermé.

Causes de l'événement : Le responsable d'instrument était insuffisamment formé au respect des règles de modification des instruments et n'avait donc pas transmis ces règles à l'expérimentateur.

Actions correctives : L'instrument a été consigné en attente de remise en conformité. Une formation a été mise en place pour former à terme tous les responsables d'instrument.

- 15/09/2012 – Non respect de la RGE n°18 lors d'une modification sur l'instrument FIGARO (niveau 0).

Descriptif : L'expérimentateur a modifié la configuration de l'expérience après en avoir fait la demande auprès des personnes responsables mais sans attendre leur retour. Ainsi, il a été constaté un débit de dose gamma anormalement élevé sur l'aire expérimentale voisine.

Causes de l'événement : Le responsable d'instrument était insuffisamment formé au respect des règles de modification des instruments et ne s'était donc pas assuré que sa demande avait été prise en compte.

Actions correctives : L'instrument a été consigné en attente de remise en conformité. Une formation a été mise en place pour former à terme tous les responsables d'instrument.

- 18/07/2012 – Chute du crochet du palan du portique de manutention des hottes (niveau 0).

Descriptif : Lors d'une opération de contrôle périodique de ce palan, les opérateurs de la société sous traitante en charge de l'opération ont pris l'initiative de résoudre une panne sur un fin de course sans en avertir le responsable de l'équipement. Lors de leur intervention dans l'armoire électrique, une erreur de câblage les a conduits à inverser la montée et la descente du crochet. Lors du test, le fin de course ne fonctionnant pas, le crochet étant déjà en position haute, l'ordre de descente donné sur le pupitre a conduit à la montée du crochet et à la rupture du câble. Le crochet est tombé sur la margelle en bordure de la piscine d'entreposages des éléments combustibles usés.

Causes de l'événement et conséquences potentielles : Erreur lors du dépannage. De plus, la procédure ne prévoyait pas le dépannage. Le sous traitant n'était pas habilité par l'ILL à manœuvrer ce palan. Le crochet aurait pu tomber dans la piscine car la procédure ne spécifiait pas de faire les essais crochet en position margelle.

Actions correctives : il a été immédiatement rappelé au sous traitant qu'il devait strictement se conformer aux actions prévues dans les procédures et qu'il devait immédiatement prévenir le responsable de l'équipement en cas d'anomalie constatée. La procédure a de plus été mise à jour afin de spécifier que l'opération de contrôle devait être effectuée crochet au dessus de la margelle. Enfin, la note d'habilitation des moyens de manutention du niveau D a été mise à jour et il a été porté à la connaissance des sous traitants qu'ils n'étaient pas habilités à manœuvrer ces moyens.

- 02/09/2012 – Défaillance du moteur de la voie de pilotage n°1 (niveau 0).

Descriptif : Un ordre permanent de montée de la barre de pilotage a provoqué la chute des barres de sécurité sur seuil V_{Rmin} (atteinte de la puissance minimale du réacteur sur contrôle des chaînes haute puissance).

Causes de l'événement et conséquences potentielles : Un défaut de la carte d'isolement galvanique a provoqué cet ordre d'insertion permanent. Si la barre de pilotage avait été en cours de descente au moment du défaut, l'effet aurait été inverse et la chute des barres se serait produite sur l'atteinte du seuil de puissance maximale V_{Rmax} .

Actions correctives : La carte d'isolement galvanique a été remplacée.

- 16/10/2012 – Non respect de la durée d'indisponibilité du diesel ILL4 (niveau 0).

Descriptif : la mise en place d'un banc de charge, demande postérieure à la mise en service du diesel, a nécessité de rendre indisponible ce diesel pendant plus de 24h, durée maximale d'indisponibilité.

Causes de l'événement : il avait été jugé que ce dépassement ne posait pas de problème de sûreté compte tenu du fait que d'une part, le réacteur était à l'arrêt et d'autre part, que l'on était encore dans une phase de mise en service d'un équipement inexistant auparavant.

Actions correctives : lors d'une prochaine situation similaire, une FEI sera ouverte pour une meilleure anticipation des éventuelles dérogations aux RGE à demander.

- 20/03/2012 – Non respect de la RGE n°5 sur la périodicité du contrôle des sécurités provoquant l'isolement du TRD (niveau 0 ; Sûreté : critère 3)

Causes de l'événement : Cet essai n'avait pas été retranscrit dans la NAQ n°21 qui est le document de référence pour la réalisation des CEP.

Actions correctives : le CEP concerné a été réalisé et a montré le bon fonctionnement de l'installation. La NAQ n°21 a été mise à jour. La RGE n° 5 a été également mise à jour pour signaler que sa mise à jour doit entraîner celle de la NAQ n°21.

- 11/12/2012 – Non respect de la périodicité du contrôle de certaines mesures (RGE n°5) :

Descriptif : certaines mesures n'ont été contrôlées que tous les 3 ans alors que la RGE l'exigeait tous les 2 ans.

Causes de l'événement : Modification en 1999 de la NAQ 13 (liste du matériel à qualité surveillée qui précise également la périodicité des contrôles associés) sans répercussion de la modification sur la NAQ n°21, ni sur la RGE n°5 . De plus, cette anomalie avait déjà été mise en évidence en 2010 lors d'un audit.

Actions correctives : programmation de nouveaux essais afin de respecter la périodicité de la RGE. Remise en cohérence des documents.

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 2012 exprimés en Tera-Becquerel (TBq) ou en Mega-Becquerel (MBq)

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2012	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	0,88	10
Tritium (TBq)	11,6	75
Carbone 14 (TBq)	0,45	2
Iodes (MBq)	1,4	1000
Aérosols (MBq)	0,31	100

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

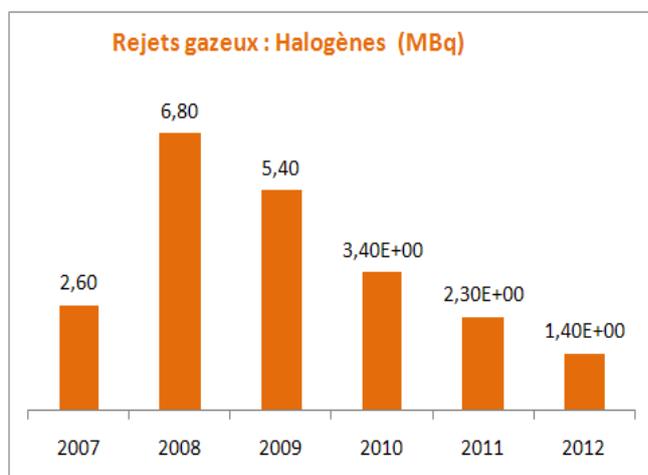
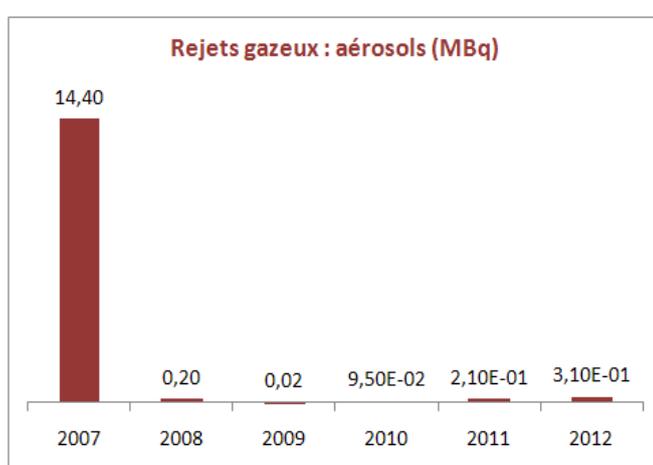
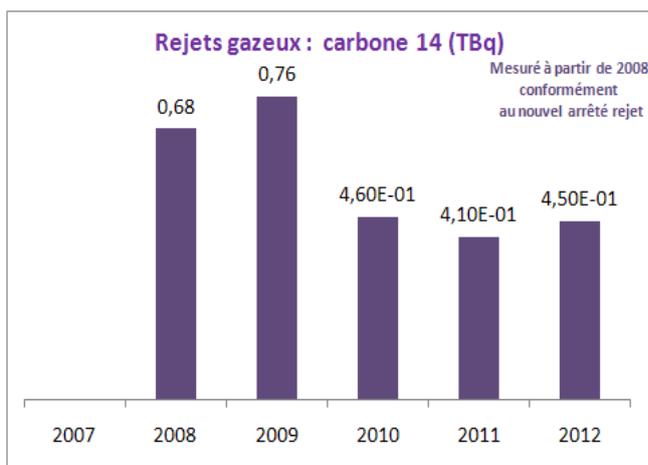
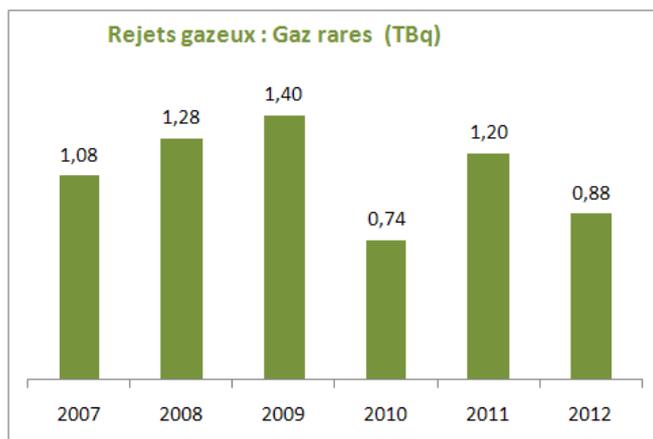
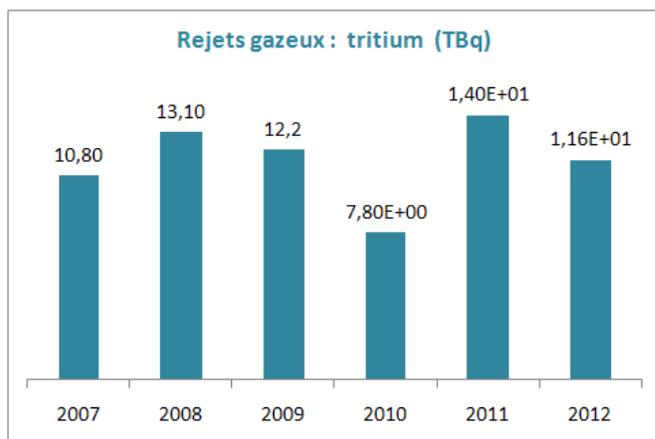
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

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

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

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

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets par catégorie depuis 2007 :



Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative ; l'évolution depuis 2007 montre une relative stabilité. Les rejets 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. En 2010, les rejets sont globalement plus faibles, car il n'y a eu que 2,5 cycles de fonctionnement du réacteur au lieu de 4 en 2009. Les rejets de l'année 2011 (4 cycles de fonctionnement) sont en cohérence avec ceux de

2009. Ceux de 2012 sont légèrement plus faibles qu'en 2011, dû au fait que seulement 3 cycles réacteur ont été réalisés.

Il est à noter qu'en ce qui concerne les rejets d'halogènes et d'aérosols, les activités rejetées sont rarement supérieures à la limite de détection qui est de l'ordre de quelques millièmes de l'autorisation de rejet.

Les rejets liquides

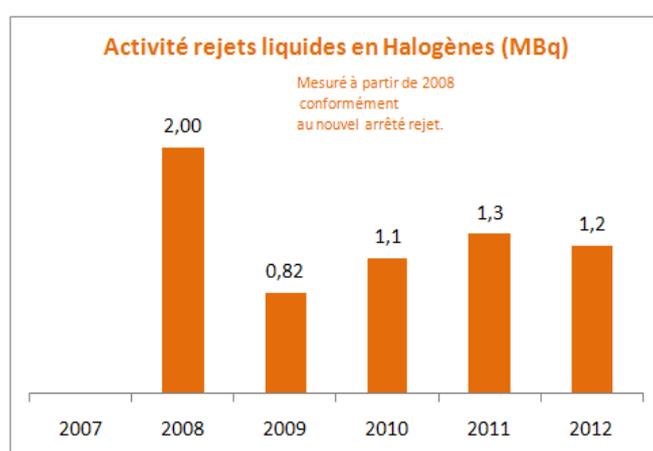
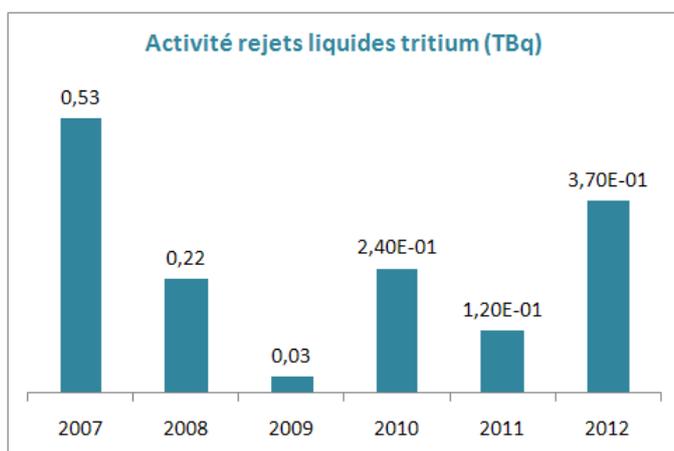
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août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

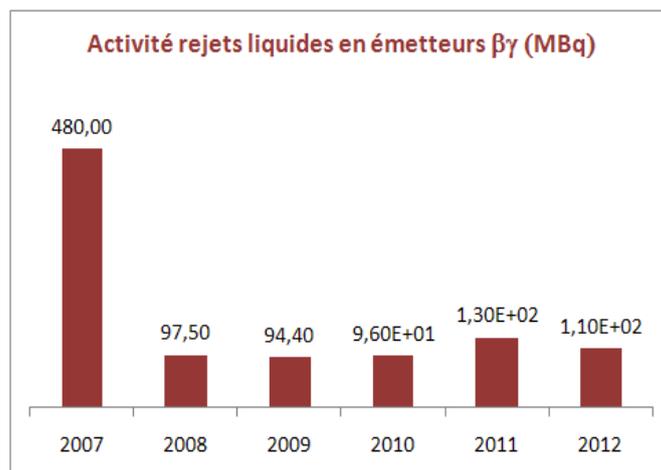
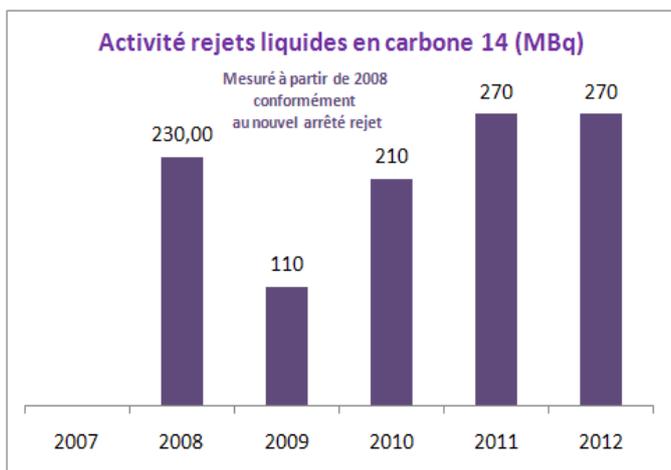
- Vérification de l'absence d'émetteurs alpha
- Emetteurs beta/gamma
- Iodes
- Tritium
- Carbone 14

Le tableau suivant présente le bilan pour 2012 :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2012	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,37	1
Carbone 14 (MBq)	270	1500
Iodes (MBq)	1,2	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	110	1000

Ces rejets représentent un volume de 792 m³. Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides depuis 2007.





Les rejets sont largement en deçà des autorisations et restent relativement stables depuis 2008 ; il sont néanmoins plus faibles en 2009 du fait de l'indisponibilité de l'installation de rejet pendant 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 rejet 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.

Paramètre mesuré	Valeur Maximale 2012 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007
PH	8,6	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	2,4	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	38	125
MEST (Matières en suspension totales)	700*	35
Azote global	1,49	30
Phosphore total	0,45	10
Hydrocarbures totaux	0,11	10
Sulfates	46	600
Carbonates	0	100
Nitrates	6,5	30
Sels	299	30000
Métaux	3,38	5

*Cette valeur élevée est due à un chantier de carottage ayant chargé les eaux pluviales en limon

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 2012 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).

2012	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,085	0,064	0,094
Impact rejets liquides	0,0054	0,0037	0,0046

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 2012

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2012, 7 fûts de 120L et 3 bonbonnes de 30L ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

Il n'y a pas eu d'expédition de déchets TFA en 2012.

Déchets FA/MA/HA

61 fûts de déchets incinérables FA ont été expédiés vers SOCODEI-CENTRACO. 7 caissons de 5 m³ et 1 caisson de 10 m³ ont été expédiés vers l'ANDRA (Centre de Stockage de l'Aube).

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2011

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	50 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	20 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	30 TBq	³ H, PA
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	60 TBq	³ H, PA
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	1,5 m ³	27 TBq	³ H
• Déchets solides	0,25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	5,6 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	19 m ³	0,5 GBq	³ H, PA
• Déchets inertes (béton)	80 m ³	1 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	66 m ³	260 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	55 m ³	325 GBq	³ H, PA
• Fûts 120L PEHD incinérables	5520 l	1 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	30 800 l	300 MBq	PA, ³ H
• Déchets de laboratoire	420 l	8 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1500 l	300 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	15 m ³	15 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	200 l	2 MBq	PA
• Déchets liquides	850 l	3,5 TBq	³ H, PA

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2012

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	50 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	20 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	30 TBq	PA, ³ H
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	60 TBq	PA, ³ H
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	1,5 m ³	27 TBq	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	5,74 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	20 m ³	0,5 GBq	³ H, PA
• Déchets inertes (béton)	80 m ³	1 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	66 m ³	260 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	32 m ³	400 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	5520 l	1 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	28 800 l	40 GBq	PA
• Déchets de laboratoire	240 l	2 MBq	PA, ³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1650 l	300 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	10 m ³	10 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	2000 l	3 GBq	PA
• Déchets liquides	1000 l	3,5 TBq	³ H, PA

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 décru d'un facteur 2.

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

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

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

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

Mesure des effets des rayonnements sur l'homme

- La dose absorbée par la cible des rayonnements est définie comme l'énergie reçue par unité de masse de la cible, en joules par kilogramme, c'est-à-dire en Grays (Gy) dans le système SI. On définit également un **débit de dose**, c'est-à-dire l'énergie absorbée par kilogramme et par unité de temps, c'est-à-dire en gray par heure (Gy/h).
- La dose équivalente, H, est la dose absorbée pondérée d'un facteur représentant la nocivité du type de rayonnement considéré. L'unité du Système International (SI) est le **Sievert** (Sv).
- **La dose efficace**, E est la somme pondérée des doses équivalentes H_T aux organes et tissus T irradiés. Elle rend compte du risque d'apparition de cancer. L'unité utilisée est également le Sievert.

Avis du CHSCT



CHSCT

Grenoble, le 8 juillet 2013
DA/Dir APjb 41/13

**Procès verbal du CHSCT extraordinaire du 05.07.2013 relatif au rapport
TSN 2012 (Transparence et Sécurité Nucléaire)**

Présents: M. Rodriguez-Castellano, D. Atkins, A. Pascaud, G. Rochex, E. Courraud,
O. Meulien, C. Chazette, C. Fauchier, J. Tribolet.
Intervenant : V. Caillot (rédactrice du rapport TSN).
Excusés: O. Duny, M. Falanga, C. Gillart, V. Mayeux.

I. Rapport annuel TSN 2012

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

La loi n° 2006-686 ainsi que le rapport ont été présentés par V Caillot, Ingénieur Sureté.

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 2012.

L'avis d'approbation du CHSCT inclus dans le rapport de Transparence et Sécurité Nucléaire 2012 est joint en annexe.

O. DUNY
Secrétaire du CHSCT
PO A. PASCAUD