

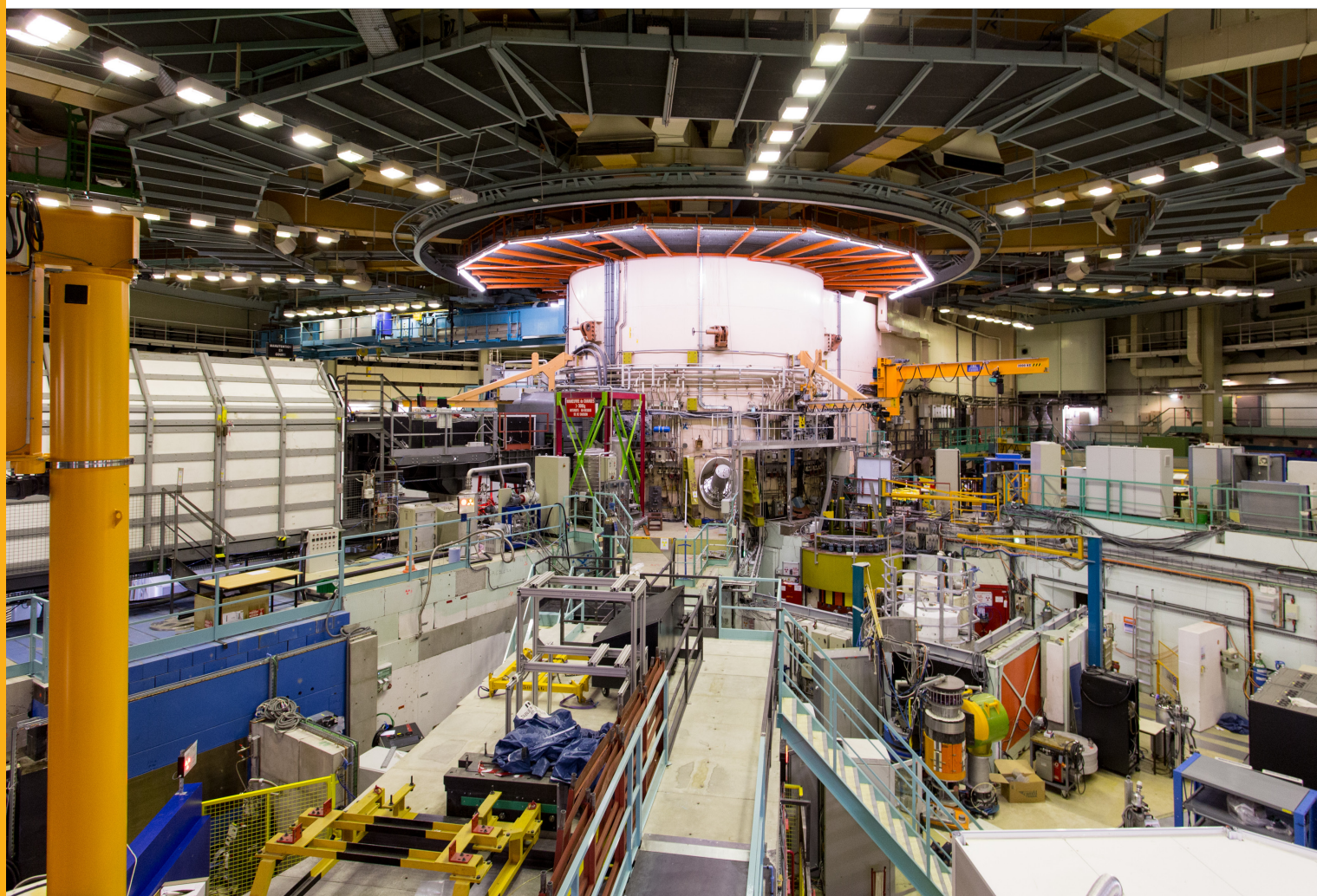
IRSN

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Faire avancer la sûreté nucléaire

Sûreté des installations nucléaires de base civiles autres que les réacteurs du parc électronucléaire français en fonctionnement

**ENSEIGNEMENTS TIRÉS PAR L'IRSN
DES ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS
DÉCLARÉS EN 2015 ET 2016**



L'IRSN

Faire avancer la sûreté nucléaire

L'IRSN est un établissement public à caractère industriel et commercial, créé en 2001, dont les missions sont définies par la loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte. Il est placé sous la tutelle conjointe des ministres chargés respectivement de l'écologie, de la recherche, de l'industrie, de la santé et de la défense.

Expert public des risques nucléaires et radiologiques, l'Institut apporte, par ses missions de recherche, d'expertise et de surveillance, une évaluation scientifique et technique de ces risques. Ses activités s'étendent à de nombreux domaines tant en France qu'à l'international : sûreté des installations, des transports et des déchets nucléaires, surveillance de l'environnement, des travailleurs et des patients, conseil et intervention en cas de risque radiologique, radioprotection de l'homme en situations normales et accidentelles. Ses compétences sont également mises en oeuvre pour les activités analogues intéressant la défense.

L'IRSN concourt directement aux politiques publiques en matière de sûreté nucléaire, de protection de l'homme et de l'environnement contre les rayonnements ionisants ainsi que de protection des matières nucléaires, des installations et des transports à l'égard des risques de malveillance. Il interagit dans ce cadre avec tous les acteurs concernés : pouvoirs publics, et notamment les autorités de sûreté et de sécurité nucléaires, collectivités locales, entreprises, organismes de recherche, associations, parties prenantes et représentants de la société civile. L'Institut s'attache à informer le public en rendant accessibles les résultats de ses travaux. Par ses actions, il contribue également à d'autres politiques publiques majeures comme celles de la recherche et de l'innovation, de la santé au travail ou de la santé environnementale.

L'Institut compte environ

1 770 collaborateurs

parmi lesquels de nombreux ingénieurs, médecins, agronomes, vétérinaires, techniciens, experts et chercheurs.

Pour mener à bien ses missions, l'IRSN dispose d'un et dispose d'un

budget d'environ 287 M€.

La sûreté et la radioprotection exigent une vigilance permanente de l'ensemble des acteurs impliqués car elles ne sont jamais définitivement acquises ; elles doivent rester une priorité, et ce dans un esprit de progrès permanent.

Ce progrès, pour l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), passe par l'évolution continue des connaissances à partir de deux sources complémentaires que sont la recherche d'une part, l'analyse attentive du retour d'expérience national et international d'autre part, évolution indispensable à une évaluation des risques nucléaires et radiologiques conforme à l'état de l'art, et au plus près des réalités du terrain.

Dans le cadre de ses missions, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) assure une veille technique permanente de l'état de la sûreté et de la radioprotection dans les installations nucléaires de base civiles et des transports de substances radioactives à usage civil sur le territoire français.

Cette veille s'exerce notamment par l'analyse des événements significatifs relatifs à ces installations et à ces transports déclarés à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) par les exploitants, afin d'en tirer les enseignements utiles destinés à alimenter son retour d'expérience. Les événements les plus marquants font l'objet d'une analyse approfondie par l'Institut. En complément, l'IRSN réalise un examen d'ensemble de ces événements pour en faire ressortir des enseignements globaux ainsi que des tendances d'évolutions et identifier des axes de progrès nécessitant une vigilance particulière de la part des exploitants. Les résultats de ces analyses globales sont présentés dans trois rapports de mission :

- le rapport intitulé « Le point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français », publié tous les ans depuis 2008, concerne les 58 réacteurs à eau sous pression en fonctionnement du parc national électronucléaire d'EDF ;
- le rapport intitulé « Sûreté des installations nucléaires de base autres que les réacteurs électronucléaires en fonctionnement : Enseignements tirés des événements significatifs », publié tous les deux ans depuis 2009, concerne les installations du cycle du combustible nucléaire, les laboratoires et les réacteurs de recherche, les installations de traitement, d'entreposage ou de stockage de déchets nucléaires, ainsi que les installations arrêtées définitivement et en phase d'assainissement ou de démantèlement ;
- le rapport intitulé « Sûreté des transports de substances radioactives à usage civil sur le territoire français - Enseignements tirés par l'IRSN des événements significatifs », publié tous les deux ans depuis 2008, concerne les transports de substances radioactives à usage civil sur le territoire français.

Les risques liés aux activités nucléaires étant un sujet de préoccupation important des Français, comme l'atteste le [Baromètre IRSN sur la perception des risques et de la sécurité](#) publié annuellement par l'Institut, ces rapports visent à informer les parties prenantes et le public afin de contribuer à une meilleure compréhension des enjeux concrets de sûreté et de radioprotection. Dans cet esprit, ces rapports présentent également des sujets « génériques », ou « transverses », pour lesquels, par son expertise, l'IRSN a contribué à faire avancer la sûreté et la radioprotection.

FAITS MARQUANTS EN 2015 ET 2016 POUR LES INB CIVILES AUTRES QUE LES REACTEURS DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN FONCTIONNEMENT

PRINCIPALES EVOLUTIONS CONCERNANT LE NOMBRE ET LA NATURE DES INB

Au 31 décembre 2016, la France comptait 85 installations nucléaires de base (INB) civiles autres que les réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP) en fonctionnement. Parmi ces installations, 54 étaient en service ou en construction (Figure 1) et 31 étaient en cessation définitive d'activité (CDA) ou avaient fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD/DEM).



Vue générale du Réacteur Jules Horowitz (RJH) en construction

A cet égard, pour la période 2015-2016, les évolutions par rapport au précédent rapport public du même type concernant les années 2013 et 2014 (dénommé « rapport public INB autres que les REP 2013-2014 » dans la suite du présent rapport) concernent :

- le retrait de la liste des INB du réacteur de recherche Siloé, du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), à Grenoble, et du LURE (laboratoire pour l'utilisation

du rayonnement électromagnétique), du Centre national de la recherche scientifique (CNRS), à Orsay, ces deux INB ayant été déclassées ;

- la scission de l'INB STEDS (station de traitement des effluents actifs et des déchets solides), du CEA, à Cadarache, en deux INB : STE (station de traitement des effluents) et STD (station de traitement des déchets) dans le but de pérenniser l'exploitation de cette dernière INB, la STE étant définitivement arrêtée depuis 2014 ;

- la régularisation en tant qu'INB de l'installation ECRIN (entreposage confiné de résidus issus de la conversion), d'AREVA NC, à Malvézi, exploitée auparavant, dans le même périmètre, sous le régime des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) ;

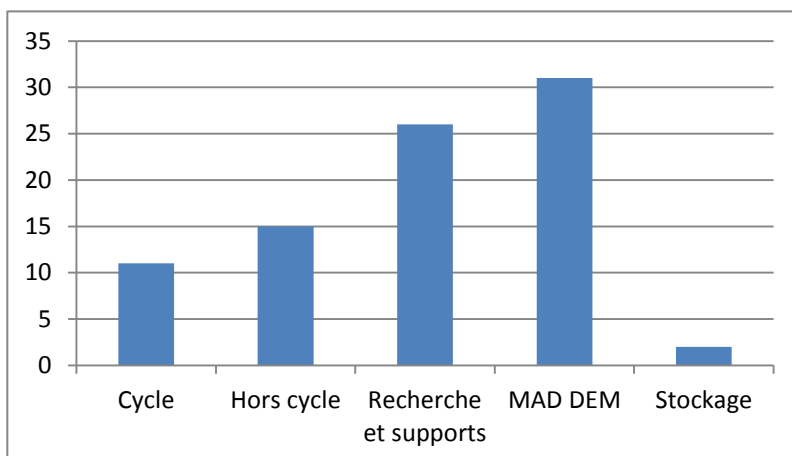


Figure 1 – Répartition du nombre d'INB autres que les REP, au 31/12/2016, par « famille » d'installations

- la création de l'INB ATLAS (AREVA Tricastin laboratoires d'analyses) regroupant les laboratoires d'analyse des différentes entités AREVA du site du Tricastin et de l'établissement AREVA FBFC de Romans-sur-Isère ;
- la création de l'INB DIADEM (déchets radioactifs irradiants ou alpha de démantèlement), sur le site de Marcoule, destinée notamment à l'entreposage des déchets irradiants en provenance d'installations exploitées par le CEA et ne pouvant pas être

entreposés dans l'installation CEDRA, située sur le site CEA de Cadarache, dédiée à l'entreposage des déchets faiblement et moyennement irradiants ;

- l'enregistrement en tant qu'INB du « Parcs uranifères du Tricastin », exploitée par AREVA NC. Cette INB relevait précédemment du régime des installations et activités nucléaires intéressant la défense ; elle a été déclassée, sur décision du Premier ministre, en juillet 2016.

PRINCIPALES EVOLUTIONS CONCERNANT LE CONTEXTE REGLEMENTAIRE

Pour la période 2015-2016, la sortie du [décret 2016-846 du 29 juin 2016](#), modifiant le [décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007](#), dit décret « procédures INB », constitue la principale évolution concernant la réglementation des INB. Ce décret décline plusieurs dispositions de la [loi du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte](#), dite « loi TECV », consolidant la réglementation des INB sur trois axes :

- les conditions de réalisation par la sous-traitance des activités, effectuées au sein des INB, liées à la sûreté ;

- l'encadrement de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement des INB. A cet égard, la loi inscrit dans le code de l'environnement le principe du démantèlement immédiat des INB, c'est-à-dire d'un démantèlement le plus tôt possible après l'arrêt de l'installation ;
- les modalités de mise en œuvre des modifications des INB ou de leur référentiel de sûreté.

ENSEIGNEMENTS TIRES DES EVENEMENTS SIGNIFICATIFS

Les enseignements tirés par l'IRSN de son analyse des événements significatifs (ES) relatifs aux INB autres que les REP déclarés à l'ASN en 2015 et en 2016 font l'objet du

cinquième rapport public de l'IRSN consacré à ce sujet. Les quatre précédents rapports ont couvert la période 2005-2014.

APERÇU GENERAL

Les principales tendances tirées du bilan global des événements significatifs réalisé pour 2015 et 2016 ne montrent pas d'évolution notable [par rapport aux années précédentes](#) :

- le nombre d'événements¹ est dans la même fourchette des 220-230 événements par an (Figure 2) ;

¹ Données IRSN.

- la répartition des événements en fonction des trois domaines de déclaration « sûreté » (ESS), « radioprotection » (ESR) et « environnement » (ESE) est équivalente (70-75 % d'ESS, 10 % d'ESR et 15-20 % d'ESE) ;
- aucun événement n'a été classé, par l'ASN, au niveau 2 de l'échelle INES ou au-delà ;
- aucun événement n'a eu de conséquence significative pour les travailleurs ou l'environnement ou n'a conduit à des défaillances importantes des dispositions de maîtrise des risques.

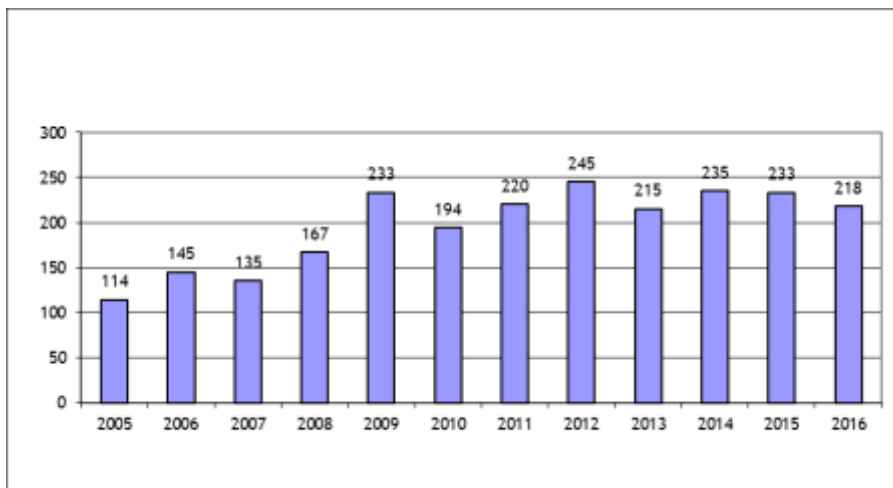


Figure 2 – Evolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2016

↳ La déclaration d'événement significatif

Dans le cadre de la réglementation en vigueur (cf. notamment [l'arrêté INB du 7 février 2012](#)), un exploitant d'INB est tenu de déclarer à l'Autorité de sûreté nucléaire tout événement survenu dans son installation, qu'il ait donné lieu ou non à des conséquences radiologiques, qui répond aux critères de déclaration définis dans le [guide de l'ASN du 21 octobre 2005](#), applicable depuis le 1^{er} janvier 2006. Ces événements sont considérés comme des événements significatifs.

Pour les INB autres que les REP, les critères de déclaration de ces événements ont été définis par l'ASN selon trois domaines de déclaration : les événements « impliquant la sûreté pour les INB autres que les réacteurs à eau pressurisée », les événements « impliquant la radioprotection pour les INB » et les événements « impliquant l'environnement pour les INB » ; un même événement peut être déclaré au titre de plusieurs de ces domaines.

Pour l'IRSN, cette relative « stabilité » du nombre annuel d'événements significatifs survenus, associée à la prépondérance, observée de façon transverse et récurrente, des facteurs organisationnels et humains à l'origine de ces événements, suggère que la maîtrise de l'exploitation au quotidien atteint un plateau. A cet égard, les tendances observées lors des précédents examens de l'IRSN se confirment, avec en particulier des défaillances survenant souvent aux « interfaces » entre

entités organisationnelles distinctes et de fréquents écarts imputés à un « non-respect de procédure » (lié par exemple à l'accumulation ou la complexification de celles-ci), associé à un référentiel d'exploitation parfois insuffisamment adapté. Aussi, pour l'IRSN, une progression dans la maîtrise de l'exploitation au quotidien, souhaitable pour renforcer la sûreté, requiert des améliorations dans ces domaines de la part des exploitants.

AMELIORATIONS CONSTATEES...

Pour la période 2015-2016, deux sujets d'amélioration retiennent plus particulièrement l'attention de l'IRSN :

- la prévention des risques de criticité dans les usines du site de Romans-sur-Isère, une diminution de moitié du nombre d'ES par rapport aux années précédentes (dix événements pendant la période 2015-2016 contre une vingtaine pendant la période 2013-2014) étant constatée. Pour l'IRSN, il s'agit des premiers résultats concrets du remaniement en profondeur de l'organisation de la sûreté du site (renforcement du service sûreté, mise en place d'une cellule retour d'expérience/facteurs organisationnels et humains) auquel l'exploitant a procédé entre 2009 et 2015, en parallèle de la rénovation de l'outil industriel et de la mise en œuvre d'améliorations de sûreté suite au réexamen de sûreté de l'usine de fabrication d'éléments combustibles pour les REP (INB n° 98). Ceci a conduit à une augmentation significative des moyens dédiés à la sûreté des installations, en renforçant notamment la sûreté « opérationnelle ».

Dans ce cadre, l'exploitant a également entrepris d'améliorer et de clarifier le référentiel d'exploitation de ses installations ;

- la représentativité des mesures de l'activité des rejets des effluents gazeux effectués par les cheminées des installations, les exploitants ayant achevé les



*Cheminée de l'usine UP2-400
AREVA NC La Hague*

contrôles demandés par l'ASN en 2012. Pour l'IRSN, l'application de la norme qui fixe les dispositions relatives à l'échantillonnage des radionucléides dans un émissaire (norme NF ISO 2889-2010), sur laquelle nombre d'exploitants s'appuient pour justifier la suffisance des dispositions qu'ils mettent en œuvre dans ce cadre, est de nature à assurer un bon degré de confiance quant à l'évaluation des rejets gazeux des INB.

...ET SUJETS DE VIGILANCE

Pour l'IRSN, les quatre sujets suivants, mis en lumière notamment par une augmentation ou une récurrence d'événements du même type pendant la période considérée, méritent une vigilance particulière de la part des exploitants :

- le respect de l'exigence de sûreté qui impose que la vanne équipant les « cylindres » d'entreposage et de transport d'hexafluorure d'uranium (UF_6), et qui permet de réaliser, par son ouverture, toutes les opérations de transfert d' UF_6 (émission, remplissage, échantillonnage), soit protégée des chocs par un capot métallique. A cet égard, une perte d'étanchéité de la fixation du corps de vanne sur le « cylindre » aurait pour effet d'entraîner la perte du confinement de l' UF_6 et son rejet dans l'environnement. En 2016, quatre événements

survenus sur le site du Tricastin ont concerné des écarts affectant le capot de protection de la vanne. Pour l'IRSN, le retour d'expérience de ces événements montre qu'une réflexion devrait être engagée sur le dimensionnement aux chocs de ce capot, en prenant en compte aussi bien ses conditions de mise en œuvre que son adaptation aux équipements utilisés pour la manutention des « cylindres » ;

- le caractère adapté et suffisant des dispositions organisationnelles et humaines mises en œuvre pour mener à bien les contrôles des filtres à « très haute efficacité », participant à la limitation des rejets radioactifs, suivant les exigences normatives en vigueur. Pour l'IRSN, lorsque ces activités sont sous-traitées, ce qui est très souvent le cas,

l'exploitant doit s'assurer, d'une part qu'il met en œuvre les dispositions permettant aux intervenants de réaliser ces activités dans le respect des exigences requises pour une bonne application de la norme, d'autre part que les sociétés prestataires prennent les dispositions nécessaires pour effectuer les opérations de contrôle de façon appropriée. Le retour d'expérience montre que des progrès restent à faire concernant ces sujets ;

- le caractère adapté et suffisant des dispositions techniques et organisationnelles associées aux phases d'habillage et de déshabillage des opérateurs intervenant dans des zones à risque de contamination. A cet égard, trois événements ont entraîné une contamination interne des opérateurs à l'issue de la phase de déshabillage, en sortie de chantiers impliquant des radionucléides émetteurs de rayonnements alpha (tels que l'uranium, le plutonium, l'américium). Pour l'IRSN, les axes d'amélioration concernent l'acquisition et le

maintien des compétences des intervenants, et passent par le contenu des formations délivrées (mises en situation présentant les bonnes pratiques et les erreurs à éviter lors des phases d'habillage et de déshabillage) ainsi que par la périodicité des recyclages associés ;

- la prise en compte des particularités des phases de repli des chantiers de démantèlement (traitement et conditionnement des déchets avant leur évacuation par exemple). En effet, le démantèlement d'une installation nucléaire est souvent constitué d'opérations très nombreuses, parfois simultanées, chacune comportant des risques spécifiques (dissémination de substances radioactives, incendie...) ou des contraintes propres (exiguïté, bruit...). Pour l'IRSN, l'incendie du 23 septembre 2015 sur le site des monts d'Arrée rappelle la nécessité de tenir compte des risques particuliers à ces phases de repli qui doivent faire l'objet d'analyses de sûreté et de documents opérationnels adaptés.

Les filtres THE

Avant rejet dans l'environnement, les effluents gazeux produits dans une INB font l'objet d'une épuration à l'aide d'un filtre à « très haute efficacité », dit filtre « THE ». Ce filtre doit permettre d'épurer l'air des poussières radioactives avec une efficacité minimale requise de 99,9 % dans la configuration la plus défavorable. Selon les installations, et selon les situations accidentelles envisagées, jusqu'à trois niveaux successifs de filtres peuvent être mis en œuvre.

A cet égard, les filtres THE du dernier niveau de filtration (DNF) sont testés tous les ans. Ces tests sont particulièrement importants car, en particulier en cas d'accident, les filtres THE du DNF permettent de maîtriser la radioactivité rejetée par la cheminée dans l'environnement ; à ce titre, ils doivent donc disposer d'une efficacité minimale garantie.



Banc d'essais de filtres THE (BORA) à l'IRSN - Fontenay-aux-Roses.

POINT SUR LES EVALUATIONS COMPLEMENTAIRES DE SURETE

À la suite de l'accident survenu dans la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011, des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) ont été menées, en 2011 et 2012, sur la plupart des INB françaises autres que les REP, dont les usines du cycle du combustible, les réacteurs expérimentaux et les laboratoires nucléaires, en fonctionnement ou en phase de CDA/MAD DEM. A l'issue de ces évaluations, dans l'objectif d'accroître la robustesse des installations en constituant un « noyau dur » post-Fukushima, l'intérêt de renforcer les moyens existants et de mettre en place de nouveaux équipements ou des dispositions dimensionné(e)s pour faire face à des agressions d'origine naturelle plus sévères que celles retenues jusqu'alors dans les démonstrations de sûreté de ces installations, a été identifié.

La définition et la mise en place de ces dispositions, commencées en 2012, s'est poursuivie en 2015 et 2016. Dans ce cadre, les exploitants ont en particulier :

- entrepris la construction de nouveaux centres de gestion de crise dimensionnés aux aléas extrêmes, qui font partie du « noyau dur » et sont destinés à abriter les moyens humains et matériels de gestion et d'intervention en situation d'urgence. Pour l'IRSN, les options de sûreté retenues par les exploitants pour la conception de ces centres (sites AREVA de La Hague, MELOX, Romans-sur-Isère et Tricastin) sont adaptées, mais des

justifications complémentaires doivent être apportées, notamment sur leur dimensionnement aux aléas extrêmes et sur leur capacité à permettre la réalisation des fonctions requises pour toutes les situations redoutées dans les installations ;



Vue de l'un des nouveaux bâtiments de gestion de crise construits par les exploitants

- mis en place des dispositions destinées à assurer une organisation efficace et robuste de la « reprise en main » des différents sites en cas de situation extrême, dans l'attente de l'arrivée de renforts extérieurs. Pour l'IRSN, les analyses et les actions menées par les exploitants pour concevoir et valider ces organisations incluant des renforts (force d'intervention nationale d'AREVA (FINA) et force d'action rapide nucléaire (FARN) du CEA) vont dans le bon sens, mais doivent être complétées, en particulier pour vérifier la capacité des organisations (cas de la gestion du stress notamment) à mener les actions prévues (diagnostic de l'état des installations, remédiation ou limitation des conséquences des situations redoutées) avec des effectifs potentiellement restreints, des sites et des installations nucléaires dégradées ainsi que des ambiances contaminées ou toxiques.

↳ Le « noyau dur » post-Fukushima

Le « noyau dur » post-Fukushima est un ensemble de moyens matériels, organisationnels et humains, conçu pour assurer de manière durable les fonctions de sûreté vitales d'une installation, en cas de perte totale des sources de refroidissement ou de l'alimentation électrique, potentiellement due à une agression extrême.

SOMMAIRE

1

Les installations nucléaires de base autres que les réacteurs du parc électronucléaire français en fonctionnement 2

- Eclairage sur le contexte réglementaire 3
- Les 85 INB autres que les REP 5
- Éléments relatifs à la sûreté des installations 11

2

Analyse globale des événements survenus en 2015 et en 2016 12

- Éléments relatifs à la déclaration des événements 13
- Éléments relatifs à l'analyse des événements par l'IRSN 15
- Bilan global des événements et principales tendances observées par rapport aux années précédentes 18
- Analyse transverse des principaux types d'événements et évolutions par rapport aux années précédentes 19

3

Événements marquants 40


- Événements relatifs à la radioprotection déclarés en mai 2015 et juin 2016 sur le centre CEA de Cadarache et en juin 2016 sur le site EDF de Saint-Laurent A 41
- Événement relatif à la criticité survenu le 22 septembre 2015 sur le site de Romans-sur-Isère 46
- Événement relatif à l'incendie survenu le 23 septembre 2015 sur le site des Monts d'Arrée 48

4

Sujets transverses 52

- Point sur les évaluations complémentaires de sûreté concernant les INB autres que les REP pour la période 2015-2016 53
- Acquis et développements récents concernant les études et les recherches menées par l'IRSN pour les INB autres que les REP 59

Glossaire

Les mots précédés de  renvoient à des liens actifs sur la version interactive disponible sur le site www.irsn.fr

1

LES INSTALLATIONS NUCLEAIRES DE BASE AUTRES QUE LES REACTEURS DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS EN FONCTIONNEMENT

ECLAIRAGE SUR LE CONTEXTE REGLEMENTAIRE

LES 85 INB AUTRES QUE LES REP

ELEMENTS RELATIFS A LA SURETE DES INSTALLATIONS

Au 31 décembre 2016, la France comptait 85 installations nucléaires de base (INB) civiles n'appartenant pas à la catégorie des réacteurs électronucléaires de production d'électricité en fonctionnement.

Ces INB sont de natures très diverses : réacteurs de recherche, laboratoires, usines de fabrication de combustible nucléaire, irradiateurs industriels, installations de traitement, d'entreposage ou de stockage de déchets... Elles sont en exploitation, en cessation définitive d'activité ou ont fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

Elles présentent des risques dont la nature et l'importance, ainsi que les conséquences pour les travailleurs, le public et l'environnement pouvant en résulter, diffèrent sensiblement d'une installation à une autre.

Elles sont toutes soumises à la réglementation des INB qui, pendant la période 2015-2016, a évolué avec le décret 2016-846 du 29 juin 2016 qui modifie le décret « procédures INB » de novembre 2007 en déclinant plusieurs dispositions de la loi du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte.

ECLAIRAGE SUR LE CONTEXTE REGLEMENTAIRE

APERÇU GENERAL

En France, les activités impliquant la mise en œuvre ou l'utilisation de substances radioactives ou de rayonnements ionisants à des fins civiles et comportant un risque d'exposition des personnes à ces rayonnements (activités nucléaires) concernent principalement :

- le domaine médical (radiodiagnostic, radiothérapie, médecine nucléaire) ;
- le domaine de l'industrie liée à la production d'électricité d'origine nucléaire (réacteurs électronucléaires - [Figure 1.1](#), usines de fabrication ou de traitement du combustible nucléaire, installations de traitement, d'entreposage ou de stockage des déchets radioactifs, transport de matières radioactives...);
- le domaine de l'industrie agro-alimentaire et de l'industrie pharmaceutique (irradiateurs industriels utilisés à des fins de stérilisation, cyclotrons consacrés à la production commerciale d'isotopes pour la médecine nucléaire...);
- le domaine des contrôles techniques industriels (recherche de plomb dans les bâtiments - [Figure 1.2](#), détection de masses métalliques dans les aéroports, contrôles de soudures...);
- le domaine de la recherche (réacteurs de recherche, accélérateurs de particules, laboratoires « chaud » de recherche et d'analyse...).



Figure 1.2 - Appareil de marque NITON-XLp 300 permettant l'analyse par fluorescence X pour la recherche de plomb



Figure 1.1 - Vue des aéroréfrigérants de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux B

Ces activités sont soumises à des dispositions générales inscrites dans le [code de la santé publique](#) et, selon l'importance des risques qu'elles sont susceptibles d'engendrer, à un régime juridique spécifique.

Parmi les installations dans lesquelles ces activités s'exercent, un certain nombre relèvent de la réglementation des installations nucléaires de base (INB) en raison de leur nature ou de la quantité ou de l'activité totale des substances radioactives¹ qui peuvent y être détenues ou mises en œuvre. Le régime d'autorisation et de contrôle de ces INB est fondé sur les dispositions du code de l'environnement ([titre IX du livre V](#)) qui sont précisées dans les principaux textes réglementaires mentionnés dans le [précédent rapport public du même type concernant les années 2013 et 2014](#) consultable sur le site internet de l'IRSN (rapport dénommé « rapport public INB autres que les REP 2013 - 2014 » dans la suite du texte).

C'est l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) qui a en charge le contrôle de la sûreté et de la radioprotection des INB.

¹ La définition de l'article L542-1-1 du code de l'environnement indique que les substances radioactives englobent les matières radioactives et les déchets radioactifs.

PRINCIPALES EVOLUTIONS INTERVENUES EN 2015 ET EN 2016

Depuis la [loi n° 2006-686 du 13 juin 2006](#) relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite « loi TSN », et le [décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007](#), dit décret « procédures INB », des évolutions affectant la réglementation applicable aux INB ont eu lieu. En 2015 et en 2016, le [décret 2016-846 du 28 juin 2016](#), modifiant le décret « procédures INB », constitue la principale évolution. Il décline plusieurs dispositions de la [loi du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte](#), dite « loi TECV », consolidant la réglementation des INB sur trois axes :

- l'encadrement de la sous-traitance pour les activités effectuées au sein des INB liées à la sûreté. Les nouvelles dispositions visent à mieux encadrer la maîtrise par l'exploitant des activités sous-traitées et à éviter une perte de maîtrise des conditions de cette sûreté ;
- l'encadrement de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement des INB. A cet égard, la loi inscrit dans le code de l'environnement le principe du démantèlement immédiat des INB, c'est-à-dire le plus tôt possible après l'arrêt de l'installation. De plus, la procédure distingue la phase d'arrêt définitif de l'installation, réalisée sur la base du référentiel de sûreté d'exploitation applicable, qui

doit faire l'objet d'une déclaration à l'ASN, et la phase de démantèlement de l'installation, dont les modalités doivent être approuvées par l'État sur la base d'un dossier de sûreté proposé par l'exploitant (**Figure 1.3**) ;

- les modalités de mise en œuvre des modifications des INB ou de leur référentiel de sûreté. Le décret prévoit, en fonction des enjeux de sûreté associés et des dispositions de contrôle interne mises en place par l'exploitant, deux modalités différentes, à savoir, soit une autorisation de l'ASN, soit une simple déclaration de l'exploitant auprès de celle-ci.

Par ailleurs, en 2015 et en 2016, l'ASN a publié des décisions réglementaires, destinées à préciser les décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, relatives notamment au contenu des rapports de sûreté des INB ([décision n° 2015-DC-0532](#) du 17 novembre 2015) et à la classification des INB au regard des enjeux de sûreté qu'elles présentent ([décision n° 2015-DC-0523](#) du 29 septembre 2015).

L'IRSN est associé aux différents stades du processus d'élaboration de cette réglementation technique et les projets de texte sont soumis à la consultation du public en application de [l'article L120-1 du code de l'environnement](#).

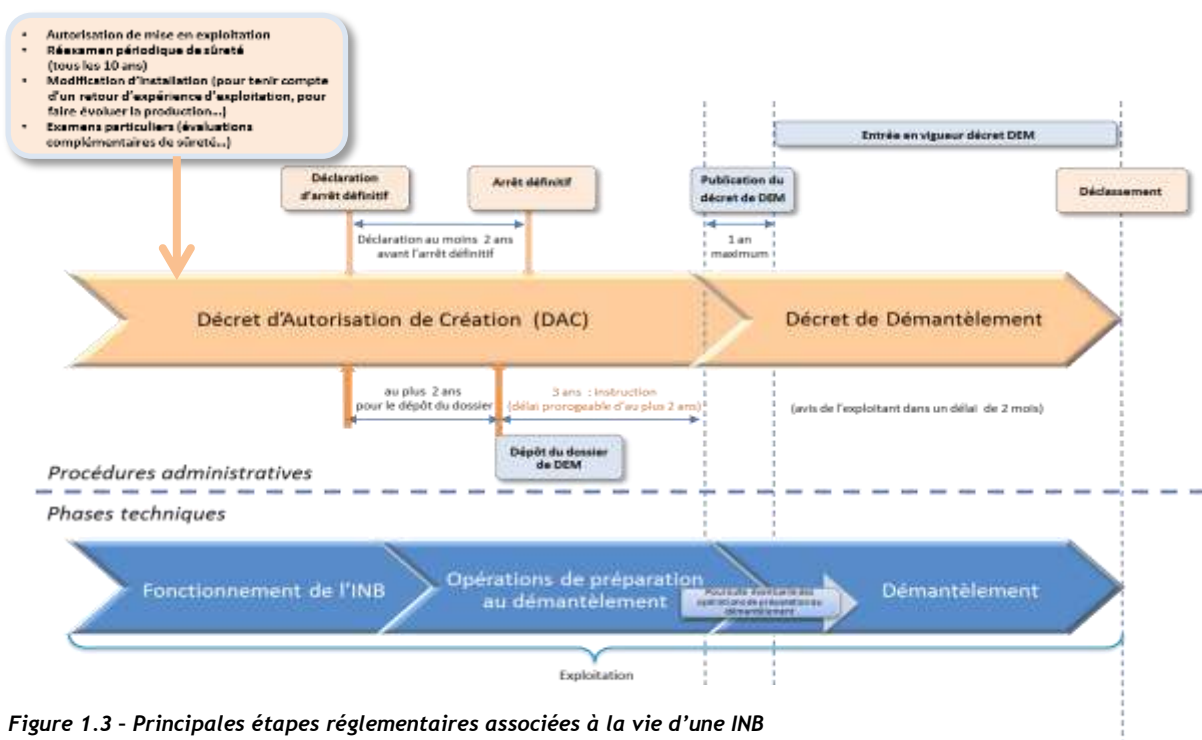


Figure 1.3 - Principales étapes réglementaires associées à la vie d'une INB

LES 85 INB AUTRES QUE LES REP

SITUATION GENERALE CONCERNANT LES INB CIVILES AU 31 DECEMBRE 2016

Au 31 décembre 2016, la France comptait un ensemble de 127 INB composé de :

- 42 INB constituées par les 58 réacteurs du parc des réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP) en fonctionnement, techniquement proches et exploitées par le même exploitant (EDF), et par le réacteur EPR (European Pressurized water Reactor), en construction sur le site de Flamanville (Flamanville 3) ;
- 85 INB autres que les REP en fonctionnement, dont 54 en service ou en construction (Figure 1.4) et 31 en cessation définitive d'activité (CDA) ou ayant fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD/DEM).



Figure 1.4 - Vue générale du réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH) en construction sur le site CEA de Cadarache

🔗 Quelle publication pour la liste des INB ?

La liste des INB civiles françaises est tenue à jour par l'Autorité de sûreté nucléaire et publiée de façon annuelle.

La liste des INB au 31 décembre 2016, en exploitation ou pour lesquelles une demande d'autorisation de création a été déposée en application de l'article 7 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, ainsi que la liste des INB déclassées depuis le 13 juin 2006, en application de l'article L. 593-30 du code de l'environnement, a fait l'objet de la [décision n° 2017-DC-0579](#) publiée le 17 janvier 2017.

EVOLUTIONS INTERVENUES EN 2015 ET 2016 CONCERNANT LA LISTE DES INB AUTRES QUE LES REP

Depuis le [précédent rapport public du même type concernant les années 2013 et 2014](#), quelques

INB déclassées

Le réacteur de recherche Siloé du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) à Grenoble (INB n° 20) et le laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE) du Centre

modifications sont intervenues, pendant la période 2015-2016, concernant la liste des INB autres que les REP.

national de la recherche scientifique (CNRS) à Orsay (INB n° 106) ont été déclassés, respectivement en janvier et en décembre 2015, et, en conséquence, retirés de la liste des INB.

🔗 Qu'appelle t'on déclassé d'une INB ?

Le déclassé d'une INB est une opération administrative consistant à supprimer l'installation de la liste des INB. L'installation n'est, dès lors, plus soumise au régime juridique et administratif des INB. Le déclassé ne peut intervenir qu'après la réalisation des travaux de démantèlement, la justification de l'atteinte de l'état final visé pour l'installation et éventuellement l'institution de servitudes d'utilité publique. Conformément à l'article L. 593-33 du code de l'environnement, la décision de déclassé prend la forme d'une décision de l'ASN soumise à l'homologation du ministre en charge de la sûreté nucléaire.

INB créées

L'INB constituée par la station de traitement des effluents actifs et des déchets solides (STEDS) du CEA à Cadarache (INB n° 37), a été, en juillet 2015, scindée en deux INB : la **station de traitement des effluents** (STE - INB n° 37-A) et la **station de traitement des déchets** (STD - INB n° 37-B). Cette division constitue une étape administrative qui répond à l'objectif du CEA de pérenniser l'exploitation de la STD alors que la STE est définitivement arrêtée depuis 2014 (et remplacée par l'INB n° 171 AGATE).



Figure 1.5 - Les bassins de décantation et d'évaporation du site de Malvési

L'INB dénommée ECRIN (Entreposage Confiné de Résidus Issus de la Conversion - INB n° 175) a été créée sur le site de l'établissement AREVA NC de Malvési, à Narbonne (Aude), en juillet 2015. La création d'ECRIN permet la régularisation en tant qu'INB d'une installation existante, exploitée auparavant, dans le même périmètre, sous le régime des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE). A cet égard, les effluents issus du procédé mis en œuvre, depuis les années 60, dans l'usine de Malvési (conversion de l'uranium naturel provenant des mines en tétrafluorure d'uranium - UF4) sont neutralisés à la chaux, décantés dans des bassins de décantation, pour séparer les matières en suspension, et enfin évaporés dans des bassins d'évaporation (Figure 1.5).

Les déchets ainsi produits contiennent essentiellement des radionucléides naturels ; néanmoins, des traces de

radionucléides artificiels, issus d'uranium provenant du traitement de combustibles usés de type Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG), mis en œuvre dans l'usine jusqu'en 1983, ont été mises en évidence dans les deux premiers bassins de décantation (dont l'exploitation est suspendue depuis 2004), ce qui justifie que ces deux bassins soient soumis au régime administratif des INB.

L'INB dénommée ATLAS (AREVA Tricastin Laboratoires d'AnalyseS - INB n° 176), a été créée sur le site du Tricastin en septembre 2015. Cette INB vise à regrouper les laboratoires d'analyse des différentes entités AREVA du site du Tricastin et de l'établissement AREVA FBFC de Romans-sur-Isère. L'installation a pour objet la réalisation d'analyses physico-chimiques et radiochimiques pour permettre le contrôle de conformité des matières mises en œuvre par les installations des deux sites et le suivi des rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations du Tricastin.

L'INB dénommée DIADEM (Déchets Irradiants ou Alpha de DEMantèlement - INB n° 177) a été créée sur le site de Marcoule (Figure 1.6) en juin 2016.



Figure 1.6 - Vue aérienne du site de Marcoule

Cette installation, en cours de construction en 2017, est destinée notamment à l'entreposage des déchets irradiants en provenance des installations exploitées par le CEA sur ses sites de Marcoule, Fontenay-aux-Roses,


Cadarache et Saclay, ne pouvant pas être entreposés dans l'installation CEDRA, située sur le site CEA de Cadarache, dédiée à l'entreposage des déchets faiblement et moyennement irradiants. L'installation DIADEM permettra également l'entreposage de sources radioactives usagées.

L'INB « Parcs uranifères du Tricastin », exploitée par AREVA NC sur le site du Tricastin, a été formellement enregistrée en tant qu'INB (INB n° 178), en décembre 2016, par décision de l'ASN. Cette INB relevait précédemment du régime des installations et activités nucléaires intéressant la défense dont elle a été déclassée, sur décision du Premier ministre, en juillet 2016.

LES INB AUTRES QUE LES REP AU 31 DECEMBRE 2016 PAR GRANDES « FAMILLES » D'INSTALLATIONS

Les INB autres que les REP sont de natures très diverses et leur sûreté est sous la responsabilité d'une vingtaine d'« entités », de natures différentes (organismes de recherche, industriels du nucléaire, établissement public industriel et commercial...), agissant en qualité d'exploitants.

Dans le cadre du présent rapport, les INB autres que les REP au 31 décembre 2016 sont regroupées dans cinq grandes « familles » (Tableaux 1.1 à 1.4) identiques à celles présentées dans le [rapport public INB autres que les REP 2013-2014](#).

INB DU  CYCLE DU COMBUSTIBLE			
Site	INB	Type d'activité	Exploitant
Romans-sur-Isère	FBFC/CERCA	fabrication d'éléments combustibles à base d'oxyde d'uranium pour les réacteurs de recherche	AREVA NP
	FBFC	fabrication d'éléments combustibles à base d'oxyde d'uranium pour les REP	
Chinon	MIR-Chinon	entreposage de combustible neuf pour les REP	EDF
Bugey	MIR-Bugey		
La Hague	UP3-A	traitement des combustibles irradiés	AREVA NC
	UP2-800		
	STE-3	traitement d'effluents liquides et de déchets solides	
Marcoule	MELOX	fabrication d'éléments combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium	AREVA NC
Malvési Narbonne	ECRIN	entreposage confiné de résidus issus de la conversion de l'uranium	AREVA NC
Tricastin	Installations TU5 et W ²	conversion de nitrate d'uranyle issu du retraitement en oxyde d'uranium	AREVA NC
	Georges Besse II	séparation des isotopes de l'uranium par centrifugation	SET

« nouvelle » INB en 2015-2016

Tableau 1.1 - Liste des INB du cycle du combustible au 31 décembre 2016

² L'installation W est une ICPE incluse dans le périmètre de l'INB TU5.

INB HORS CYCLE DU COMBUSTIBLE			
Site	INB	Type d'activité	Exploitant
Saclay	UPRA	production de radioéléments artificiels	CISBIO international
	POSEIDON	irradiation ou ionisation industrielle	CEA
Dagneux	Installation d'ionisation de Dagneux	irradiation ou ionisation industrielle	IONISOS
Pouzauges	Installation d'ionisation de Pouzauges		
Sablé-sur-Sarthe	Installation d'ionisation de Sablé-sur-Sarthe		
Marseille	GAMMASTER	irradiation ou ionisation industrielle	SYNERGIE HEALTH
Marcoule	GAMMATEC		
	CENTRACO	traitement par incinération ou par fusion de métaux et conditionnement de déchets radioactifs de faible activité	SOCODEI
	DIADEM*	entreposage de déchets radioactifs solides	CEA
Tricastin	IARU	assainissement et récupération de l'uranium	SOCATRI
	BCOT	maintenance de matériels nucléaires provenant d'autres INB	EDF
	Parcs uranifères du Tricastin	entreposage d'uranium appauvri	AREVA NC
Maubeuge	SOMANU	maintenance de matériels nucléaires provenant d'autres INB	AREVA NC
Bugey	ICEDA	conditionnement et entreposage de déchets activés issus de l'exploitation et du démantèlement des REP	EDF
Creys-Malville	APEC	entreposage de décroissance de combustibles et de matériaux irradiés provenant du réacteur Superphénix	EDF

« nouvelle » INB en 2015-2016

*Installation en construction

Tableau 1.2 - Liste des INB hors cycle du combustible au 31 décembre 2016

Site	INB	Type d'activité	Exploitant
INB DE RECHERCHE ET INSTALLATIONS DE SUPPORT ASSOCIEES			
Saclay	ZGDS	entreposage et conditionnement de déchets radioactifs solides	CEA
	ZGEL (STELLA)	gestion et traitement d'effluents liquides radioactifs	
	LECI	laboratoire d'essais sur combustibles irradiés	
	OSIRIS-ISIS	réacteurs dédiés à la recherche scientifique et technologique	
	ORPHEE	technologique	
Grenoble	RHF	réacteur dédié à la recherche scientifique et technologique	Institut Laue Langevin
Cadarache	CABRI	réacteurs dédiés à la recherche scientifique et technologique	CEA
	EOLE		
	PHEBUS		
	MASURCA		
	MINERVE		
	RJH*		
	ITER*	réacteur dédié à la recherche scientifique et technologique	Organisation internationale ITER
	CHICADE	laboratoire de recherche et développement	CEA
	LEFCA	laboratoire d'études et de fabrication expérimentale de combustibles nucléaires	
	STD	station de traitement de déchets	
	AGATE	gestion et traitement d'effluents	
	PEGASE/CASCAD	entreposage de substances radioactives	
	Parc d'entreposage	entreposage de déchets radioactifs solides	
	MCMF	dépôt de substances radioactives	
	LECA/STAR	laboratoire d'examen de combustibles actifs / traitement, assainissement et reconditionnement de combustibles irradiés	
CEDRA	conditionnement et entreposage de substances radioactives		
MAGENTA	réception et expédition de matières nucléaires		
Caen	GANIL	grand accélérateur national d'ions lourds	GIE GANIL
Marcoule	ATALANTE	laboratoire de recherche et développement et étude de production des actinides	CEA
Tricastin	ATLAS*	laboratoire destiné à l'utilisation de substances radioactives	AREVA NC
INB DE STOCKAGE DE DECHETS RADIOACTIFS			
La Hague	Centre de stockage de la Manche (CSM)	stockage de déchets radioactifs	ANDRA
Soulaines	Centre de stockage de l'Aube (CSA)		

« nouvelle » INB en 2015-2016

*Installation en construction

Tableau 1.3 - Liste des INB de recherche et de support associées et liste des INB de stockage de déchets radioactifs au 31 décembre 2016

INB EN CDA-MAD/DEM ³			
Site	INB	Type d'activité	Exploitant
Saclay	ULYSSE	réacteur de recherche	CEA
	LHA	laboratoire de haute activité	
Cadarache	RAPSODIE	réacteur de recherche	CEA
	ATPu	atelier de technologie du plutonium	
	ATUE	atelier d'uranium enrichi	
	LPC	transformation de substances radioactives	
	STE	station de traitement d'effluents	
La Hague	UP2-400	usine de traitement de combustible usé	AREVA NC
	STE2/AT1	traitement d'effluents liquides et de déchets solides/atelier de traitement de combustible usés	
	ELAN IIB	fabrication de sources radioactives	
	Atelier HAO	atelier « haute activité oxyde »	
Marcoule	Phénix	réacteur prototype filière à neutrons rapides	CEA
Tricastin	Georges Besse I	séparation des isotopes de l'uranium par diffusion gazeuse	EURODIF Production
	COMURHEX	transformation de substances radioactives	AREVA NC
Fontenay-aux-Roses	PROCEDE	installation de recherche	CEA
	SUPPORT	traitement d'effluents et entreposage de déchets	
Grenoble	STED	traitement d'effluents et de déchets solides	CEA
	LAMA	laboratoire de très haute activité	
	STD	entreposage de substances radioactives	
Chinon	AMI	atelier des matériaux irradiés	EDF
	Chinon A1D	réacteur de la filière Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG)	
	Chinon A2D		
	Chinon A3D		
Saint-Laurent	Saint-Laurent A1 et A2	réacteurs UNGG	EDF
	SILOS	entreposage de substances radioactives	
Bugey	Bugey 1	réacteur UNGG	EDF
Creys-Malville	Superphénix	réacteur à neutrons rapides	
Brennilis	Monts d'Arrée Brennilis EL4-D	réacteur à eau lourde	EDF
Chooz	Chooz A	REP	
Veurey-Voroize	SICN	fabrication de substances radioactives	SICN
	SICN	fabrication de combustibles nucléaires	

« nouvelle » INB en 2015-2016

Tableau 1.4 - Liste des INB en CDA-MAD/DEM au 31 décembre 2016

³ Dans la « famille » des installations en phase de MAD/DEM figurent des réacteurs nucléaires de puissance dits de « première génération », auparavant exploités par EDF, arrêtés définitivement depuis plusieurs années et actuellement en phase de préparation au démantèlement ou pour lesquels un décret de MAD/DEM a été publié. Ces réacteurs ne contenant plus de combustible nucléaire, les risques qu'ils présentent sont proches de ceux d'une installation de type « laboratoire et usine » (absence de risques liés à la réactivité et à la puissance résiduelle du combustible en réacteur).

ELEMENTS RELATIFS A LA SURETE DES INSTALLATIONS

Les INB autres que les REP se distinguent des INB REP principalement par le fait qu'elles sont susceptibles de mettre en œuvre une grande diversité de substances radioactives, ou chimiques, dont les caractéristiques (formes physico-chimiques, quantités de radioactivité ou potentiel de toxicité...) et les conditions d'utilisation (procédés utilisés, technologies déployées...) sont très variées. Il en résulte que leur exploitation présente des risques dont la nature et l'importance, ainsi que les conséquences pour les travailleurs, le public et l'environnement, diffèrent d'une installation à une autre. Toutefois, cette diversité n'exclut pas que certains aspects se retrouvent de façon prépondérante dans la très grande majorité d'entre-elles. En particulier, il est à souligner l'importance des facteurs organisationnels et humains (FOH) dans leur exploitation. En effet, les procédés mis en œuvre ou les activités réalisées dans celles-ci nécessitent généralement la réalisation d'opérations humaines à proximité des substances radioactives.

Les dispositions de sûreté et de radioprotection applicables à ces installations sont déterminées, comme pour les INB REP, dans le cadre d'une démarche essentiellement déterministe, en s'appuyant sur le principe de « défense en profondeur » ainsi que sur une démarche d'optimisation de la radioprotection.

Le principe de « défense en profondeur », mis en œuvre pour maîtriser les défaillances potentielles organisationnelles, humaines et techniques, s'applique par la mise en œuvre de cinq niveaux de défense successifs destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences (Figure 1.7) :



Source : IRSN

Figure 1.7 - Les 5 niveaux associés au principe de « défense en profondeur » en France

- les niveaux 1 à 4 sont repris dans l'article 3.1 de l'arrêté INB du 7 février 2012 ;
- le niveau 5 a pour objectif d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets radioactifs susceptibles de résulter de conditions accidentelles (cf. notamment le [plan national « Accident nucléaire ou radiologique majeur »](#)).

2 ANALYSE GLOBALE DES EVENEMENTS SIGNIFICATIFS SURVENUS EN 2015 ET EN 2016

ELEMENTS RELATIFS A LA DECLARATION DES EVENEMENTS

ELEMENTS RELATIFS A L'ANALYSE DES EVENEMENTS PAR L'IRSN

BILAN GLOBAL DES EVENEMENTS ET PRINCIPALES TENDANCES OBSERVEES PAR RAPPORT AUX ANNEES PRECEDENTES

ANALYSE TRANSVERSE DES PRINCIPAUX TYPES D'EVENEMENTS ET EVOLUTIONS PAR RAPPORT AUX ANNEES PRECEDENTES

La réglementation en vigueur impose que tout événement significatif survenu dans une INB, qu'il ait eu ou non des conséquences radiologiques, soit déclaré à l'ASN puis fasse l'objet d'un compte rendu détaillé présentant les actions correctives destinées à éviter sa répétition.

Ce chapitre présente les enseignements tirés par l'IRSN de son analyse transverse des événements significatifs « sûreté », « radioprotection » et « environnement avec une composante radiologique » survenus dans les INB civiles autres que les REP déclarés à l'ASN au cours des années 2015 et 2016. Cette analyse s'efforce de mettre en évidence les principales tendances observées et d'identifier les évolutions depuis le [rapport public](#) précédent, aussi bien en termes d'améliorations constatées que de sujets qui nécessiteraient davantage de vigilance de la part des exploitants (conditions d'exploitation, aspects liés au management de la sûreté...).

ELEMENTS RELATIFS A LA DECLARATION DES EVENEMENTS

La réglementation en vigueur (cf. notamment [l'arrêté INB du 7 février 2012](#)) impose de mettre en œuvre un système fiable de détection des anomalies ou écarts pouvant survenir dans les installations. Ce système doit permettre de déceler précocement toute sortie du domaine de fonctionnement autorisé.

Dans ce cadre, un exploitant d'INB est tenu de déclarer à l'Autorité de sûreté nucléaire tout événement survenu dans son installation, qu'il ait ou non des conséquences radiologiques, qui répond aux critères de déclaration définis dans le [guide de l'ASN du 21 octobre 2005](#), applicable depuis le 1^{er} janvier 2006. Ces événements sont considérés comme des événements significatifs (ES).

Pour les INB autres que les REP, ces critères sont définis selon trois domaines, à savoir les événements « impliquant la sûreté pour les INB autres que les réacteurs à eau pressurisée » (ESS - [Tableau 2.1](#)), les événements « impliquant la radioprotection pour les INB » (ESR - [Tableau 2.2](#)) et les événements « impliquant l'environnement pour les INB » (ESE - [Tableau 2.3](#)). Un même événement peut être déclaré au titre de plusieurs de ces domaines.

La déclaration d'événement significatif est établie à l'aide d'un formulaire figurant dans le guide de déclaration de l'ASN, puis transmise à l'ASN ainsi qu'à l'IRSN.

Hors situation d'urgence avérée, la déclaration d'événement significatif doit être effectuée dans un délai de 2 jours ouvrés suivant la détection de l'événement.

Critères de déclaration des événements significatifs impliquant la sûreté pour les INB autres que les REP	
Critère 1	Événement d'origine nucléaire ou non, ayant entraîné mort d'homme ou blessure grave nécessitant notamment une évacuation du ou des blessés vers un centre hospitalier, lorsque l'origine de la mort ou des blessures relève d'une défaillance d'un équipement lié au procédé
Critère 2	Mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, d'un des systèmes de protection et/ou sauvegarde, à l'exception des mises en service intentionnelles résultant d'actions programmées en vue de maintenir une fonction importante de sûreté
Critère 3	Événement ayant conduit au franchissement d'une ou plusieurs limites de sécurité telles que définies dans le référentiel de sûreté ou le décret d'autorisation de création de l'installation
Critère 4	Agression interne ou externe des installations : survenance d'un phénomène externe naturel ou lié à l'activité humaine, ou survenance d'une inondation interne, d'un incendie ou d'un autre phénomène susceptible d'avoir des conséquences significatives ou d'affecter la disponibilité de matériels participant à une fonction importante pour la sûreté
Critère 5	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la sûreté de l'installation
Critère 6	Événement portant ou pouvant porter atteinte à l'intégrité du confinement des matières dangereuses
Critère 7	Événement ayant causé ou pouvant causer des défaillances multiples : indisponibilité de matériels due à une même défaillance ou affectant toutes les voies d'un système redondant ou des matériels de même type participant à une ou plusieurs fonctions de sûreté de l'installation
Critère 8	Défaut, dégradation ou défaillance ayant affecté une fonction de sûreté, qui a eu ou aurait pu avoir des conséquences significatives, qu'il ait été décelé pendant la marche ou pendant l'arrêt de l'installation
Critère 9	Événement ne répondant pas aux critères précédents et affectant une fonction de sûreté mais qui est susceptible d'être précurseur d'accident ou qui présente un caractère répétitif dont la cause n'a pas été identifiée
Critère 10	Tout autre événement susceptible d'affecter la sûreté de l'installation jugé significatif par l'exploitant ou par l'Autorité de sûreté nucléaire

Tableau 2.1 - Les critères de déclaration des événements « sûreté » figurant dans le guide de déclaration des événements de l'ASN de 2005

Critères de déclaration des événements significatifs impliquant la radioprotection pour les INB	
Critère 1	Dépassement d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire ou situation imprévue qui aurait pu entraîner, dans des conditions représentatives et vraisemblables, le dépassement d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire, quel que soit le type d'exposition
Critère 2	Situation imprévue ayant entraîné le dépassement du quart d'une limite de dose individuelle annuelle réglementaire, lors d'une exposition ponctuelle, quel que soit le type d'exposition
Critère 3	Tout écart significatif concernant la propreté radiologique
Critère 4	Toute activité (opération, travail, modification, contrôle...) comportant un risque radiologique important, réalisée sans une analyse de radioprotection formalisée (justification, optimisation, limitation) ou sans prise en compte exhaustive de cette analyse
Critère 5	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la protection des travailleurs ou du public contre les rayonnements ionisants
Critère 6	Situation anormale affectant une source scellée ou non scellée d'activité supérieure aux seuils d'exemption
Critère 7	Défaut de signalisation ou non-respect des conditions techniques d'accès ou de séjour dans une zone spécialement réglementée ou interdite (zones orange et rouge)
Critère 8	Défaillance non compensée des systèmes de surveillance radiologique qui permettent d'assurer la protection des personnels présents, lors d'activités comportant un risque radiologique important
Critère 9	Dépassement de la périodicité de contrôle d'un appareil de surveillance radiologique : - de plus d'un mois s'il s'agit d'un appareil de surveillance collective permanente (périodicité réglementaire d'un mois) ; - de plus de trois mois s'il s'agit des autres types d'appareils (lorsque la périodicité de vérification prévue dans les règles générales d'exploitation ou le référentiel radioprotection est comprise entre douze et soixante mois)
Critère 10	Tout autre événement susceptible d'affecter la radioprotection jugé significatif par l'exploitant ou par l'Autorité de sûreté nucléaire

Tableau 2.2 - Les critères de déclaration des événements « radioprotection » figurant dans le guide de déclaration des événements de l'ASN de 2005

Critères de déclaration des événements significatifs impliquant l'environnement pour les INB	
Critère 1	Contournement des voies normales de rejet ayant un impact significatif, dépassement avéré de l'une des limites de rejets dans le milieu fixée par un arrêté autorisant les prélèvements et les rejets de l'installation pour les substances radioactives ou rejet de substance radioactive non autorisé
Critère 2	Contournement des voies normales de rejet ayant un impact significatif, dépassement avéré de l'une des limites de rejets dans le milieu fixée par un arrêté autorisant les prélèvements et les rejets de l'installation pour les substances chimiques, ou rejet significatif de substance chimique non autorisé (hors substances appauvrissant la couche d'ozone)
Critère 3	Dépassement avéré de l'une des limites de rejets ou de concentration présente fixée par la réglementation sanitaire ou un arrêté autorisant les prélèvements et les rejets de l'installation pour les substances microbiologiques
Critère 4	Non-respect d'une disposition opérationnelle fixée dans un arrêté autorisant les prélèvements et les rejets de l'installation qui aurait pu conduire à un impact significatif pour l'environnement
Critère 5	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter l'environnement
Critère 6	Non-respect des dispositions de l'arrêté du 31 décembre 1999, de prescriptions techniques d'équipements ou d'installations classées pour la protection de l'environnement qui aurait pu conduire à un impact significatif sur l'environnement (hors écarts aux arrêtés de rejets, aux études déchets)
Critère 7	Non-respect de l'étude déchets du site ou de l'installation conduisant à engager l'élimination d'un déchet nucléaire dans une filière conventionnelle ou à remettre en cause le caractère conventionnel d'une zone
Critère 8	Découverte d'un site pollué de manière significative par des matières chimiques ou radioactives.
Critère 9	Tout autre événement susceptible d'affecter la protection de l'environnement jugé significatif par l'exploitant ou par l'Autorité de sûreté nucléaire

Tableau 2.3 - Les critères de déclaration des événements « environnement » figurant dans le guide de déclaration des événements de l'ASN de 2005

ELEMENTS RELATIFS A L'ANALYSE DES EVENEMENTS PAR L'IRSN

LES COMPTES RENDUS D'EVENEMENT SIGNIFICATIF ET LEUR ANALYSE PAR L'IRSN

Le déclarant doit transmettre à l'ASN un compte rendu détaillé de l'événement (compte rendu d'événement significatif ou CRES) dans les deux mois suivant sa déclaration. Ce CRES doit permettre d'apporter des informations qui ne seraient pas encore connues au moment de cette déclaration ; en particulier, il doit présenter le déroulement de l'événement et l'analyse de ses causes et de ses conséquences (résultats de mesures par exemple) ainsi que les dispositions, techniques ou organisationnelles, mises en œuvre ou prévues pour éviter qu'il ne se renouvelle et tenir compte des enseignements dégagés pour améliorer la sûreté de l'installation.

Pour l'IRSN, les événements doivent être considérés comme autant d'alertes qui sont le reflet de dysfonctionnements, d'importance variable, qu'il s'agit

d'analyser et de comprendre, dans le cadre de l'exploitation de leur retour d'expérience (REX), pour identifier les pistes pertinentes d'amélioration de la sûreté des installations.

Aussi, l'IRSN s'est doté de processus et d'outils pour conduire une analyse globale des événements significatifs ainsi que leur analyse approfondie. A cet égard, en 2015, l'IRSN a lancé un projet, dénommé **A2N-T**, visant à améliorer cette analyse approfondie des événements, permettant en particulier d'en tirer des enseignements transverses à l'ensemble des INB.

Dans le but d'évaluer la qualité des CRES, sujet déjà abordé dans le [précédent rapport public](#), l'IRSN a réalisé une analyse transverse de plus de 1 000 d'entre eux concernant des ESS, des ESR et des ESE survenus en 2015 dans l'ensemble des INB civiles françaises.

RESULTATS DE L'ANALYSE PAR L'IRSN DES COMPTES RENDUS DES EVENEMENTS SIGNIFICATIFS SURVENUS EN 2015

L'analyse des comptes rendus des événements significatifs survenus en 2015 a mis en évidence qu'environ la moitié des CRES présente des lacunes (48 %) ; ces lacunes sont relatives à (Figure 2.1) :

- l'absence d'analyse des causes profondes des événements : les défaillances sont corrigées localement (par ex. par une mise à jour de la procédure d'une activité particulière pour laquelle une erreur humaine est survenue), mais les difficultés de fond qui devraient conduire à s'interroger sur la robustesse des dispositions de maîtrise des risques et qui concourent à l'occurrence de l'événement (environnement de travail, pression temporelle, non-conformités, conception peu robuste...) ne sont pas présentées et ne font pas l'objet d'actions correctives ;
- l'absence d'action corrective visant à tenir compte des enseignements tirés de l'analyse des causes effectuée : pour l'IRSN, ce constat est lié à la faiblesse de l'analyse des causes profondes évoquée ci-avant. Il est en effet plus facile

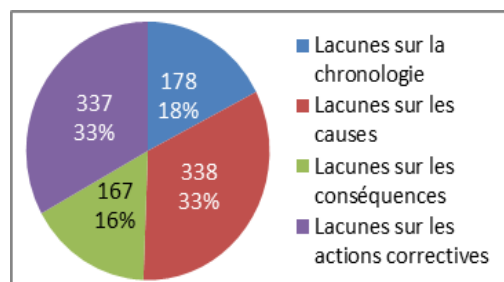


Figure 2.1 - Répartition des types de lacunes répertoriées dans les CRES

d'identifier des actions manquantes quand les causes sont bien analysées. Cependant, il faut garder à l'esprit que dans certaines situations, l'option de ne pas agir peut être tout à fait légitime dans le cadre d'une approche proportionnée aux enjeux : actions similaires en cours indépendantes de l'événement, erreur ponctuelle qui ne nécessite pas de modifier un système, une organisation ou une procédure, défaut de conception ancien (difficilement réparable) pour lequel les mesures compensatoires se sont révélées tout à fait suffisantes, événement rare avec des conséquences

potentielles relativement bénignes... En tout état de cause, le choix de ne pas retenir d'action pourrait être tracé dans les CRES ;

- la faiblesse de l'analyse des conséquences potentielles des événements. Pour l'IRSN, ce constat peut témoigner d'une perte de sens quant aux objectifs fondamentaux du REX qui sont notamment d'interroger la robustesse de la mise en œuvre concrète du principe de défense en profondeur et de rechercher, dans les événements, des précurseurs aux situations

redoutées qui vont permettre d'améliorer durablement la maîtrise des risques et de traiter d'éventuelles lacunes de la démonstration de sûreté.

Pour l'IRSN, ces différents points, et les enjeux qu'ils sous-tendent, montrent qu'il est utile de suivre dans le temps l'évolution de ces « indicateurs » relatifs aux CRES ; en outre, il convient de partager avec l'autorité de sûreté et les exploitants, les attendus révélés en creux par cette analyse.

FOCUS

Le projet A2N-T d'analyse approfondie des événements significatifs développé par l'IRSN

Fin 2015, l'IRSN a lancé un projet, dénommé « Analyse deuxième niveau-Transverse » (A2N-T), visant à améliorer l'analyse approfondie des événements significatifs avec l'objectif de renforcer leur pertinence et d'en tirer des enseignements applicables à plusieurs installations ou plusieurs exploitants (caractère transverse) (Figure 2.2).

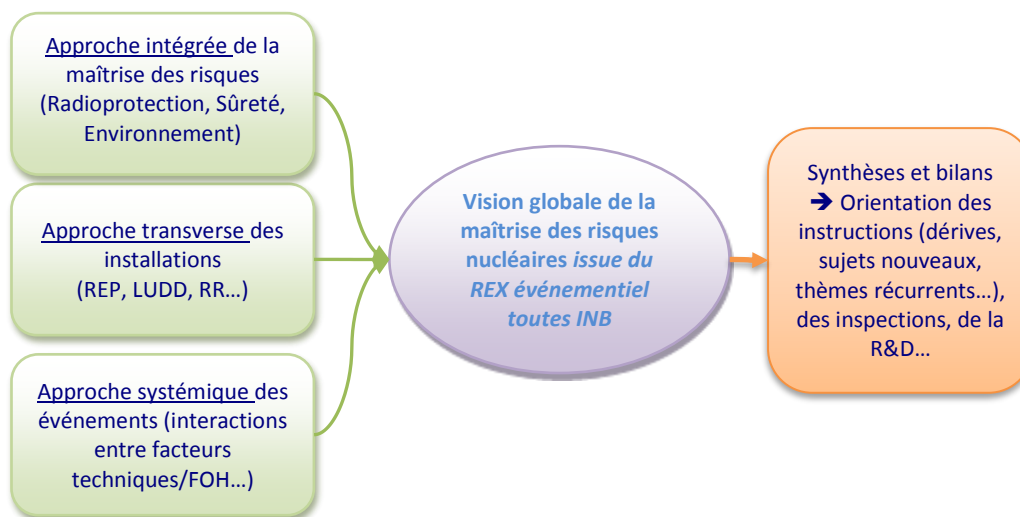


Figure 2.2 - L'analyse approfondie des événements telle qu'abordée dans le projet A2N-T de l'IRSN

Cette analyse se positionne sur la recherche d'enseignements transposables à l'ensemble des installations pour orienter les actions d'expertise de l'IRSN, orienter les études et les actions de recherche et développement (R&D) en appui à ces expertises... A ce titre, elle comprend quatre fonctions principales :

1. porter un jugement critique sur l'analyse de l'événement réalisée par l'exploitant et reportée dans le CRES, afin de fiabiliser les données d'entrée de l'analyse A2N-T ;
2. suivre l'évolution d'une variable particulière à travers une démarche de type « relevé d'indicateurs », notamment pour surveiller l'évolution d'un phénomène pré-identifié, en rapport avec la maîtrise des risques ;
3. repérer des récurrences sur un ensemble d'événements et porter des alertes sur un événement, un site particulier, une activité particulière, une population particulière d'intervenants, un phénomène (causal) particulier... Il s'agit de détecter des phénomènes émergents (dûs au vieillissement par exemple), des défauts latents, des dérives de pratiques, mais aussi de questionner la pertinence des éventuelles actions correctives antérieures ;
4. favoriser les actions de l'IRSN à partir d'alertes ponctuelles ou de tendances observables (précurseur d'une situation grave, révélateur d'une situation dégradée, à caractère générique potentiel...) tirées de ces analyses.

Le projet A2N-T s'est, dans un premier temps, focalisé sur les aspects méthodologiques liés aux deux premières fonctions, en développant des grilles d'analyses propres à identifier des enseignements pertinents relatifs à :

- la qualité des CRES : une grille de lecture a été définie pour formaliser des attentes explicites et argumentées relatives aux informations que les CRES doivent contenir. L'analyse critique d'un CRES conduit donc, notamment, à identifier les lacunes du CRES au regard de ces attentes ;
- la maîtrise des risques : une grille d'analyse a été définie pour mener une analyse approfondie des événements sur la base des CRES. Cette grille, qui s'appuie sur un « modèle de maîtrise des risques » (MMR) structuré par la notion « d'activité* » (figure 2.3) en couvrant la conception, l'exploitation ou le démantèlement des INB, consiste en une trentaine de « lignes de défense » (LDD), réparties en 5 catégories (planification, préparation, réalisation, REX, encadrement technique et organisationnel des activités). L'analyse d'un événement consiste alors à repérer, dans son scénario, les LDD qui se sont révélées défaillantes ou efficaces dans le but d'obtenir « une image du fonctionnement des dispositions de maîtrise des risques » à travers une analyse quantitative et qualitative de ces LDD. Parce que les LDD retenues pour guider l'analyse sous-tendent des dispositions concrètes techniques ou organisationnelles, A2N-T concrétise une approche sociotechnique de la maîtrise des risques intégrant des dimensions techniques, organisationnelles et humaines. Par ailleurs, ce modèle transverse a été décliné pour évaluer la maîtrise du risque d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants. Ainsi, une grille complémentaire a été développée ; elle est articulée autour des 3 leviers de la démarche d'optimisation de radioprotection : la caractérisation de l'exposition, la mise en œuvre des options de protection et la surveillance radiologique.

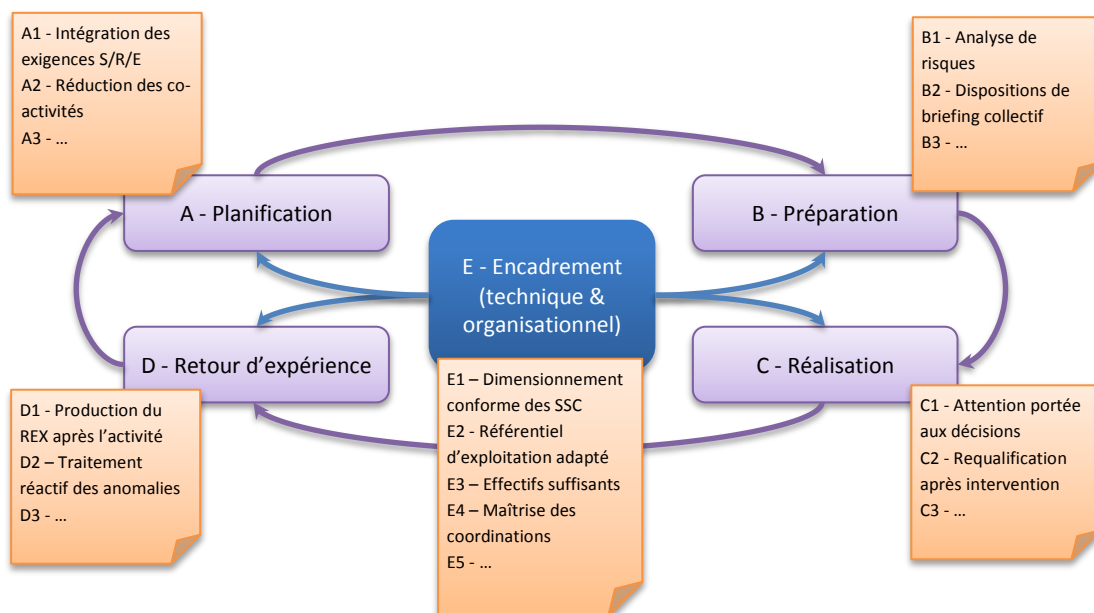


Figure 2.3 - Le modèle de maîtrise des risques retenu pour A2N-T

La validité de cette approche a été testée, en phase pilote, sur plus de 1 000 événements significatifs. Fort des premiers résultats obtenus et de réflexions relatives à l'organisation et aux outils requis, l'institut a décidé de lancer un projet qui vise une mise en œuvre opérationnelle au cours de l'année 2018.

* L'activité étant « ce qui est fait », chacune d'elle est planifiée (A), préparée (B), réalisée (C), son résultat est analysé (D) et ces différentes phases se déroulent dans un environnement socio-technique donné (E).

BILAN GLOBAL DES EVENEMENTS ET PRINCIPALES TENDANCES OBSERVEES PAR RAPPORT AUX ANNEES PRECEDENTES

Les principales tendances, tirées du bilan global réalisé par l'IRSN concernant les événements significatifs (ES) relatifs aux INB civiles autres que les REP déclarés à l'ASN en 2015 et en 2016, ne montrent pas d'évolution notable ¹ par rapport aux années précédentes :

- le nombre d'événements¹ est dans la même fourchette des 220-230 événements par an (Figure 2.4) ;
- la répartition des événements (Figure 2.5) en fonction des trois domaines de déclaration « sûreté », « radioprotection » et « environnement » est équivalente (70-75 % d'ESS, 10 % d'ESR et 15-20 % d'ESE) ;
- aucun événement n'a été classé, par l'ASN, au niveau 2 de ¹ l'échelle INES ou au-delà (Figures 2.6, 2.7) ;
- aucun des événements n'a eu de conséquence significative pour les travailleurs ou l'environnement ou n'a conduit à des défaillances importantes des dispositions de maîtrise des risques.

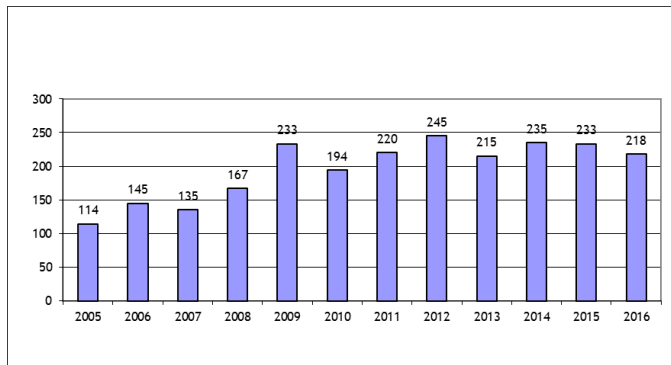


Figure 2.4 - Evolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2016

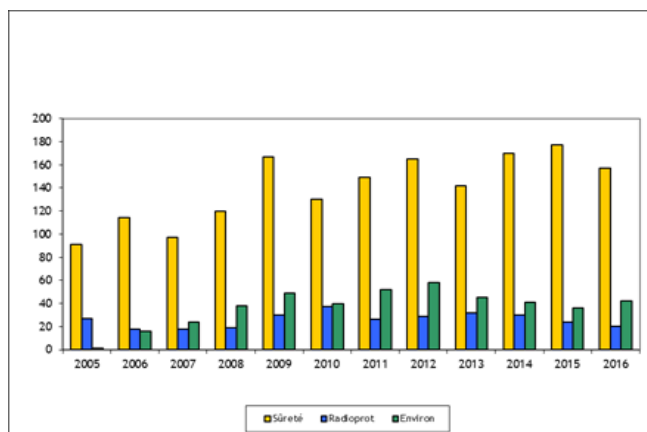


Figure 2.5 - Evolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2016 par domaine de déclaration

Ce bilan est complété par les résultats de l'analyse transverse des événements présentée dans les paragraphes ci-après.

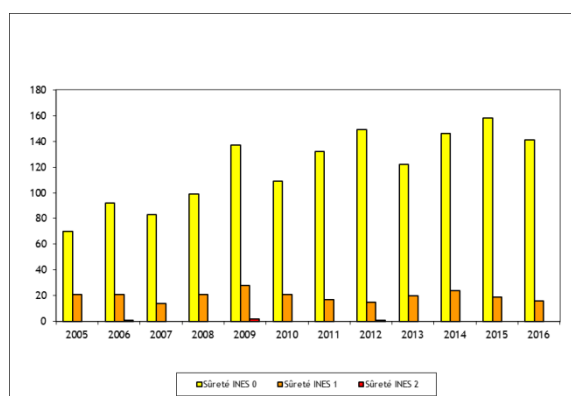


Figure 2.6 - Répartition des ES « sûreté » déclarés à l'ASN pour les années 2011 à 2016 par niveaux INES

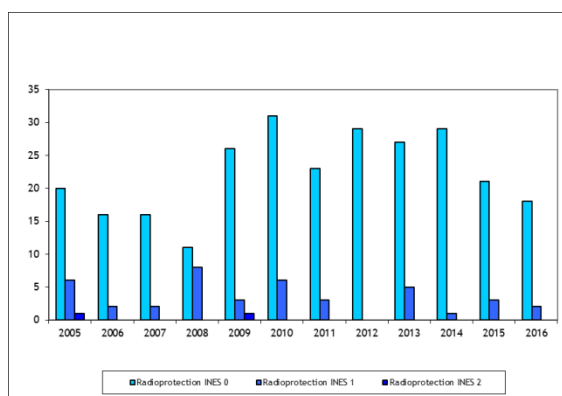


Figure 2.7 - Répartition des ES « radioprotection » déclarés à l'ASN pour les années 2011 à 2016 par niveaux INES

¹ Données IRSN.

ANALYSE TRANSVERSE DES PRINCIPAUX TYPES D'ÉVÉNEMENTS ET ÉVOLUTIONS PAR RAPPORT AUX ANNÉES PRÉCÉDENTES

L'analyse transverse des événements significatifs présentée ci-après concerne les principaux types d'événements ayant des caractéristiques similaires, génériques ou récurrentes. Elle est structurée par grands types de

risques et comporte un volet concernant les événements affectant l'environnement ayant une composante radiologique, les événements relatifs à des défaillances d'interfaces organisationnelles et ceux relatifs au respect des procédures.

ÉVÉNEMENTS RELATIFS AUX RISQUES DE DISSEMINATION DE SUBSTANCES RADIOACTIVES

Analyse globale

Pour les années 2015 et 2016, 136 événements significatifs relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives ont été déclarés à l'ASN (Figure 2.8). Comme en 2013 et 2014, cette catégorie d'événements représente la majorité des événements déclarés (42 %).

La répartition de ces événements en fonction d'une typologie organisée autour de thèmes relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives, propre à l'IRSN et mise en place à des fins d'analyse, est précisée dans le Tableau 2.4.

Globalement, l'analyse de ces événements ne fait pas apparaître d'évolution significative par rapport à la période 2013-2014. En particulier, les défaillances observées concernant les 2^{ème} et 3^{ème} « barrières » (Figure 2.9) n'ont pas conduit à des rejets dans l'environnement.

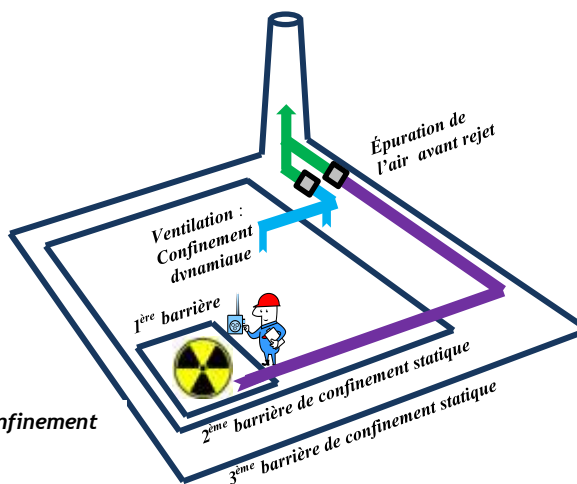


Figure 2.9 - Schéma type du confinement d'une installation nucléaire

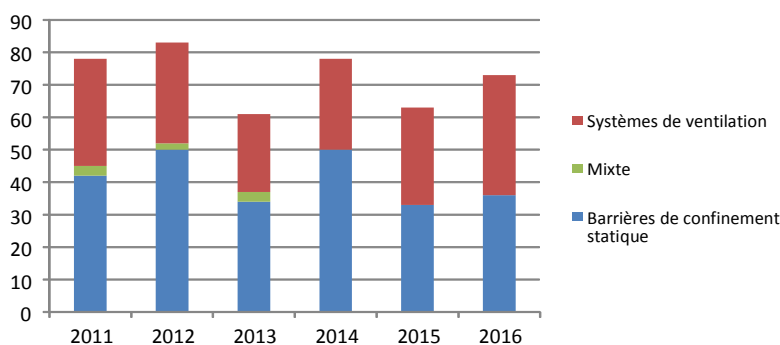


Figure 2.8 - Evolution du nombre d'ES relatifs aux "barrières" de confinement statique et aux systèmes de ventilation pour les années 2011 à 2016

Typologie des évènements significatifs relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives déclarés à l'ASN en 2015 et 2016 (principal élément impacté dans l'évènement)	Nombre
Barrières de confinement statique	57
Enceintes & boîtes à gants ⁽¹⁾ (dégradation d'un panneau, percement d'un gant...)	6
Boîtes serties, fûts... (chute, mauvais positionnement, vieillissement...)	16
Équipements de procédé ⁽²⁾ (vieillesse, dégradation mécanique, erreur de conception...)	16
Réseaux d'effluents liquides	7
Conteneur de transport ou d'entreposage (cylindre d'UF ₆) - Emballage de transport interne	6
Locaux (cloisons, portes...), rétentions des liquides	6
Ventilation [assurant la mise en dépression des systèmes de confinement]	39
Ventilation de la 1 ^{ère} barrière (dégradation ou perte de la dépression)	4
Ventilation des locaux (dégradation, perte de la dépression, arrêt total de la ventilation)	35
Dispositifs de filtration [assurant l'épuration de l'air de la ventilation avant rejet]	17
Dégradation de la filtration hors DNF (THE 1 ^{er} niveau, électrofiltre...)	4
Coefficient d'épuration insuffisant des filtres THE ⁽³⁾ de dernier niveau	10
Coefficient d'épuration insuffisant des filtres PAI ⁽⁴⁾ de dernier niveau	3
Maintenance & contrôles (non réalisation, retard, mauvaise maîtrise...)	16
Équipements constituant le confinement statique	10
Équipements constituant le confinement dynamique	6
Chantiers de maintenance ou de démantèlement (dispositions non pérennes)	7
Dégradation du confinement statique (1 ^{ère} « barrière »)	2
Dégradation ou perte de la ventilation	5
Total	136

(1) Équipements de confinement permettant la manipulation de substances radioactives tout en protégeant les opérateurs

(2) Équipements, le plus souvent chaudronnés (appareils de procédé, tuyauteries, cuves, vannes...), en contact direct avec les substances radioactives permettant la transformation et le transport de ces dernières dans les usines (amont et aval du cycle nucléaire)

(3) Filtres « très haute efficacité »

(4) Pièges à iode (permettent de capter des gaz radioactifs dont principalement l'iode)

Tableau 2.4 - Répartition du nombre d'ES relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives déclarés à l'ASN en 2015 et 2016 en fonction de leur typologie

Au titre du retour d'expérience lié à la maîtrise des risques de dissémination de substances radioactives, le sujet de la dégradation du capot de protection de la vanne équipant les « cylindres » d'entreposage et de transport d'hexafluorure d'uranium (UF₆) et celui du non-respect du critère d'efficacité des filtres à « très haute efficacité » ont fait l'objet d'une attention particulière de l'IRSN pour la période 2015-2016.

Par ailleurs, en 2015 et en 2016, l'IRSN a poursuivi son expertise² concernant la corrosion des évaporateurs de produits de fission des usines UP3-A et UP2-800 de l'établissement AREVA de La Hague.

Ces trois sujets sont présentés ci-après.

² Cette expertise a été développée notamment dans le cadre de l'instruction du dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A (INB 116) de l'établissement AREVA de La Hague présentée dans le [précédent rapport public](#).

Sujets ayant retenu l'attention de l'IRSN au titre du retour d'expérience lié à la maîtrise des risques de dissémination de substances radioactives

Dégradation du capot de la vanne équipant les « cylindres » d'UF₆

La dégradation de la protection mécanique (capot) de la vanne équipant les « cylindres » d'entreposage et de transport d'hexafluorure d'uranium (UF₆) a été constatée **lors d'événements survenus en 2016 sur le site du Tricastin**. Cette vanne, qui permet de réaliser, par son ouverture, toutes les opérations de transfert d'UF₆ (émission, remplissage, échantillonnage), fait l'objet d'une exigence de sûreté qui impose qu'elle soit protégée des chocs par un capot métallique ; en effet, une perte d'étanchéité de la fixation du corps de vanne sur le « cylindre » entraîne la perte du confinement de l'UF₆.

L'évènement survenu en février 2016 montre que le capot de vanne n'est pas suffisamment robuste pour protéger intégralement la vanne des chocs envisageables lors des opérations de manutention des « cylindres » ; de

plus, l'évènement survenu en avril 2016 montre que le capot de vanne peut s'avérer gênant pour certaines opérations effectuées sur les « cylindres ». En lien avec ces événements, l'exploitant AREVA a engagé une réflexion sur la protection mécanique de la vanne. A cet égard, les contraintes sont nombreuses ; en effet, le très grand nombre de « cylindres » et de vannes en circulation et également d'installations qui les utilisent dans le monde rend difficile une évolution de leurs concepts ; en outre, le capot de vanne est manipulé à la main et doit donc rester d'un poids et d'un encombrement réduits. **Toutefois, pour l'IRSN, le retour d'expérience de ces événements montre qu'une réflexion devrait être engagée sur le dimensionnement aux chocs du capot de protection de la vanne, en prenant en compte aussi bien ses conditions de mise en œuvre que son adaptation aux équipements utilisés pour la manutention des « cylindres ».**

FOCUS

Les événements significatifs ayant concerné le confinement de l'UF₆ dans les « cylindres » de transport et d'entreposage

L'hexafluorure d'uranium (UF₆) est un composant important dans la fabrication des assemblages combustibles. C'est en effet actuellement la seule forme sous laquelle l'uranium est enrichi à des cadences industrielles. Il est également fréquemment transporté ou entreposé sous cette forme chimique.

L'UF₆ a des propriétés physiques particulières. Son point triple est proche des conditions de température et de pression ambiantes. Il est utilisé industriellement aussi bien à l'état gazeux que liquide ou solide. Il nécessite donc, pour son transport comme pour son entreposage, un contenant présentant une excellente étanchéité aux gaz.

La solution retenue par tous les acteurs industriels est une cuve standardisée (dite « cylindre » en raison de sa forme) : seulement 2 modèles différant par leur capacité, et présentant des vannes également standardisées, sont utilisés de par le monde.

La liaison entre la vanne et le « cylindre » est un point délicat : la solution retenue pour son excellente étanchéité aux gaz est une liaison étamée vissée (l'alliage d'étain constituant l'étamage, très souple, adhère aussi bien au « cylindre » qu'à la vanne et garantit l'étanchéité). Cependant, cette liaison est sensible aux agressions mécaniques et thermiques :

- la paroi du cylindre est « peu » épaisse, et l'ouverture ménagée pour y visser la vanne est conique. Cette conception ne permet pas un vissage mécaniquement fort ;
- le débord de la vanne par rapport au cylindre est important (relativement à l'épaisseur de la paroi du « cylindre »). Par effet de levier, une sollicitation mécanique de l'extrémité de la vanne provoque facilement un désaxage de la vanne ;
- l'étamage fond facilement en cas d'incendie en particulier.



Figure 2.10 - Manutention d'un « cylindre » d'UF₆ sur le site du Tricastin

Pour l'entreposage, comme pour la manutention (Figure 2.10) et le transport des « cylindres », la vanne est protégée, soit par un « capot de vanne » qui ne protège que la vanne, soit par une coque enveloppant tout le « cylindre ».

En France, l'UF₆ est tout particulièrement utilisé sur le site du Tricastin. Sur ce site, une exigence de sûreté impose la protection de la vanne contre les chocs par un capot métallique. Au cours de l'année 2016, plusieurs événements ont concerné les vannes et les capots de vanne :

- le 8 février, l'exploitant a constaté, en retirant le capot de protection d'une vanne, que celle-ci était déformée.

De plus, le capot présentait une trace de choc. Cette trace correspondant au profil de l'extrémité d'un « cylindre », l'exploitant a estimé que celui-ci avait dû être percuté par un autre « cylindre » manutentionné à proximité immédiate. Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES ;

- le 16 avril, ne parvenant pas à manutentionner un « cylindre » avec la pince de son engin, un opérateur décide de retirer le capot de la vanne pour faciliter la prise par la pince et effectue la manutention sans capot de protection, contrairement à l'exigence de sûreté. Cet événement a été classé au niveau 0 de l'échelle INES, le conteneur incriminé étant vide ;
- le 1^{er} juillet, l'exploitant a constaté que quatre « cylindres » (dont trois pleins et un vide) étaient entreposés sans capot de protection. Il a estimé qu'il s'agissait d'une omission de mise en place des capots. Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES du fait de son caractère générique ;
- le 10 octobre, l'exploitant a constaté que la vanne d'un « cylindre » était désaxée, le capot de protection de vanne mal positionné et une vis de fixation sectionnée. Cet événement a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

Aucun de ces événements n'a eu pour conséquence une perte du confinement statique de l'UF₆.

Non-respect du critère d'efficacité des filtres à très haute efficacité

Le non-respect du critère d'efficacité d'un filtre à « très haute efficacité » (THE), équipement participant à la limitation des rejets radioactifs d'une installation et qui, à ce titre, fait l'objet de **tests annuels**, constitue une non-conformité qui peut provenir :

- d'une réelle dégradation physique du filtre ou du caisson dans lequel il est installé (suite à un environnement acide, à la présence d'un corps migrant, à la perte d'étanchéité d'un joint...) ;
- des conditions de réalisation des tests *in situ*, du fait de la conception et de l'état des installations (non respect de préconisations de la norme, encombrement, corrosion des gaines de ventilation...) ;
- des dispositions organisationnelles retenues pour ces tests, avec notamment la réalisation par des intervenants appartenant très majoritairement à des sociétés extérieures (performance des matériels de

test, maîtrise de la réalisation du test - temps de prélèvement adapté...). A cet égard, dans son avis transmis à l'ASN fin 2015 concernant son analyse du retour d'expérience de ce type d'événements, à caractère générique, l'IRSN a estimé que les exploitants devaient s'assurer du caractère adapté et suffisant des dispositions organisationnelles et humaines retenues pour mener à bien les contrôles des filtres THE suivant les exigences normatives en vigueur (la norme NF EN ISO 16170, publiée en novembre 2016 qui a abrogé la norme NFX 44-011). Lorsque ces activités sont sous-traitées, l'exploitant devrait a minima s'assurer, d'une part qu'il met en œuvre les dispositions permettant aux intervenants de réaliser ces activités dans le respect des exigences requises pour une bonne application de la norme, d'autre part que les sociétés prestataires prennent les dispositions nécessaires pour effectuer les opérations de contrôle de façon appropriée.

↳ Qu'est-ce qu'un filtre THE et comment son efficacité est-elle contrôlée ?

Avant rejet dans l'environnement, les effluents gazeux produits dans une INB font généralement l'objet d'une épuration à l'aide d'un filtre à « très haute efficacité », dit filtre « THE » (Figure 2.11). Ce filtre doit permettre d'épurer l'air des poussières radioactives avec une efficacité minimale requise de 99,9 % dans la configuration la plus défavorable. Selon les installations, et selon les situations accidentelles envisagées, jusqu'à trois niveaux successifs de filtres peuvent être mis en œuvre.

A cet égard, les filtres THE du dernier niveau de filtration (DNF) sont testés tous les ans. Ces tests sont particulièrement importants car, en particulier en cas d'accident radiologique, les filtres THE du DNF permettent de maîtriser la quantité de radioactivité rejetée par la cheminée dans l'environnement ; à ce titre, ils doivent donc disposer d'une efficacité minimale garantie.

A cette fin, les exploitants procèdent périodiquement à la mesure du coefficient d'épuration (CE) des filtres selon une méthode normalisée. Cette méthode consiste à injecter un aérosol d'« uranine » dans la gaine de ventilation en amont du filtre à tester et à quantifier la concentration de cet aérosol, en amont et en aval du filtre. Le rapport entre la concentration en aérosol en amont du filtre (C_A) et celle en aval (C_a) permet d'évaluer le coefficient d'épuration du filtre ($CE = C_A/C_a$).



Figure 2.11 - Filtre THE (1/2 cellule)

Corrosion des évaporateurs de produits de fission des usines de La Hague

En 2015, AREVA a proposé des évolutions des conditions d'exploitation des évaporateurs de produits de fission (PF) des usines UP3-A et UP2-800 visant à limiter le phénomène de corrosion, plus rapide que prévu à la conception, ainsi qu'un programme de surveillance destiné à contrôler son évolution.

L'analyse de ces dispositions par l'IRSN a montré qu'un renforcement de ce programme de surveillance, en termes de fréquence des contrôles et de zones considérées, et un déploiement des dispositions proposées à tous les évaporateurs PF concernés étaient nécessaires. En 2016, AREVA a proposé des dispositions de limitation des conséquences d'un éventuel percement des évaporateurs, que l'IRSN a estimé satisfaisantes et devant être mises en œuvre au plus tôt.

Ces éléments ont été repris par l'ASN dans une [décision publiée en juin 2016](#).

En parallèle, compte tenu d'une réduction prévisible de la durée de fonctionnement des évaporateurs PF en place du fait des risques de percement précités, AREVA a prévu de les remplacer par de nouveaux équipements qui seront installés dans de nouvelles installations.

De l'examen des dossiers d'options de sûreté relatifs à ces nouveaux évaporateurs, l'IRSN a conclu que le retour d'expérience concernant la corrosion des évaporateurs PF n'était pas suffisamment pris en compte par l'exploitant et que celui-ci devait renforcer les dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences comme prescrit par l'ASN pour les évaporateurs existants.

FOCUS

Corrosion des évaporateurs de produits de fission des usines de traitement des combustibles nucléaires irradiés de l'établissement AREVA NC de La Hague

L'établissement AREVA NC de La Hague assure, dans les usines UP3-A (INB n° 116) et UP2-800 (INB n° 117), l'entreposage et le traitement d'assemblages combustibles irradiés. Ces usines sont divisées en ateliers, dans lesquels sont réalisées les différentes étapes du procédé. Les combustibles irradiés sont cisailés puis dissous par de l'acide nitrique dans les ateliers R1 (UP2-800) et T1 (UP3-A) ; les ateliers R2 (UP2-800) et T2 (UP3-A) sont destinés à la séparation, d'une part de l'uranium et du plutonium, d'autre part des produits de fission (PF) présents dans les solutions de dissolution. Dans chacun de ces deux ateliers les solutions de PF obtenues sont concentrées dans trois évaporateurs (Figure 2.12), puis transférées vers des cuves d'entreposage avant d'être conditionnées en colis de déchets vitrifiés. Les évaporateurs PF des ateliers R2 et T2 ont été mis en service respectivement en 1994 et 1989, leur conception considérant une durée de fonctionnement de 30 ans.

Entre 2011 et 2015, et notamment dans le cadre des examens de conformité des installations à leur référentiel de sûreté effectués lors des réexamens de sûreté des usines, plusieurs campagnes de mesure d'épaisseur des parois des évaporateurs ont été réalisées. Les résultats de ces mesures ont mis en évidence une perte d'épaisseur d'acier, par corrosion, plus importante que celle prévue à la conception au niveau des parties chauffées (bouilleurs) des évaporateurs. Cette situation pose la question d'une éventuelle perte de confinement de ces équipements, dans la mesure où le métal qui les constitue doit conserver une épaisseur minimale afin de prévenir tout risque de percement pouvant conduire à la dissémination de substances radioactives.

À la conception, une épaisseur minimale deux fois plus importante que celle requise pour assurer la tenue de l'équipement à la pression induite par les circuits de chauffe a été retenue pour les tôles d'acier des bouilleurs des évaporateurs PF (acier inoxydable d'une nuance réputée résistante aux phénomènes de corrosion dans les conditions physico-chimiques rencontrées dans les évaporateurs). De plus, le maintien de l'étanchéité des évaporateurs en cas de séisme était justifié en considérant les épaisseurs minimales d'acier diminuées d'une surépaisseur dite « de corrosion ». Cette surépaisseur constituait une provision qui visait à couvrir, par anticipation, les pertes d'épaisseur d'acier liées aux phénomènes de corrosion pour la durée de fonctionnement des équipements estimée par AREVA à environ 30 ans.

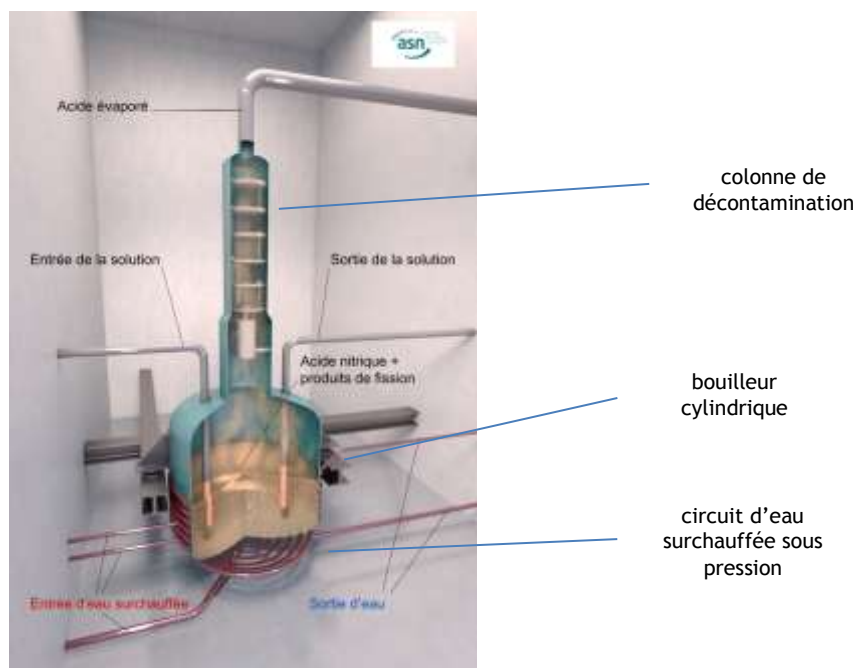


Figure 2.12 - Schéma d'un évaporateur de produits de fission des usines de traitement des combustibles nucléaires irradiés de l'établissement AREVA NC de La Hague

EVENEMENTS RELATIFS AUX RISQUES D'EXPOSITION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

Analyse globale

Pour les années 2015 et 2016, 73 événements significatifs relatifs aux risques d'exposition aux rayonnements ionisants ont été déclarés à l'ASN (Figure 2.13).

La répartition de ces événements en fonction d'une typologie organisée autour de thèmes « radioprotection », propre à l'IRSN et mise en place à des fins d'analyse, est précisée dans le Tableau 2.5.

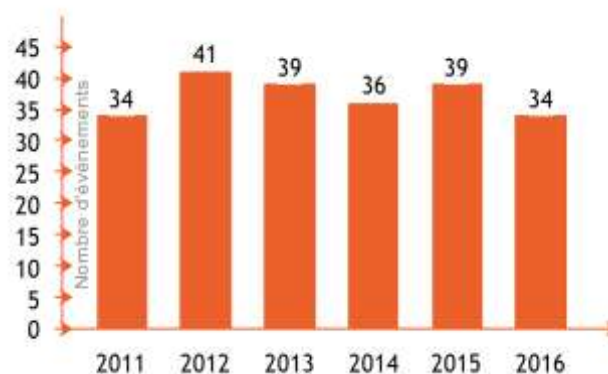


Figure 2.13 - Evolution du nombre d'ES « radioprotection » sur la période 2011-2016

Typologie des événements significatifs relatifs aux risques d'exposition externe aux rayonnements ionisants déclarés à l'ASN en 2015 et 2016	Nombre
Défaillance des dispositions de protection et de surveillance	24
Dispositions de protection collective des travailleurs	7
Systèmes de surveillance radiologique	5
Dispositions de protection individuelle des travailleurs	6
Systèmes de sûreté ayant un impact sur la radioprotection	6
Propreté radiologique	15
Dispersion de contamination en zone contrôlée	8
Contaminations surfaciques	4
Contaminations ou points chauds non identifiés dans des zones non contrôlées ou des voiries	3
Gestion, utilisation, transport de sources radioactives	14
Ecarts de gestion de sources sur le plan réglementaire ou technique	10
Découvertes de sources non répertoriées	2
Pertes de sources	2
Zonage radiologique	11
Ecarts relatifs aux conditions d'accès en zone sur le plan réglementaire ou technique	7
Défauts de balisage	1
Défauts de classement de zones	3
Contrôle des équipements de surveillance radiologique	6
Ecarts techniques ou réglementaires relatifs aux contrôles périodiques	6
Gestion des effluents ou des déchets contaminés	3
Ecarts concernant la gestion des déchets sur le plan réglementaire ou technique	3
Total	73

Tableau 2.5 - Répartition du nombre d'ES relatifs aux risques d'exposition aux rayonnements ionisants déclarés à l'ASN en 2015 et en 2016 en fonction de leur typologie

Sur l'ensemble de ces 73 événements, 18 ont conduit à une exposition externe ou interne d'un ou de plusieurs travailleurs (Figure 2.14) dont les circonstances et les

conséquences pour ces travailleurs sont précisées ci-après.

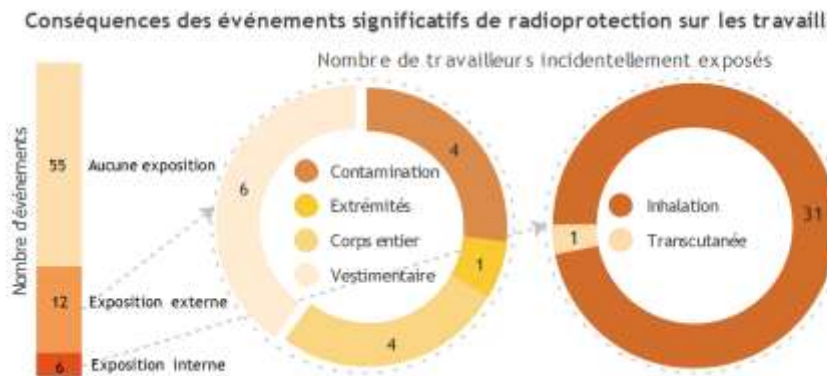


Figure 2.14 - Répartition des ES « radioprotection » en fonction du type d'exposition et du nombre de travailleurs concernés

Expositions externes aux rayonnements ionisants

Les événements d'exposition externe aux rayonnements ionisants observés en 2015-2016 sont survenus :

- lors d'opérations de conditionnement de déchets et d'effluents ou de nettoyage de boîtes à gants (4 intervenants légèrement contaminés au niveau des mains). Les causes, qui diffèrent selon les événements, sont liées, soit à des erreurs humaines, telles que le retrait avant la fin du chantier des gants de protection portés par les intervenants (Figure 2.15), soit au caractère inadapté ou insuffisant de ces gants aux opérations réalisées (percements par un objet ou dégradation de l'imperméabilité des gants suite à la manipulation de produits chimiques) ;
- lors d'opérations de maintenance, avec comme conséquences de légères contaminations vestimentaires inférieures aux limites fixées dans les règles générales d'exploitation des installations. Ces contaminations, qui concernent la typologie d'événements « propreté radiologique », sont liées en particulier au transfert de contamination surfacique non identifiée dans l'installation sur les équipements de protection individuelle (EPI) portés par les intervenants (tenue « papier » TYVEK, chaussures de sécurité...) et sont associées à des défauts de contrôle régulier du niveau de contamination surfacique et atmosphérique des zones impactées durant le déroulement des interventions ;



Figure 2.15 - Ajustage de gants de protection sur un opérateur

- lors de la réalisation de contrôles et essais périodiques (CEP) et de tests de bon fonctionnement et d'étalonnage, en particulier des appareils de radioprotection, utilisant des sources radioactives scellées (10 événements pendant la période 2015-2016). Par exemple, en 2015, à l'Institut Laue Langevin, une source scellée a été fixée à l'extrémité d'une canne pour permettre de la disposer au contact des appareils à tester. Au cours de ces essais, l'opérateur a saisi par inadvertance la source. Le temps d'exposition de la main a été estimé à 4 minutes et la dose équivalente « extrémité (main) » a été évaluée à 250 mSv, soit la moitié de la limite annuelle réglementaire pour les extrémités. Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES ;

- pour cause de défauts de gestion de sources radioactives (dépassements de limite d'autorisation d'utilisation, mises à disposition de sources à des intervenants ne disposant pas d'autorisation pour les utiliser, erreurs de transfert de sources radioactives). Bien que ces expositions (expositions corps entier) n'aient été que légèrement supérieures

aux évaluations prévisionnelles de dose, elles auraient pu être plus importantes, comme par exemple lors d'une intervention de décontamination durant laquelle une source de Cobalt-60 de 1,8 TBq a été découverte dans un conteneur qui était censé être vide.

FOCUS

Les sources radioactives

Les sources radioactives scellées sont des composés radioactifs dont la structure ou le conditionnement empêche, en utilisation normale, la dispersion de matières radioactives dans le milieu ambiant. Elles sont utilisées dans l'industrie, la médecine et la recherche.

Leurs principales utilisations dans les INB autres que les réacteurs sont principalement l'étalonnage d'appareils de mesure de la radioactivité et l'irradiation industrielle.

Des sources non scellées sont également utilisées dans ces INB, dans le domaine de la recherche et à des fins d'étalonnage (Figure 2.16).

En France, la détention de sources radioactives et leur utilisation nécessitent une autorisation préalable. Dès lors, les sources scellées sont suivies et inscrites dans une base de données nationale (SIGIS - Système d'information et de gestion de l'inventaire des sources radioactives).

L'une des missions confiée à l'IRSN par le décret n°2016-283 du 10 mars 2016 est d'assurer la gestion de l'inventaire des sources de rayonnements ionisants notamment en tenant à jour la base de données SIGIS*.

Aujourd'hui, environ 46 400 sources scellées en cours d'utilisation sont enregistrées dans l'inventaire national dont environ 8 000 concernent les INB autres que les REP. Parmi ces 8 000 sources, environ 2 500 sources de Cobalt 60 (Co60), d'une activité moyenne par source de 400 TBq, sont utilisées dans le cadre de l'irradiation industrielle.

L'activité d'étalonnage suppose l'utilisation de sources très différentes en termes de radionucléides et d'activité moyenne par source qui peut varier du MBq au TBq.

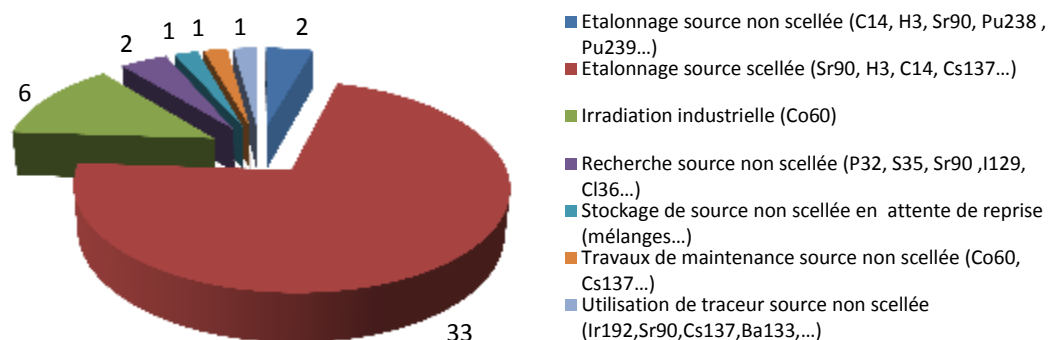


Figure 2.16 - Répartition du nombre d'INB civiles autres que les REP autorisées à détenir des sources radioactives en fonction du type d'utilisation

* La détention et l'utilisation de radioéléments artificiels sont soumises à autorisation depuis 1952. En 1954, la commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA) est créée pour assurer le suivi des sources radioactives. En 2002, la CIREA disparaît et le suivi des sources est délégué à l'IRSN. Les autorisations sont délivrées par les autorités responsables dont la principale est l'ASN.

Pour en savoir plus :

- [Inventaire national des sources de rayonnement ionisant](#) sur le site web de l'IRSN
- magazines [Repères n°14](#) (juillet 2012) et [Repères n°25](#) (juin 2015) : Démarche administrative pour détenir des sources scellées

Expositions internes aux rayonnements ionisants

Pour ce qui concerne les événements d'exposition interne aux rayonnements ionisants survenus en 2015-2016 (Figures 2.17 et 2.18), les analyses radiotoxicologiques effectuées à la suite de suspicions de contamination interne se sont révélées positives pour 32 travailleurs et 4 d'entre eux ont reçu une dose supérieure à 1 mSv. Des sas de déshabillage contaminés (Figure 2.19) ou des opérations de déshabillage perfectibles sont à l'origine des principales contaminations observées. Ces événements sont détaillés au chapitre 3 « Événements marquants » du présent rapport.



Figure 2.19 - Sortie d'opérateurs de zone contrôlée en passant par un sas

Nombre d'événements de contamination interne conduisant à une dose supérieure à 1 mSv déclarés à l'ASN pour les années 2005 à 2016.

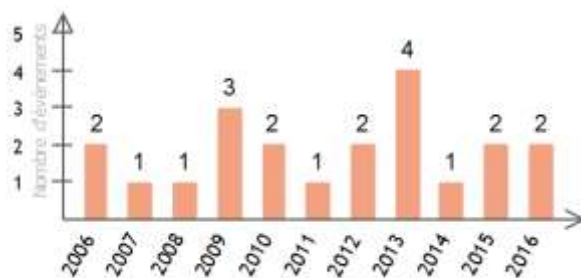


Figure 2.17 - Nombre de travailleurs impliqués dans un événement de contamination interne pour les années 2015 et 2016

Nombre de travailleurs impliqués dans un événement de contamination interne pour les années 2015 à 2016.



- Dépassement du 1/4 d'une limite réglementaire de dose
- Niveau d'exposition supérieur à 1 mSv en une seule opération
- Niveau d'exposition inférieur à 1 mSv en une seule opération
- Niveau d'exposition inférieur au seuil d'évaluation de dose

Figure 2.18 - Nombre d'événements de contamination interne ayant conduit à une dose supérieure à 1 mSv déclarés à l'ASN pour les années 2006 à 2016

EVENEMENTS RELATIFS AUX RISQUES DE CRITICITE

Analyse globale

Pour les années 2015 et 2016, 40 événements significatifs relatifs aux risques de criticité ont été déclarés à l'ASN (Figure 2.20).

Aucun de ces événements n'a eu de conséquence notable sur les installations, les personnes et l'environnement.

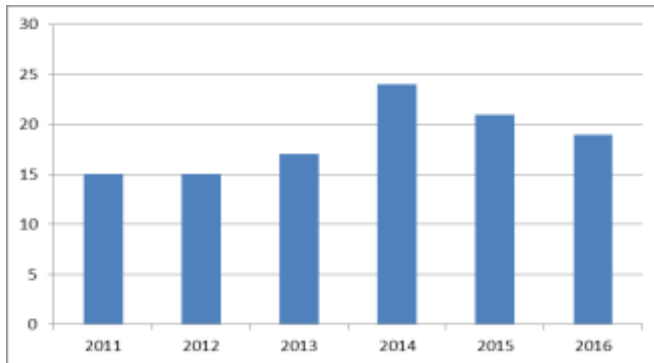


Figure 2.20 - Evolution du nombre d'ES « criticité » pendant la période 2011-2016

↳ Quand un milieu contenant de la matière fissile devient-il critique ?

Un milieu contenant de la matière fissile devient critique lorsque le taux de production de neutrons (par fissions de cette matière – Figure 2.21) est exactement égal au taux de disparition des neutrons (absorptions et fuites à l'extérieur).

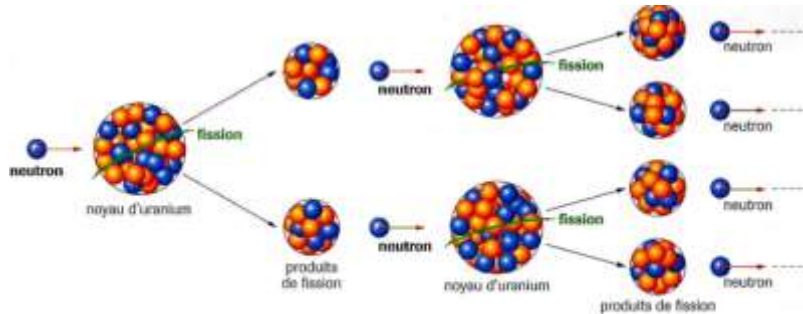


Figure 2.21 - Schéma d'une réaction de fission

Constats relatifs à la répartition des événements en fonction des types d'installations

La moitié des événements « criticité » sont survenus dans des INB appartenant à l'amont du cycle du combustible, les deux principaux contributeurs étant les usines de fabrication d'éléments combustibles du site de Romans-

sur-Isère (7 événements en 2015 et 3 en 2016) et l'usine de séparation isotopique de l'uranium par centrifugation de Georges Besse II (5 événements en 2016).

Usines du site de Romans-sur-Isère

Pour les usines du site de Romans-sur-Isère, une diminution de moitié du nombre d'événements déclarés est observée par rapport aux années précédentes (une

vingtaine d'événements pendant la période 2013-2014). Cette tendance peut s'expliquer par la mise en œuvre par l'exploitant, au début 2013, du projet dit « amélioration

de la prévention du risque criticité » (APRC), initié en parallèle à la rénovation de l'outil industriel, qui a conduit à une amélioration significative de la sûreté.

Le projet APRC couvre à la fois l'analyse du retour d'expérience et l'examen des pratiques opérationnelles en vigueur afin d'améliorer la prévention des risques de criticité, notamment par le biais de mesures compensatoires lorsque des dispositions pérennes ne peuvent être réalisées à court terme ; dans ce cadre, l'exploitant a également entrepris d'améliorer et de clarifier le référentiel d'exploitation de ses installations.

A cet égard, dans les conclusions de son évaluation du rapport de réexamen de sûreté de l'usine de fabrication d'éléments combustibles pour les REP (INB n° 98),

Usine Georges Besse II

Pour ce qui concerne l'usine GBII, mise en service en 2014 et dont la mise en production progressive des cascades d'enrichissement s'est achevée en 2015, les événements

Usine Georges Besse I

Pour ce qui concerne l'usine GBI, en phase de MAD DEM depuis 2015, le nombre d'événements déclarés est en baisse significative (4 événements déclarés en 2015 et aucun en 2016), en contraste avec ce qui avait été constaté au cours des années précédentes (12 événements en 2013-2014). A cet égard, il faut souligner que les opérations de préparation au démantèlement (rinçage intensif des circuits et des équipements de procédé), qui

présentées lors de la réunion du Groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) de novembre 2015, l'IRSN a relevé que, entre 2009 et 2015, l'exploitant a procédé à une réorganisation profonde de l'organisation de la sûreté du site (renforcement du service sûreté, mise en place d'une cellule REX/FOH). Ces évolutions ont conduit à une augmentation significative des moyens dédiés à la sûreté des installations, en renforçant notamment la sûreté « opérationnelle ». L'IRSN a considéré que cette réorganisation était de nature à améliorer la sûreté de l'installation et a précisé les sujets devant faire l'objet d'une attention particulière de la part de l'exploitant, par exemple l'architecture et la gestion documentaire.

sont essentiellement dus à des non-respects de consignes d'exploitation relatives à la gestion de la quantité d'uranium à respecter dans les équipements.

ont débuté en 2012 après l'arrêt des opérations de production, ont permis de mieux estimer les masses d'uranium résiduelles dans les équipements de procédé. L'analyse des événements survenus depuis montre que ceux-ci résultent du non-respect d'exigences opérationnelles ou d'écarts par rapport au domaine prescrit dans les règles générales d'exploitation.

Constats relatifs à la répartition des événements en fonction des différents modes de contrôle de la criticité

Les constats concernant la répartition des événements « criticité » en fonction des différents modes de contrôle de la criticité³ sont équivalents à ceux énoncés dans le [précédent rapport public](#). A cet égard, les dépassements ou écarts constatés n'ont pas conduit à remettre en cause la sûreté des installations, du fait notamment des marges et du dimensionnement retenus à l'égard des risques de criticité.

Pour l'IRSN, un événement lié à la découverte, en 2016, dans une usine de fabrication du combustible aux Etats-Unis, d'une **accumulation de matière fissile dans un épurateur**, rappelle l'importance des dispositions et des moyens de contrôle visant à garantir le respect des limites fixées pour les paramètres associés au mode de contrôle concerné (pesées pour le contrôle de la masse, analyses chimiques pour le contrôle de la concentration...).

³ De plus amples informations sur les modes de contrôle de la criticité et, plus généralement sur les risques de criticité et les moyens de prévention de ces risques, figurent dans le [dossier de l'IRSN consacré aux risques de criticité dans les INB « laboratoires et usines »](#) disponible sur le site internet de l'IRSN.

FOCUS

Les risques de criticité liés à l'accumulation de matière fissile dans les gaines de ventilation : quand la poudre se (re)dépense dans les réseaux de ventilation



Figure 2.22 - Exemple d'accumulation de matière fissile (couleur jaune-vert) dans un équipement d'un réseau de ventilation d'une installation nucléaire

Certaines INB, en particulier celles de fabrication de combustibles nucléaires, utilisent de la matière radioactive sous forme de poudre, matière aisément dispersable et susceptible d'être transférée dans les réseaux de ventilation et de s'y déposer (Figure 2.22).

A cet égard, plusieurs événements révélant une accumulation de matière sont survenus par le passé en France dans ce type d'installation. En 2016, l'attention sur ce sujet a été relancée par la récupération d'environ 200 kg de matière dans un épurateur, situé sur une ligne de ventilation, dédié à la filtration et à la récupération des résidus d'uranium issus du procédé, dans une usine de fabrication du combustible aux Etats-Unis.

Dans la plupart des cas, ces événements ont été détectés, soit au cours d'opérations de maintenance (remplacement des filtres des circuits de ventilation...), soit du fait d'un débit d'équivalent de dose inhabituel relevé par le dosimètre opérationnel d'un intervenant.

Ils résultent généralement de défauts de conception ou de modification du réseau de ventilation (débit d'aspiration trop important compte tenu du dimensionnement de ces réseaux, amplitudes et variations importantes des débits d'air d'extraction, présence de discontinuités) favorisant le dépôt et l'accumulation de matières en quantité plus importante que celle prise en compte dans les analyses de sûreté de l'installation.

De telles accumulations de matière peuvent avoir des conséquences potentielles pour la sûreté ou la radioprotection des travailleurs tant lors de la période d'exploitation que lors du démantèlement de l'installation. En effet, ces phénomènes tendent à réduire les marges prévues pour la justification de la sous-criticité, notamment en cas de survenue d'autres dysfonctionnements (arrivée de matières modératrices*, non-conformités géométriques suite à des modifications du réseau de ventilation...).

Les risques de criticité en exploitation liés à la présence de poudres très dispersables sont identifiés et la protection est assurée par des dispositions assurant un respect strict de limites concernant la masse de matière, la forme géométrique et la distance entre équipements, les quantités de modérateur présentes à proximité...

Pour les réseaux de ventilation identifiés comme étant à risque d'accumulation de matières radioactives, les zones concernées peuvent faire l'objet de dispositions de prévention et d'une surveillance particulière, comme par exemple :

- la mise en œuvre d'équipements permettant de limiter les phénomènes d'aspiration à la source ;
- la mise en place de trappes de visite ;
- la mise en œuvre de nettoyages périodiques ;
- des inspections télévisuelles périodiques ;
- des mesures périodiques de débits de dose...

* Les matières hydrogénées, qui conduisent au ralentissement des neutrons et augmentent la probabilité de provoquer des fissions lorsque de la matière fissile est présente, sont dénommées modératrices.

Aussi, pour l'IRSN, il convient de porter une attention particulière à certains « signaux faibles » annonciateurs du phénomène d'accumulation notamment par un suivi de l'évolution des masses accumulées dans les filtres, de l'évolution des pertes de charge de systèmes d'épuration, de l'évolution des débits d'équivalent de dose auprès d'équipements...

Par ailleurs, l'IRSN rappelle l'importance que les exigences de sûreté soient bien identifiées dans les documents opérationnels de sûreté (déclinaison des exigences dans les documents d'exploitation) et que les dispositions prévues dans ces documents pour les respecter tiennent compte des conditions de réalisation

des interventions par les opérateurs ; des actions sont également nécessaires pour la montée et le maintien en compétences des personnels (formation, action de compagnonnage...). Une attention particulière doit aussi porter sur la préparation et la maîtrise des interventions non habituelles (travaux spécifiques, modifications, maintenance), de façon à produire une analyse de risque la plus complète possible. L'événement, survenu en septembre 2015 sur le site de Romans-sur-Isère, de dépassement de la hauteur sûre d'une cuve d'effluents lors d'une opération de contrôle périodique, présenté au chapitre 3 « Evénements marquants » du présent rapport, illustre ce point.

EVENEMENTS RELATIFS AUX RISQUES D'INCENDIE ET D'EXPLOSION

Analyse globale

Le nombre d'événements significatifs relatifs aux risques d'incendie et d'explosion déclarés à l'ASN a été de 26 en 2015 et 18 en 2016 (Figure 2.23).

Une grande similitude est observée entre ces événements et ceux du même type déclarés pendant la période 2013-2014. Par ailleurs, l'analyse des événements pour l'année 2015 ne fait pas ressortir de phénomène particulier qui pourrait expliquer le « pic » existant.

Evénements relatifs aux risques d'incendie

Les événements relatifs aux risques d'incendie concernent (Tableau 2.6) :

- des dégagements de fumées ou des départs de feu survenus notamment au cours de travaux avec points chauds ou résultant d'échauffements d'équipements. Les départs de feu suite à des travaux avec points chauds (meulage, soudage...), même s'ils sont relativement peu fréquents, surviennent régulièrement dans les INB malgré les efforts des exploitants pour mieux préparer et réaliser ces travaux. A cet égard, l'incendie du 23 septembre 2015 dans le réacteur de Brennilis,

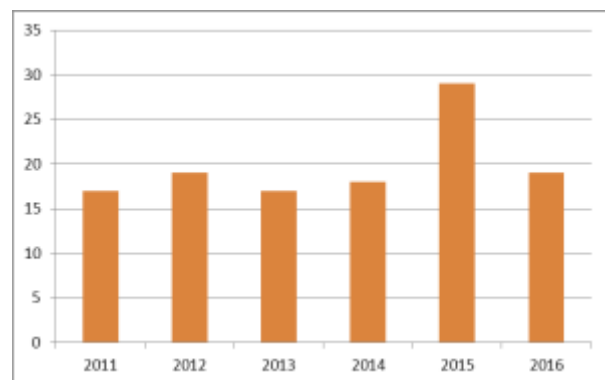


Figure 2.23 - Evolution du nombre d'ES relatifs aux risques d'incendie et d'explosion pour la période 2011-2016

présenté au chapitre 3 du présent rapport, est un événement marquant ;

- des manquements à des règles d'exploitation, notamment des retards ou des écarts dans la réalisation de contrôles et d'essais périodiques de systèmes de protection contre l'incendie ;
- des dysfonctionnements de dispositifs de protection contre l'incendie et notamment de dispositifs coupe-feu, tels que des portes ou des clapets, et de systèmes de détection ou d'extinction d'incendie.

Classification des événements significatifs relatifs aux risques d'incendie et d'explosion déclarés à l'ASN en 2015 et 2016	Nombre d'ES
Départs de feu ou dégagements de fumées	16
Manquement à des règles d'exploitation	14
Dysfonctionnement de dispositifs de sectorisation	5
Dysfonctionnement de dispositifs d'extinction	4
Dysfonctionnement de dispositifs de détection	3
Total	42

Tableau 2.6 - Répartition du nombre d'ES relatifs aux risques d'incendie et d'explosion déclarés à l'ASN en 2015 et 2016 en fonction de leur type

Événements relatifs aux risques d'explosion

Sur la période 2015-2016, deux événements peuvent être associés aux risques d'explosion :

- le premier a trait à la présence d'hydrogène dans une citerne malgré une mesure négative de la concentration de ce gaz dans le ciel gazeux de la citerne. Cette erreur de mesure de la concentration en hydrogène est liée à une durée d'analyse des gaz qui était trop faible pour être fiable ;
- le second concerne un défaut d'application d'une procédure prescrivant l'aération périodique du ciel de

cuve (de l'air est soufflé en ciel ou en fond de cuve (bullage) avant d'être évacué par l'évent de cuve), dans des cuves non ventilées, en rapport avec le risque de formation d'hydrogène par radiolyse.

Pour ces deux événements, la concentration en hydrogène au-delà de laquelle ce gaz peut être enflammé (4 % dans l'air en volume) n'a pas été atteinte.

ÉVÉNEMENTS AFFECTANT L'ENVIRONNEMENT AYANT UNE COMPOSANTE RADIOLOGIQUE

Analyse globale

Au cours des années 2015 et 2016, 34 événements significatifs affectant l'environnement (ES « environnement ») ayant une composante radiologique ont été déclarés à l'ASN (Figure 2.24). Comme lors des années précédentes, ces événements ont conduit à des conséquences radiologiques négligeables pour le public ou l'environnement.

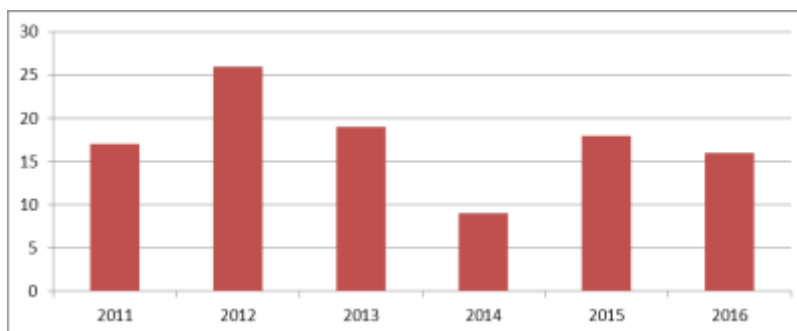


Figure 2.24 - Evolution du nombre d'ES « environnement » ayant une composante radiologique pour la période 2011-2016

La répartition de ces événements en fonction des critères de déclaration des ES « environnement » figurant dans le guide de déclaration de l'ASN de 2005 précité est précisée dans le Tableau 2.7.

La majorité des événements a pour origine un non-respect d'une disposition opérationnelle fixée dans les autorisations de rejets. Ce sujet est examiné dans les deux paragraphes ci-après.

Classification des événements significatifs « environnement » ayant une composante radiologique déclarés à l'ASN en 2015 et 2016	Nombre d'ES
Non-respect d'une disposition opérationnelle fixée dans l'arrêté autorisant les rejets (critère 4)	20
Découverte de déchets nucléaires parmi des déchets réputés conventionnels (critère 7)	6
Contournement de voies normales de rejet ou dépassement de limites de rejets fixées par l'arrêté d'autorisation des rejets de l'installation (critère 1)	4
Autres (critère 9)	4
Total	34

Tableau 2.7 - Répartition du nombre d'ES « environnement » ayant une composante radiologique déclarés à l'ASN en 2015 et 2016 en fonction de leur type

Absence de mesure des rejets d'effluents gazeux

Dix-huit événements concernent des absences de mesure de rejets d'effluents gazeux. Ces événements présentent des causes diverses, incluant des défaillances fortuites d'équipements ainsi que des défaillances de nature organisationnelle ou humaine lors d'opérations d'exploitation et lors d'interventions de maintenance. Les principaux écarts observés sont liés à des modes communs de défaillance d'équipements de mesure, notamment des équipements d'alimentation électrique

et de contrôle-commande ou une perte de la ventilation nécessaire à la mesure des rejets, qui peuvent entraîner la perte temporaire de la surveillance en continu des rejets. Pour l'IRSN, ces événements soulignent l'attention qui doit être portée par tout exploitant à la pertinence des dispositifs techniques de surveillance des rejets de son INB pour respecter l'ensemble des exigences fixées dans les autorisations correspondantes.

Défauts relatifs à la mesure de l'activité des rejets d'effluents gazeux

Deux événements, survenus en 2015, concernent des défauts relatifs à la mesure de l'activité des rejets d'effluents gazeux (Figure 2.25). A cet égard, dans le [précédent rapport public](#), l'IRSN avait mentionné que, fin 2012, en lien avec le caractère générique de ce type d'événements, l'ASN avait demandé aux exploitants des INB autres que les REP de présenter les dispositions mises en œuvre pour les prélèvements d'effluents gazeux aux émissaires et de procéder à certaines vérifications visant à garantir la représentativité de ces prélèvements. En 2016, l'IRSN a transmis à l'ASN les conclusions de son analyse des réponses des exploitants à cette demande. L'IRSN a relevé que l'application de la norme qui fixe les dispositions relatives à l'échantillonnage des radionucléides dans un émissaire (norme NF ISO 2889-2010), sur laquelle nombre d'exploitants s'appuient pour justifier la suffisance des dispositions mises en œuvre afin d'assurer la représentativité des mesures effectuées aux émissaires, est de nature à assurer un bon degré de confiance quant à l'évaluation des rejets gazeux des INB. Toutefois, pour l'IRSN, les réponses des exploitants ne justifient que partiellement le respect de cette norme. En effet, les éléments transmis montrent que seuls certains critères, différents selon les exploitants, voire selon les installations, ont été considérés. L'IRSN a estimé qu'il



Figure 2.25 - Cheminée de ventilation de l'usine UP3-A AREVA NC La Hague

est nécessaire de vérifier l'homogénéité de la concentration en aérosols dans la section de l'émissaire au point de prélèvement et la capacité des lignes de prélèvement à transporter efficacement les aérosols jusqu'aux dispositifs de mesure pour des particules représentatives des aérosols rejetés en fonctionnement normal ou en situations accidentelles.

Rejets anciens de plutonium dans la Loire

En 2015 et 2016, il n'y a pas eu d'ES « environnement » concernant la « découverte d'un site pollué de manière significative par des matières chimiques et radioactives » (critère 8 de déclaration des ES « environnement » du guide de l'ASN de 2005 précité) alors qu'il y en avait eu deux en 2014. A ce sujet, l'IRSN rappelle que, dans le cadre de ses missions, il réalise les diagnostics et évalue les risques pour le public et l'environnement associés à de telles situations.

↳ Les accidents de 1969 et 1980 à la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux

Sur le site EDF de Saint-Laurent-des-Eaux, outre les deux réacteurs de type REP d'une puissance unitaire de 900 MWe mis en service en 1981, deux réacteurs de première génération de la filière « Uranium Naturel Graphite Gaz » (SLA1 et SLA2), de puissance moindre (480 MWe et 515 MWe), ont été exploités respectivement entre 1969 et 1990 et entre 1971 et 1992 et sont aujourd'hui en cours de démantèlement.

Le fonctionnement de ces derniers a été marqué par des accidents ayant conduit à la fusion d'éléments combustibles (SLA1 en 1969 et SLA2 en 1980) et à la contamination accidentelle d'une piscine d'entreposage (SLA2 en 1980).

Pour plus d'information : [↳ Les accidents de 1969 et 1980 à la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, sur le site web de l'IRSN.](#)



Figure 2.26 - Vue en coupe d'une carotte de sédiments prélevée à Montjean-sur-Loire

Par exemple, en juillet 2015, l'IRSN, en collaboration avec l'Université de Tours, a prélevé une archive sédimentaire dans les berges de la Loire à Montjean-sur-Loire, en aval d'Angers, afin de rechercher la trace de rejets anciens. [↳ L'analyse de ces sédiments \(Figure 2.26\)](#) a mis en évidence la présence de plutonium (qui n'existe pas à l'état naturel).

Les résultats des analyses montrent en effet des pics de concentration en plutonium pour les années 1969 et 1980 qui correspondent vraisemblablement à des rejets consécutifs à des **accidents survenus sur le site nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux**, situé en aval d'Orléans.

EVENEMENTS RELATIFS A DES DEFAILLANCES D'INTERFACES ORGANISATIONNELLES

Les organisations modernes reposent sur un principe de « division du travail », hérité du taylorisme. Ce principe, conçu pour un système linéaire de type chaîne de production, est moins efficace dans un système distribué, dont l'optimisation au fil du temps (flux tendus, polyvalence des ressources, sous-traitance...) et le développement de supports dédiés à la coopération (cahier de quart, système d'information, de planification, fiche de liaison ...) ont accentué la parallélisation des activités.

A cet égard, de nombreuses entités organisationnelles distinctes interviennent dans l'exploitation d'une installation nucléaire. La maîtrise des risques repose ainsi sur un fonctionnement fondamentalement collectif

nécessitant une définition pertinente des rôles et des responsabilités, coordination, collaboration, communication... qui sont à l'origine d'un nombre important d'événements significatifs survenus en 2015 et 2016.

Dans ce cadre, la défaillance des interfaces organisationnelles peut avoir des conséquences variées, latentes, pas toujours détectables... Elle apparaît comme une « cause profonde », transverse et récurrente contribuant à de nombreux événements (non-qualité de maintenance, défauts de requalification, consignations et déconsignations inappropriées, dépassement de périodicité de contrôles, accès illicites en zone contrôlée, **erreurs de lignage...**).

FOCUS

Exemple de défaillance d'interfaces organisationnelles lors d'activités de lignage

Une activité de lignage consiste à connecter ou à isoler deux parties d'un circuit pouvant véhiculer un fluide (Figure 2.27) ou un courant électrique.

Simple en apparence, cette activité peut être source d'erreurs du fait du nombre important de lignages routiniers à réaliser lors de certaines périodes d'exploitation des installations ou, à l'inverse, du fait de la faible occurrence de l'activité dans certaines parties de l'installation. En raison des conséquences que peuvent avoir les non-conformités de lignage dans une installation (indisponibilité d'éléments importants pour la protection, rejets intempestifs...), il est important d'accorder une attention particulière à l'évaluation des dispositions de maîtrise des risques retenues par les exploitants pour fiabiliser cette activité. Aussi, comme pour le reste des activités susceptibles d'avoir un impact sur la sûreté, l'activité de lignage des circuits nécessite des dispositions organisationnelles robustes (préparation de l'activité, analyse de risque, qualité de l'intervention et contrôle de l'action).

Ces dernières années, plusieurs événements significatifs relatifs à ce type d'activité, et concernant notamment des transferts de liquides entre installations, sont survenus dans les INB autres que les REP. L'IRSN a comptabilisé ces événements afin d'en réaliser une analyse transverse. Les résultats de cette analyse montrent des défaillances sur l'ensemble des maillons de la chaîne que représente l'activité de lignage. Ainsi, le manque de rigueur ou de compétence apparaît régulièrement comme la cause des événements dans les analyses présentées par les exploitants ; toutefois, dans la plupart des cas, ce n'est pas la cause « profonde » qui trouve sa genèse dans l'ergonomie de la situation de travail (repérage des organes, accessibilité des équipements...), mais également dans l'organisation des

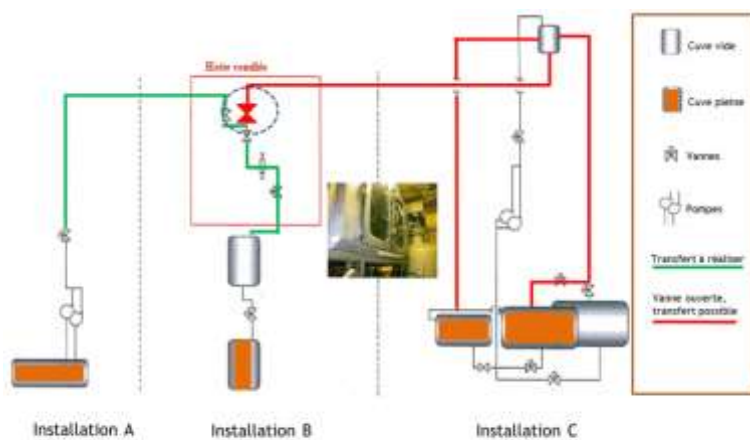


Figure 2.27 - Exemple de circuits de transfert de liquides entre différentes installations impliquant des activités de lignage

activités, notamment sur le plan de la gestion des interfaces organisationnelles (gestion des co-activités, mobilisation des ressources appropriées...). En particulier, la qualité de la préparation constituant l'un des éléments principaux de fiabilité de l'activité, il est nécessaire, pour garantir cette qualité, de partager la préparation entre les acteurs en charge de l'activité et les équipes d'exploitation afin d'identifier, entre autres, les situations de co-activités et les besoins de coordination.

Des constats similaires ont été formulés par l'IRSN, concernant les réacteurs de puissance, dans son [rapport sur la sûreté et la radioprotection des réacteurs électronucléaires français en 2015](#).

Éléments tirés de l'analyse des événements par l'IRSN

L'analyse transverse des événements significatifs montre que les défaillances surviennent souvent aux « interfaces », bien que ces difficultés soient rarement mises en exergue dans les CRES. Les événements qui en résultent sont plus généralement associés à des problèmes de communication ou à des défauts de respect de procédures (cf. le paragraphe « Événements relatifs au respect des procédures » ci-après).

Pour l'IRSN, plus qu'une question de relation entre personnes, ou de respect de procédures, la coordination, la collaboration et la communication doivent être considérées comme des sujets organisationnels. Il s'agit de questionner les dispositions relatives aux règles qui définissent le domaine autorisé de fonctionnement de l'installation et les dispositions retenues pour le respect des exigences définies. Ce questionnement peut guider des observations de terrain en :

- repérant les risques liés aux interfaces entre équipes (par ex. : quelles sont les entités impliquées dans l'activité ? Le périmètre de responsabilité défini pour chacune d'elle est-il clair, sans lacune, ni redondance ?) ;

- considérant les conséquences d'une défaillance sur la maîtrise des risques ou de situations dégradées (par ex. : que se passe-t-il si l'information ne passe pas ou passe mal ? Que se passe-t-il si la coordination des intervenants est décalée dans le temps ? Que se passe-t-il si les conditions de réalisation sont différentes de l'habitude ?) ;
- considérant la robustesse des modalités de coordination (par ex. : quelles sont les dispositions retenues pour la gestion des interfaces ? Existe-t-il des « boucles de rattrapage » ou des moyens de gérer les écarts ? Les supports physiques ou logiciels à la coordination sont-ils adaptés ? La communication est-elle favorisée pour des activités géographiquement réparties ou temporellement désynchronisées ?).

Enfin, quand la défaillance d'une interface peut conduire à des conséquences notables, l'analyse doit aller jusqu'à questionner les principes même de structuration de l'organisation des activités (par ex. : la division du travail entre plusieurs équipes est-elle adaptée ?).

EVENEMENTS RELATIFS AU RESPECT DES PROCEDURES

Le REX évènementiel révèle de fréquents écarts imputés à un « non-respect de procédure ». L'analyse des exploitants conclut de manière quasi-réflexe à un défaut de compétence, de rigueur ou de « culture » des

intervenants. Les actions correctives portent le plus souvent sur la formation des intervenants et la modification des procédures et ce, même si la procédure incriminée n'a pas été utilisée.

Éléments tirés de l'analyse des événements par l'IRSN

Pour l'IRSN, les causes profondes d'un non-respect de procédure devraient couvrir la question de leur **conception** ou des situations de travail qui les rendent inapplicables. Or, ces causes sont rarement présentées dans les CRES.

Le traitement de ce sujet recouvre ainsi trois aspects complémentaires qui visent à :

- s'assurer de la pertinence intrinsèque des procédures, en respectant les « bonnes pratiques ». L'implication

des personnels opérationnels dans leur conception est un bon moyen d'y parvenir ;

- maintenir une cohérence d'ensemble en évitant « l'effet mille-feuilles ». Il s'agit de prendre soin des processus de conception, de gestion des évolutions et de mise à disposition des documents auprès des intervenants, au bon moment ;
- fixer les règles, légitimer et accompagner l'usage des procédures. Cet axe relève de l'action managériale.

FOCUS**La conception d'une procédure pertinente**

Une procédure est un document opérationnel qui décrit une succession d'opérations à exécuter pour accomplir une tâche déterminée (Figure 2.28). Elle a vocation notamment à combler l'écart entre les connaissances requises pour réaliser la tâche et celles supposées détenues par les intervenants.

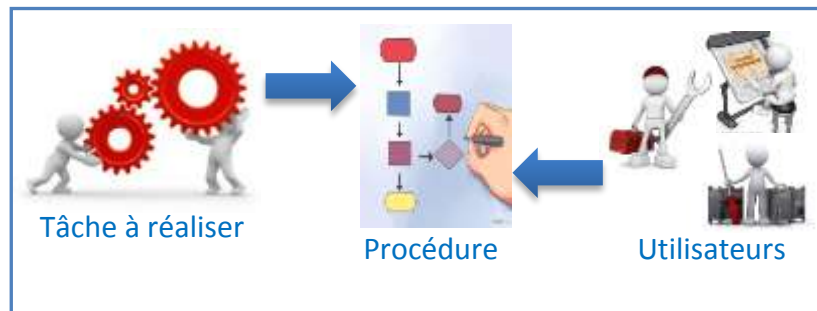


Figure 2.28 - Schéma de principe de conception d'une procédure

Pour être comprise, applicable et appliquée, une procédure doit posséder certaines caractéristiques :

- être exacte : elle contient les bonnes informations, sans erreur. Elle reflète l'état réel de l'installation ;
- être lisible et compréhensible : elle est concise, non ambiguë, explicite, tant pour les textes que pour les schémas. Sa cohérence (format, structure logique, vocabulaire...) avec les autres documents applicables est assurée ;
- procurer le bon niveau de guidage aux intervenants : elle véhicule un niveau approprié de connaissances (ni trop, ni trop peu...) ;
- être adaptée à la situation dans laquelle elle s'applique : sa forme est adaptée aux conditions d'ambiance (luminosité, climat...), aux contraintes vestimentaires (port de lunettes de protection, de gants...), aux contraintes posturales (travail sur une échelle, position accroupie...), aux contraintes temporelles, à la dimension collective de la tâche.

Par ailleurs, « *la procédure ne peut assurer à elle-seule la maîtrise des risques* ». En effet, plus de 40 années de recherche et de pratique en sciences humaines et sociales et plus d'une centaine d'accidents industriels majeurs, aussi bien dans le domaine nucléaire que dans l'industrie classique ont montré que la maîtrise des risques passe par d'autres leviers que la seule procédure.

Des lignes de défense complémentaires concernant notamment l'ergonomie des systèmes techniques, l'organisation du travail, la professionnalisation des intervenants à tous les niveaux hiérarchiques sont incontournables. Les événements qui surviennent dans les installations industrielles démontrent ainsi tous les jours que ni l'existence d'un référentiel écrit, ni sa stricte application par les intervenants ne sont garantes d'une maîtrise infaillible des risques en exploitation.

La complexité des systèmes et la difficulté à décrire exhaustivement leur fonctionnement rendent illusoire l'idée selon laquelle le respect inconditionnel de la règle serait le garant de la sûreté. En pratique, cela incite à rechercher l'atteinte concertée des objectifs multiples inhérents à l'exploitation des installations industrielles dans des conditions acceptables pour l'individu, l'équipe, l'entreprise et la société. Quand ce but est perdu de vue, l'arsenal prescriptif censé orienter l'organisation et la réalisation des activités d'exploitation des installations à risques amènent les acteurs opérationnels à perdre confiance dans les procédures et à prendre de la distance par rapport aux documents.

L'existence de marges de manœuvre est ainsi indispensable à la maîtrise des risques. Par-delà les règles écrites qui, de toute façon, ne seront jamais exhaustivement adaptées, il est nécessaire de laisser

de la place à l'expression de l'intelligence pratique, du savoir-faire propre au métier et de l'expérience acquise par les professionnels, parfois par **transmission orale**.

Le véritable enjeu est de veiller à la professionnalisation de l'ensemble des acteurs

opérationnels (opérateurs, managers de proximité, concepteurs des procédures...) et au maintien du sens des exigences de sûreté à respecter tout au long de la chaîne décisionnelle qui parcourt l'entreprise, depuis le plus haut niveau hiérarchique jusqu'à l'opérateur.

↳ Sûreté réglée, sûreté gérée : des concepts qui s'opposent ?

Depuis une dizaine d'années, les travaux de recherche en sûreté distinguent deux types de sûreté : une sûreté normative (sûreté réglée), basée sur l'anticipation et une sûreté dynamique (sûreté gérée), basée sur l'adaptation. La première repose sur la mobilisation de prescriptions et de dispositions formelles (habilitations, règles, procédures, équipements, automatismes, barrières de défense) ; son amélioration repose sur la standardisation, la rationalisation, l'anticipation des situations, la correction des écarts... La seconde requiert la mobilisation de capacités d'anticipation et de réponse aux défaillances non prévues par l'organisation. Son amélioration repose sur l'anticipation des aléas. Contrairement à une idée reçue, les deux types de sûreté ne s'opposent pas, elles sont complémentaires et s'articulent en permanence dans la réalité. La sûreté réside ainsi dans la mobilisation pertinente et équilibrée, en fonction des situations, de cette double capacité de prévision/anticipation et de réaction/adaptation face aux aléas et à l'imprévu.».

Dans le cadre des travaux du Comité pluraliste d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH) mis en place par l'ASN, l'IRSN participe au groupe de travail dédié à l'articulation entre sûreté réglée et sûreté gérée (créé en 2015) dont l'objectif est de renforcer le partage de connaissances au travers de discussions sur des cas concrets tirés de différentes situations de gestion des risques (nucléaire, médical, aéronautique...).

3 EVENEMENTS MARQUANTS

EVENEMENTS RELATIFS A LA RADIOPROTECTION DECLARES EN MAI 2015 ET JUIN 2016 SUR LE CENTRE CEA DE CADARACHE ET EN JUIN 2016 SUR LE SITE EDF DE SAINT-LAURENT A

EVENEMENT RELATIF A LA CRITICITE SURVENU LE 22 SEPTEMBRE 2015 SUR LE SITE DE ROMANS-SUR-ISERE

EVENEMENT RELATIF A L'INCENDIE SURVENU LE 23 SEPTEMBRE 2015 SUR LE SITE DES MONTS D'ARREE

Ce chapitre présente cinq événements, parmi les plus marquants survenus pendant les années 2015 et 2016, qui permettent d'illustrer des sujets (radioprotection des opérateurs, maîtrise des risques de criticité à FBFC/Romans-sur-Isère et maîtrise des risques liés aux chantiers de démantèlement) évoqués dans le chapitre présentant l'analyse transverse des événements.

ÉVÉNEMENTS RELATIFS A LA RADIOPROTECTION DECLARES EN MAI 2015 ET JUIN 2016 SUR LE CENTRE CEA DE CADARACHE ET EN JUIN 2016 SUR LE SITE EDF DE SAINT-LAURENT A

Ces trois événements ont conduit à une contamination interne de travailleurs lors de travaux de démantèlement dans des installations nucléaires. Ils ont révélé des insuffisances lors des phases préparatoires à la réalisation de chantiers de démantèlement ainsi que des pratiques non adaptées aux risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

CONTEXTE

Lors du démantèlement d'une installation nucléaire, les risques d'exposition aux rayonnements ionisants diffèrent de ceux présents en fonctionnement du fait de l'évolution de l'état de l'installation. Ainsi, certaines opérations (travaux de démontage d'équipements, découpages, déconstructions, manutentions...) nécessitent parfois l'intervention du personnel à proximité ou au contact d'objets irradiants ou de substances radioactives susceptibles d'être inhalées ou ingérées. Dans ce cadre, un chantier de démantèlement est une opération où les risques de contamination ou d'irradiation du personnel nécessitent la prise en compte de contraintes et d'exigences de sûreté, de radioprotection et de sécurité particulières (ceci plus particulièrement pour les chantiers dits « à risque alpha »).

Les aspects liés à la radioprotection des travailleurs nécessitent une attention forte de la part des exploitants pour tenir compte des spécificités des opérations de démantèlement. La mise en place d'une démarche d'optimisation de la radioprotection (définition d'objectifs de dose et justification des choix en termes

de dispositions de protection, d'études prévisionnelles de poste, de zonage de radioprotection...) associée à une rigueur de préparation (analyse des risques préalable, cartographie radiologique...), d'organisation et d'exploitation des chantiers constituent des dispositions essentielles pour prendre en compte au mieux les spécificités des activités de démantèlement. Il en est de même pour ce qui concerne la surveillance des intervenants sur ces chantiers, avec la mise en œuvre de deux types de surveillance répondant chacun à une finalité particulière au regard des objectifs définis :

- une surveillance à visée collective par la surveillance radiologique aux postes de travail (balises de surveillance, contrôles radiologiques périodiques...);
- une surveillance à visée individuelle par un suivi individuel de référence (dosimétrie passive et, en cas de risque de contamination interne, examens anthropogammamétriques et/ou analyses radiotoxicologiques prescrits par le médecin du travail; dosimétrie opérationnelle pour les travailleurs entrant en zone contrôlée).

📍 Qu'est-ce qu'un chantier « à risque alpha » ?

Les radionucléides émetteurs de rayonnements alpha (tels que l'uranium, le plutonium, l'américium) présentent un risque accru par rapport aux radionucléides non émetteurs alpha en cas de contamination interne par inhalation, ingestion ou par voie transcutanée, du fait de leurs doses efficaces engagées par unité d'incorporation (DPUI) élevées. Aussi, les interventions humaines en présence de tels radioéléments nécessitent le port de tenues de protection adaptées. En complément à ces dispositions opérationnelles, et afin de s'assurer de l'absence de contamination interne, des contrôles radiologiques spécifiques (surveillance radiotoxicologique) sont mis en œuvre (analyse de mucus nasal, analyse d'excrétas...).

DESCRIPTION SUCCINCTE DES EVENEMENTS

Événements déclarés en mai 2015 (ESR N° 1) et en juin 2016 (ESR N° 2) sur le centre CEA de Cadarache

L'atelier de technologie du plutonium (ATPu), implanté sur le centre CEA de Cadarache, a assuré, entre 1962 et 2003, la fabrication de combustibles à base d'oxyde d'uranium et de plutonium (MOX) destinés aux réacteurs des filières à neutrons rapides et à eau ordinaire. Le décret de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'installation a été publié en mars 2009. L'exploitant réalise des opérations de démantèlement des postes de travail (nettoyage et démontage des équipements, reconditionnement des déchets...).

ESR N° 1 - Deux opérateurs effectuaient des opérations de découpe d'équipements dans un sas de travail classé en zone à risque élevé de contamination (zone rouge). Pour ce type d'intervention, afin de prévenir le risque de contamination interne par blessure ou inhalation, les opérateurs, dénommés très souvent « **plongeurs** », sont équipés de tenues de travail adaptées (gants, tenue étanche en vinyle ventilée avec adduction d'air respirable ou masque de protection des voies respiratoires (EPVR)... - **Figure 3.1**). A la suite de leur intervention, alors qu'ils quittaient le sas de travail (**Figure 3.2**) et que l'on procédait à leur déshabillage, les balises de surveillance radiologique situées dans le sas de déshabillage et dans le sas de premier contrôle ont détecté une contamination.



Figure 3.1 - Procédure d'habillage avec les équipements de protection individuelle obligatoires (masque EPVR)

Les contrôles radiologiques réalisés par le service compétent en radioprotection ont mis en évidence des points de contamination vestimentaire pour les deux opérateurs sans qu'une contamination corporelle ait été constatée après déshabillage. Des examens radiotoxicologiques complémentaires ont été prescrits à la demande du médecin du travail ; les résultats de ces examens ont révélé une dose efficace engagée sur cinquante ans liée à l'incorporation interne de substances radioactives pour l'un des deux opérateurs supérieure au quart de la limite réglementaire annuelle d'exposition pour les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants (20 mSv/an).

Les « plongeurs » dans le nucléaire

Des équipes de plongeurs spécialisés en travaux subaquatiques en milieu hostile (**Figure 3.3**) interviennent de manière récurrente dans certaines installations nucléaires, en particulier dans l'ensemble des centrales du parc électronucléaire français et dans les installations du cycle du combustible, notamment pour des travaux de maintenance ou d'intervention dans les piscines de désactivation ou d'entreposage des combustibles irradiés.

Mais ce terme de « plongeur » est également le terme usuel utilisé pour qualifier les intervenants qui réalisent des entrées (plongées) dans les sas de confinement (ou des zones de travail contaminées), équipés de tenues étanches ventilées, ou de masques filtrants et de « sur-tenues » lorsque les conditions radiologiques l'imposent.

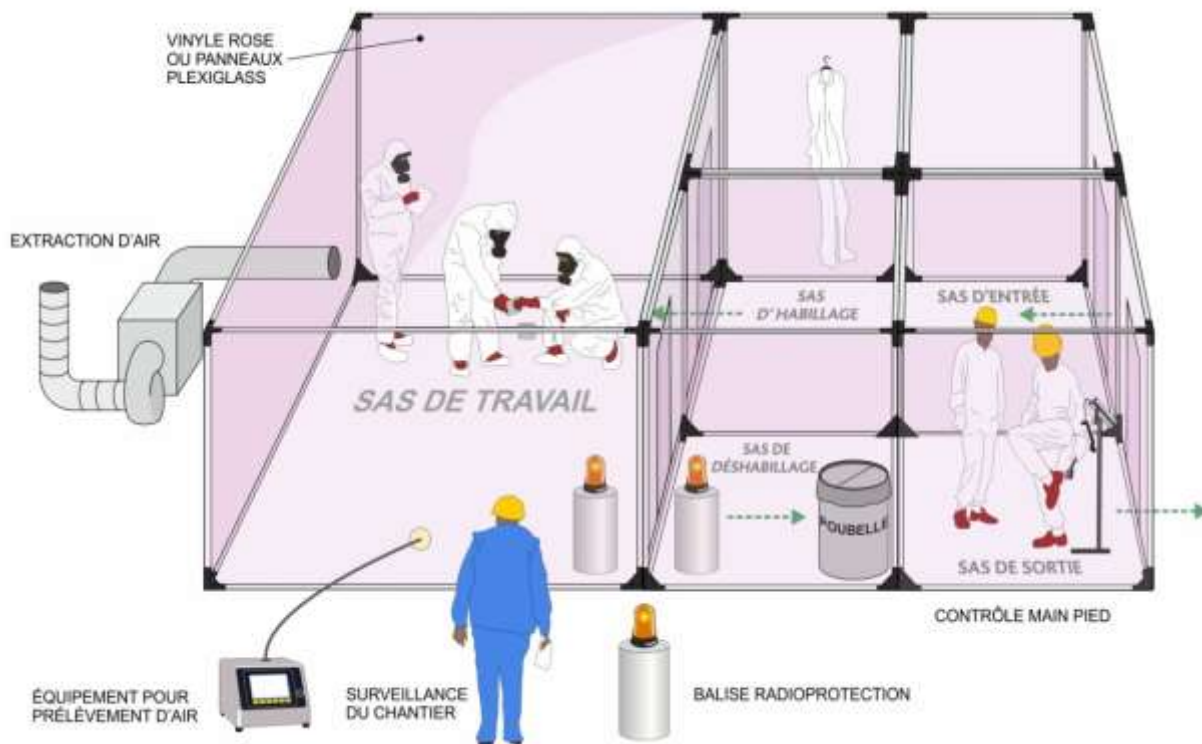


Figure 3.3 - Plongeur équipé pour des travaux subaquatiques

ESR N°2 - Suite à un contrôle de routine (anthropogammamétrie), une contamination interne a été détectée sur un opérateur travaillant dans les zones réglementées de l'ATPu. Des examens complémentaires ont permis au Service de Santé au Travail (SST) d'estimer

une dose efficace engagée sur cinquante ans comprise entre le quart et la limite annuelle réglementaire.

Ces événements ont été classés par l'ASN au niveau 1 de l'échelle INES.



- « sas de travail » : chantier à risque alpha par exemple
- « sas de déshabillage » : retrait de la tenue ventilée avec l'aide d'un déshabilleur
- « sas de sortie » : contrôle de non contamination de la tenue de travail et du masque de protection des voies respiratoires par un opérateur formé

Figure 3.2 - Exemple de sas chantier « à risque alpha »

Événement déclaré en juin 2016 sur le site de Saint-Laurent-des-Eaux (ESR N° 3)

ESR N°3 - Le site de Saint-Laurent-des-Eaux comprend deux réacteurs de la filière UNGG (uranium naturel graphite gaz), dénommés A1 et A2, respectivement mis en service en 1969 et 1971 puis exploités jusqu'en 1990 et 1992. Ces deux réacteurs ont été mis définitivement à l'arrêt par décret en avril 1994 et le décret autorisant à procéder au démantèlement de leurs installations a été publié en mai 2010.

L'événement déclaré en juin 2016 fait suite à la transmission par un laboratoire médical du résultat positif des contrôles radiotoxicologiques effectués pour 25 intervenants ayant travaillé, de mars 2014 à avril 2016, sur des chantiers de préparation au

démantèlement et d'évacuation d'effluents et de déchets historiques contaminés par des émetteurs alpha. Pour 4 de ces 25 intervenants, la dose évaluée était comprise entre 0,5 mSv et 1,34 mSv, ce qui est inférieur au dixième de la limite annuelle de 20 mSv ; pour les 21 autres, les résultats n'étaient pas significatifs¹.

Cet événement a été classé par l'ASN au niveau 0 de l'échelle INES.

¹ Les seuils d'évaluation de dose utilisés pour la surveillance de l'exposition interne se réfèrent à trois notions définies dans le bilan de l'exposition professionnelle aux rayonnements ionisants en France réalisé par l'IRSN pour l'année 2015 et [disponible sur le site web de l'IRSN](#).

ANALYSE DES CAUSES DES EVENEMENTS ET ACTIONS CORRECTIVES

ESR N° 1 - L'origine des particules radioactives ayant entraîné la contamination interne des deux opérateurs n'a pas pu être déterminée avec certitude : présence de contamination non fixée dans le sas de déshabillage ou sur la tenue de travail des opérateurs. Pour l'exploitant, il pourrait s'agir d'une remise en suspension de particules radioactives liée aux à-coups d'ouverture et de fermeture des portes d'accès des sas de la cellule perturbant la ventilation et créant ainsi une « bouffée » de contamination atmosphérique.

Ainsi, la voie de contamination la plus probable retenue par l'exploitant est celle de l'incorporation par inhalation. Cette incorporation a pu être provoquée lors de la phase de déshabillage concomitamment avec un défaut d'étanchéité du masque de protection des voies respiratoires amenant à l'inhalation de particules radioactives présentes dans l'air. Selon l'exploitant, ce défaut d'étanchéité a pu être provoqué par un mauvais mouvement ou un mouvement brusque survenu lors de la phase de déshabillage.

ESR N° 2 - L'opérateur n'ayant pas été présent lors d'événements radiologiques survenus dans l'installation, des investigations poussées ont été menées pour déterminer l'origine de la contamination interne observée. Ces investigations ont porté en particulier sur l'analyse détaillée des cahiers de postes pour les activités réalisées, des livrets de « plongée » dans les zones à risque de contamination, d'interviews du personnel et de l'opérateur, ainsi que de fiches d'information radiologique émises durant la période de présence du travailleur dans les installations. Ces informations ont permis de connaître avec précision les chantiers sur lesquels l'opérateur était intervenu entre la date des derniers résultats radiotoxicologiques négatifs et la date de détection de l'événement.

L'analyse de cet historique a permis d'estimer que l'origine de la contamination interne était une

incorporation par inhalation de poussières radioactives à la suite de la réfection de la protection en vinyle d'un sas d'intervention, en l'absence du port d'un équipement de protection des voies respiratoires par l'opérateur (masque). Cette intervention sans le port du masque s'expliquait par la réalisation d'un contrôle préalable ayant montré l'absence de contamination sur la face accessible du vinyle à remplacer.

ESR N° 3 - Les analyses effectuées par l'exploitant ont mis notamment en exergue des défauts liés aux équipements de protection individuelle (EPI) :

- la tenue ventilée TIVA utilisée sur certains des chantiers présente des problèmes de conception concernant l'alimentation en air ; en conséquence certains intervenants n'ont pas respecté les modalités d'utilisation de cette tenue ;
- les masques à cartouche étaient attribués sans application des règles de l'art en la matière qui consistent notamment à réaliser un test « dynamique » d'étanchéité sur le porteur (adaptation du masque à la morphologie du porteur) et donc sans possibilité de les régler de façon optimale. De plus, certains modèles de masque ne permettent pas de bloquer les réglages en sertissant les boucles de serrage.

A ces problèmes de conception et d'utilisation de pratiques défaillantes des EPI se sont ajoutées des difficultés d'appropriation des procédures de déshabillage par les opérateurs. A cet égard, les procédures existantes n'étaient pas suffisamment précises et les intervenants n'avaient pas réalisé d'entraînement périodique à la réalisation des bons gestes. En complément, les procédures de surveillance de sortie de sas étaient inexistantes, ce qui n'a pas permis de repérer ces mauvaises pratiques.

ENSEIGNEMENTS

La législation impose le port d'équipements de protection individuelle en vue de protéger les travailleurs contre les risques susceptibles de menacer leur sécurité ainsi que leur santé (article R233-83-3 du code du travail). Dans l'industrie nucléaire, lors d'une

intervention sur un chantier (**Figure 3.4**) à risque de contamination, les intervenants portent des tenues visant à les protéger de l'environnement radiologique afin de se prémunir contre les risques de contamination.



Figure 3.4 - « Plongeurs » en intervention sur un chantier de démantèlement

Les événements précités mettent en exergue plusieurs types de dysfonctionnements² dont notamment la gestion de la propreté radiologique des sas de déshabillage (contrôles radiologiques, nettoyages périodiques, évacuation des déchets...), la gestion des opérations d'habillage et de déshabillage des opérateurs et l'adéquation des équipements de protection des voies respiratoires.

Pour ce qui concerne les aspects liés à la propreté radiologique, l'assainissement et le contrôle radiologique des sas de déshabillage doivent être réalisés avec une périodicité adaptée. En complément à ces dispositions, la propreté radiologique de ces sas repose également sur la maîtrise de la dispersion de la contamination des substances radioactives qui peuvent se trouver sur la tenue de travail des opérateurs : pour ce faire, afin de prévenir la remise en suspension de ces substances, un « laquage » des tenues de travail est généralement effectué (fixation de la contamination) avant de

procéder au déshabillage des opérateurs. Toutefois, cette opération peut être réalisée de manière imparfaite (durée de séchage non respectée par exemple).

Pour ce qui concerne la gestion des opérations de déshabillage des opérateurs, les contaminations internes de ceux-ci lors du retrait de leurs équipements de protection individuelle peuvent avoir plusieurs causes : précipitation due à des difficultés conceptuelles (par exemple perte d'alimentation en air des tenues ventilées...), mauvaises gestuelles (sas exigus, procédures peu précises et non adaptées, absence de formation périodique, banalisation de la procédure de déshabillage...), surveillance inadaptée (surveillant peu au fait des bonnes et mauvaises pratiques...). Aussi, pour l'IRSN, des axes d'amélioration sont à rechercher dans le contenu des formations délivrées, ainsi que concernant la périodicité des recyclages associés, notamment par des mises en situation présentant les bonnes pratiques et les erreurs à éviter lors des phases d'habillage et de déshabillage. A cet égard, les sas de travail et les zones de déshabillage doivent être conçus afin de faciliter ces opérations (par exemple, privilégier des panneaux non opaques afin de faciliter la surveillance) ; le cas échéant, des dispositions techniques ou organisationnelles doivent être mises en œuvre.

Pour ce qui concerne les appareils de protection des voies respiratoires des opérateurs, il convient de noter que toute modification de la morphologie du porteur (absence de rasage sur plusieurs jours par exemple) peut remettre en cause la bonne adaptation des appareils aux intervenants. A cet égard, pour l'IRSN, les bonnes pratiques consistant, avant chaque « plongée », à réaliser un contrôle d'étanchéité systématique et spécifique de chaque appareil porté individuellement à l'aide de tests et d'un sertissage adapté à la morphologie de l'opérateur, devraient être mieux connues, appliquées et partagées par les intervenants.

² A noter que, dans le [rapport précédent](#), l'IRSN a également dégagé des enseignements tirés d'événements de contamination interne relatifs à des dysfonctionnements liés à des insuffisances associées aux phases préparatoires à la réalisation de chantiers de démantèlement ainsi qu'à des pratiques non adaptées à la prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

EVENEMENT RELATIF A LA CRITICITE SURVENU LE 22 SEPTEMBRE 2015 SUR LE SITE DE ROMANS-SUR-ISERE

Cet événement illustre le fait que la maîtrise des risques de criticité repose notamment sur la géométrie des équipements contenant des matières fissiles. Ainsi, certaines de leurs dimensions, leur condition de remplissage avec de la matière fissile et leur implantation dans les installations sont importantes pour prévenir tout risque de criticité.

CONTEXTE

L'usine AREVA NP implantée sur le site de Romans-sur-Isère fabrique des assemblages combustibles nucléaires à base d'uranium pour les besoins des réacteurs de puissance à eau sous pression. Cette usine est composée de plusieurs bâtiments de production mettant en œuvre de la matière nucléaire, à savoir le bâtiment C1 dit de « conversion », dans lequel l'UF₆, arrivant en conteneur sous forme solide, est converti en poudre d'UO₂, le bâtiment AP2, regroupant les activités de fabrication de pastilles frittées d'UO₂ à partir de la poudre d'UO₂, d'introduction de ces pastilles dans des crayons fermés de manière étanche et de montage des crayons en assemblages combustibles, et le bâtiment R1 dit de « recyclage », dans lequel sont réalisées des opérations de traitement des matières uranifères rebutées en vue de leur recyclage dans le procédé.

L'usine possède également des bâtiments annexes de traitement des déchets solides et liquides, ainsi que des bâtiments non nucléaires et des aires d'entreposage. A cet égard, dans le cadre de la maintenance des ateliers de production, l'entretien des machines nécessite le

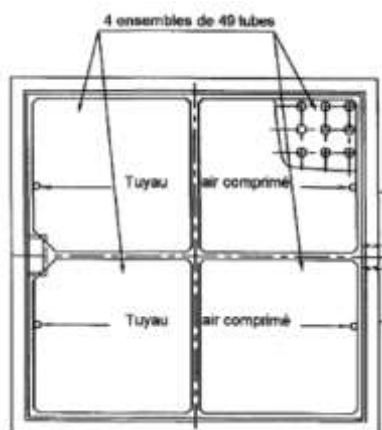


Figure 3.5 - Vue de dessus de la fosse de recueil des effluents liquides

démontage partiel ou total d'équipements afin de procéder à des réparations, des modifications ou des remises en état de pièces mécaniques. Après avoir fait l'objet d'un nettoyage dans son lieu d'origine, dans le but de récupérer la majorité de la matière récupérable, l'équipement à traiter est conditionné puis acheminé vers le bâtiment AX2, pour y subir une décontamination complète, puis est renvoyé à son atelier d'origine après entretien.

La décontamination des équipements réalisée dans le bâtiment AX2 consiste principalement en un nettoyage au moyen d'eau sous pression ou de produits nettoyants. Ce type d'opération génère des effluents liquides qui sont recueillis dans une fosse en acier inoxydable (Figure 3.5) de volume utile de 2,7 m³. La maîtrise des

risques de criticité dans cette fosse, qui contient de la boue formée par l'eau de nettoyage et l'oxyde d'uranium résiduel récupéré, est assurée par la présence d'un dispositif d'empoisonnement neutronique formé par des tubes verticaux en polychlorure de vinyle (PVC), disposés en réseau carré, contenant un poison neutronique (poudre d'oxyde de bore - Figure 3.6).

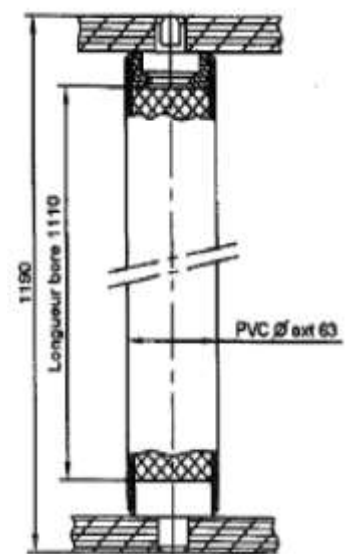


Figure 3.6 - Schéma d'un tube PVC rempli de poudre d'oxyde de bore

DESCRIPTION SUCCINCTE DE L'ÉVÉNEMENT

Le contrôle périodique triennal des tubes de PVC précités, visant à vérifier leur intégrité, nécessite leur retrait hors de la fosse. Pour ce faire, celle-ci est préalablement vidangée jusqu'à l'atteinte d'un niveau d'effluents résiduels à ne pas dépasser. Ce niveau, qui fait l'objet d'une exigence définie dans le référentiel de sûreté de l'installation, permet de garantir la sous-criticité de la fosse même en l'absence des tubes.

Après atteinte du niveau d'effluents requis dans la fosse, l'exploitant extrait les tubes de la fosse et les nettoie à l'aide d'un chiffon afin de récupérer la boue présente.

Lors de l'opération réalisée le 22 septembre 2015, constatant une couleur de boues plus sombre pouvant

résulter d'une teneur en uranium dans les boues plus élevée que d'habitude, l'exploitant suspend l'opération de contrôle des tubes et prélève un échantillon de boue dans le fond de la fosse en vue d'une analyse. Dans l'attente des résultats de cette analyse, il entreprend de rincer à l'eau les tubes au-dessus de la fosse pour faire disparaître toute trace de boues. Ceci a entraîné une augmentation du volume d'effluents résiduels contenus dans la fosse, jusqu'à dépasser la hauteur limite prescrite garantissant la sous-criticité en l'absence des tubes. Cela a été sans conséquence, la masse d'uranium présent en fond de cuve étant suffisamment faible.

Cet événement a été classé par l'ASN au niveau 1 de l'échelle INES.

ANALYSE DES CAUSES DE L'ÉVÉNEMENT ET ACTIONS CORRECTIVES

L'action inappropriée résulte d'une erreur dans la prise de décision par l'exploitant, s'agissant du rinçage des tubes directement au-dessus de la fosse, qui a conduit au dépassement de la limite du niveau d'effluents résiduels. De plus, ces opérations de nettoyage des tubes, qui ont conduit à ajouter de l'eau dans la fosse, ne sont pas décrites et ne font l'objet que d'une analyse partielle des risques dans le référentiel de sûreté de l'installation (la possibilité d'ajouter de l'eau de rinçage dans la cuve n'est pas prise en compte).

Après détection de l'événement, survenue lors d'échanges techniques internes visant à définir un exutoire approprié pour les boues après analyse de l'échantillon de boue prélevé, l'exploitant a procédé à la remise en place immédiate des tubes et à la vidange de la fosse par précaution.

Par ailleurs, le mode opératoire et l'analyse de sûreté ont été modifiés (plus de rinçage à l'eau claire).

ENSEIGNEMENTS

Pour l'IRSN, cet événement illustre l'importance que les analyses de sûreté couvrent bien les opérations connexes aux opérations d'exploitation telles que les opérations de maintenance, à plus forte raison lorsque la réalisation de ces opérations présente un caractère peu fréquent ou exceptionnel. En tout état de cause, l'analyse de sûreté de ces opérations doit associer

l'ensemble des compétences nécessaires afin de formaliser les dispositions d'exploitation permettant aux opérateurs de mener à bien les opérations dans le respect des exigences de sûreté (cf. également le paragraphe « Événements relatifs à des défaillances d'interfaces organisationnelles » au chapitre 2 du présent rapport).

EVENEMENT RELATIF A L'INCENDIE SURVENU LE 23 SEPTEMBRE 2015 SUR LE SITE DES MONTS D'ARREE

Cet événement rappelle l'importance que les exploitants doivent accorder à l'analyse des risques liés à toutes les phases des chantiers de démantèlement.

CONTEXTE

Le réacteur nucléaire EL4, situé sur le site des Monts d'Arrée (Finistère), était un prototype industriel de production d'électricité fonctionnant à l'uranium faiblement enrichi, modéré à l'eau lourde et refroidi au gaz carbonique (CO₂). Ce réacteur a fonctionné entre 1967 et 1985, année où il a été définitivement mis à l'arrêt. Il est devenu l'installation EL4-D (INB n° 162 - [Figure 3.7](#)).

Dans le cadre des opérations de démantèlement partiel de l'installation, autorisées par le décret du 27 juillet 2011, la découpe des deux échangeurs de chaleur, destinés à assurer le refroidissement du réacteur par du CO₂ lorsque que celui-ci était en fonctionnement, a été réalisée entre octobre 2013 et



Figure 3.7 - Vue de l'installation EL4-D sur le site des Monts d'Arrée

mars 2015. La phase de repli de ce chantier de démantèlement, comprenant notamment des opérations de traitement et de conditionnement de déchets avant leur évacuation, a été réalisée en 2015.

DESCRIPTION SUCCINCTE DE L'EVENEMENT

Le 23 septembre 2015, dans le cadre des dernières opérations liées au repli du chantier précité, des intervenants ont procédé, dans un sas de travail situé dans l'enceinte du réacteur, à une opération de découpe d'un outil utilisé sur ce chantier et considéré comme un déchet. Cette opération ne comportait pas de risque radiologique particulier (absence d'inventaire radiologique significatif).

Vers 15h30, à l'issue d'une découpe du déchet à la meuleuse, l'un des intervenants a constaté le départ d'un feu à l'endroit où des lingettes imbibées de solvant décontaminant et dégraissant avaient été disposées. Les intervenants ont donné l'alerte et ont tenté d'éteindre le feu, mais sans succès. Ils ont ensuite évacué le sas.

L'incendie étant confirmé, le plan d'urgence interne (PUI) du site a été déclenché à 16h00, ce qui a entraîné la mobilisation des pouvoirs publics et l'activation du centre technique de crise (CTC) de l'IRSN à 17h20.

Les pompiers du service départemental d'incendie et de secours (SDIS) sont rapidement intervenus et ont maîtrisé l'incendie à 17h20.

Les contrôles de contamination radioactive réalisés sur l'ensemble du personnel présent sur le site se sont révélés négatifs. Toutefois, quatre personnes ont été légèrement incommodées par les fumées dégagées par l'incendie.

La ventilation de l'installation a été automatiquement arrêtée. Aucun rejet radioactif n'a été mesuré à l'extérieur de l'installation ; cette absence d'impact sur l'environnement a été confirmée par les résultats des mesures faites sur place par une [équipe mobile dépêchée par l'IRSN](#) le lendemain de l'événement.

Compte tenu de la maîtrise rapide de l'incendie et en l'absence d'inventaire radiologique significatif dans le sas de découpe, le PUI a été levé à 23h10 en accord avec l'ASN.

L'événement a été classé par l'ASN au niveau 1 sur l'échelle INES.

ANALYSE DES CAUSES DE L'ÉVÉNEMENT ET ACTIONS CORRECTIVES

À la suite de cet événement, l'ASN a mené une inspection réactive sur site afin d'examiner notamment les causes de l'incendie et les mesures correctives prises par EDF. Ces éléments ont été complétés par l'exploitant dans son analyse de l'événement.

Compte tenu d'une très faible quantité de produit décontaminant (3 L) restant, qui ne permettait pas de constituer un colis de déchets liquides (200 L), les opérateurs ont décidé d'imbiber des lingettes de ce produit et de les laisser au sol, dans le sas, à proximité d'une prise d'air afin de favoriser l'évaporation du produit. Les lingettes auraient ainsi pu être, ensuite, conditionnées en tant que déchets solides. Cette pratique avait déjà été utilisée sur d'autres chantiers réalisés par l'exploitant.

Le produit décontaminant n'étant pas répertorié comme « inflammable » (pas de pictogramme), les opérateurs ont indiqué avoir considéré que la présence des lingettes à quelques mètres de l'opération de découpe ne présentait pas de risque. Or, il se trouve que ce produit possède un **point éclair** très proche de la limite définissant le caractère « inflammable ».

↳ Le point éclair

Le « point éclair » d'un produit est la température minimale pour laquelle la concentration des vapeurs de ce produit émises dans l'air est suffisante pour s'enflammer au contact d'une flamme ou d'un point chaud dans les conditions normalisées.

Un produit est classé inflammable lorsque son « point éclair » est inférieur à 60 °C. La valeur du « point éclair » est précisée dans la fiche de données de sécurité du produit mais pas sur son étiquetage.

Dans le même temps, face à une difficulté pour découper le déchet précité avec la scie sabre prévue initialement (découpe à froid), il a été décidé de recourir à une meuleuse (découpe à chaud), sans que soit rédigé un permis de feu spécifique.

L'opérateur a considéré que l'analyse de risques plus globale du chantier de démantèlement était suffisante.

La projection d'étincelles de découpe vers les lingettes combustibles, potentiellement favorisée par la proximité de la prise d'air, a conduit au départ de feu.

Les causes identifiées concernent en particulier :

- l'inadéquation des documents opérationnels existants, établis pour couvrir les phases principales du chantier de démantèlement des échangeurs et non pas sa phase de repli ;
- l'utilisation d'un outil de découpe par point chaud, alors que cela n'était pas a priori envisagé, sans qu'un permis de feu ait été dûment formalisé ;
- la pratique de traitement des restes de solvant consistant à imbiber des lingettes, à des fins d'évaporation du solvant, qui a conduit à augmenter la quantité de matières combustibles dans le sas (en lien avec le point éclair du solvant).

À la suite de l'événement, EDF a procédé à la révision de la documentation opérationnelle pour mieux prendre en compte la spécificité de la phase de repli d'un chantier de démantèlement et les changements de phase associés.

Pour ce qui concerne la présence de lingettes et de solvant et les risques d'incendie susceptibles d'y être associés (en particulier en cas de travaux par point chaud), EDF a proscrit la pratique d'évaporation sur tous ses sites et a rappelé la nécessité de réduire au strict minimum le volume des produits inflammables utilisés.

En outre, EDF a engagé une réflexion, à l'échelon national, sur le traitement des très faibles quantités de déchets liquides non utilisés, sortant de zones à déchets nucléaires et par conséquent traités en tant que déchets radioactifs, et mené des essais validant l'utilisation d'un polymère permettant l'absorption de petites quantités de liquide et ensuite une élimination dans l'installation CENTRACO. À moyen terme, d'autres pistes sont à l'étude comme le traitement en filière conventionnelle, après accord de l'ASN.

ENSEIGNEMENTS

Pour l'IRSN, l'événement du 23 septembre 2015 rappelle la nécessité de tenir compte des risques lors de toutes les phases d'un chantier de démantèlement, même si ces phases sont de faible ampleur et présentent de faibles enjeux radiologiques. En effet, le démantèlement est souvent constitué d'opérations très nombreuses, parfois simultanées, chacune comportant des risques spécifiques (dissémination de substances radioactives, incendie...) ou des contraintes particulières (exiguïté, bruit...). Il convient de rester vigilant, notamment pour les phases de repli de chantier.

Cet événement met aussi en exergue une difficulté potentielle pour les sites nucléaires à faible enjeu³, sur lesquels peu de personnel de l'exploitant nucléaire est présent.

En effet, dans le cadre du PUI du site, un nombre limité d'acteurs EDF (4 personnes) a dû gérer les relations du site avec l'ensemble des intervenants de crise : les pompiers, la direction nationale d'EDF, la préfecture, l'ASN et l'IRSN.

L'organisation prévue par le site pour faire face aux situations d'urgence n'avait pas fait l'objet de remarque particulière de la part de l'ASN et de l'IRSN, en application d'une approche proportionnée aux enjeux. Pour autant, elle montre ses limites. En tout état de cause, EDF a décidé d'organiser des mises en situation d'urgence sous la forme notamment d'un exercice de crise interne en 2017 auquel l'IRSN a participé.

³ [!\[\]\(788ec7e1dd16e57f2d3bdcf30c3101c2_img.jpg\) L'ASN a établi une classification des 126 INB, en 3 catégories, au regard des risques et inconvénients qu'elles présentent.](#) Actuellement, 65 INB font partie de la catégorie plus élevée (catégorie 1). L'INB n° 162 relève, elle, de la catégorie 2.



4 SUJETS TRANSVERSES

POINT SUR LES EVALUATIONS COMPLEMENTAIRES DE SURETE CONCERNANT
LES INB AUTRES QUE LES REP POUR LA PERIODE 2015-2016

ACQUIS ET DEVELOPPEMENTS RECENTS CONCERNANT LES ETUDES ET LES
RECHERCHES MENEES PAR L'IRSN POUR LES INB AUTRES QUE LES REP

Comme pour les centrales nucléaires, les évaluations complémentaires de sûreté (ECS), menées en 2011 et 2012 à la suite de l'accident survenu dans la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011, ont montré l'intérêt de compléter les dispositions de protection des usines, réacteurs expérimentaux et laboratoires nucléaires par un ensemble de moyens permettant de faire face à des agressions naturelles extrêmes d'ampleur supérieure à celles considérées antérieurement. Un point concernant les INB civiles autres que les REP est présenté dans la première partie de ce chapitre, en lien notamment avec les instructions menées par l'IRSN pendant la période 2015-2016.

Par ailleurs, dans le cadre de ses missions, l'IRSN définit des programmes de recherche, qu'il mène ou qu'il confie à d'autres organismes de recherche français ou étrangers, en vue d'acquérir de nouvelles connaissances scientifiques et de développer les outils techniques nécessaires à l'évaluation des risques et contribuer ainsi au développement de la capacité d'expertise de l'Institut. A cet égard, des acquis et des développements récents sont présentés dans la seconde partie de ce chapitre pour les INB autres que les REP, dans les domaines du confinement des substances radioactives, de la criticité, de l'incendie et de l'explosion et des facteurs humains et organisationnels.

POINT SUR LES EVALUATIONS COMPLEMENTAIRES DE SURETE CONCERNANT LES INB AUTRES QUE LES REP POUR LA PERIODE 2015-2016

CONTEXTE

A l'issue des **évaluations complémentaires de sûreté** (ECS) menées en 2011 et 2012 sur la plupart des INB françaises autres que les REP, dont les usines du cycle du combustible et les installations de recherche comprenant les sept réacteurs expérimentaux (OSIRIS, ORPHEE, RHF, CABRI, MASURCA, RJH et PHENIX), l'intérêt de compléter les dispositions existantes pour faire face à des agressions d'origine naturelle plus sévères que celles retenues jusqu'alors dans les démonstrations de sûreté de ces installations a été identifié. Dans ce cadre, les accidents graves (fusion du cœur pour un réacteur, dénoyage des assemblages combustibles usés entreposés dans une piscine, rejets importants...) associés à ces agressions extrêmes ont été définis par les exploitants pour chacun des sites concernés.

Cela a conduit au renforcement des moyens existants et à la mise en place de nouveaux équipements ou dispositions dimensionnés aux aléas extrêmes, dans l'objectif d'accroître la robustesse des installations.

La définition et la mise en place de ces équipements ou dispositions, commencée en 2012 et 2013, s'est poursuivie en 2015 et 2016. Pendant cette période, l'IRSN a examiné, d'une part les justifications produites par les exploitants concernant la résistance de parties existantes des installations aux effets des agressions extrêmes, d'autre part la conception et les conditions de mise en œuvre des équipements dédiés à la prévention et à la limitation des conséquences des **situations redoutées** résultant d'agressions extrêmes. A ce sujet, en 2015 et 2016, l'IRSN a émis plus d'une vingtaine de documents (avis aux autorités, rapports d'expertise, rapports aux groupes permanents d'experts) [consultables sur son site internet](#).

🔗 Quelles sont les principales « situations redoutées » identifiées pour les installations de l'établissement AREVA NC de La Hague ?

Les principales « situations redoutées » identifiées par l'exploitant pour les installations de l'établissement AREVA NC de La Hague sont :

- la perte des moyens de refroidissement des piscines d'entreposage des combustibles usés, des cuves d'entreposage des solutions concentrées de produits de fission (PF), des condenseurs des évaporateurs des solutions de PF et des fosses d'entreposage de conteneurs de dioxyde de plutonium ;
- la perte de l'alimentation en air visant à assurer la dilution de l'hydrogène produit par la radiolyse dans certaines cuves ;
- la perte du confinement de déchets radioactifs par dégradation des structures de génie civil des silos d'entreposage ;
- l'incendie dans des ateliers mettant en œuvre du plutonium ou dans des silos d'entreposage de déchets magnésiens.

Les options retenues pour maîtriser les conséquences de ces situations concernent en particulier l'accroissement des moyens permettant de réalimenter en eau les piscines d'entreposage et la mise en place de moyens de refroidissement de secours des cuves d'entreposage PF.

FOCUS

Rappel sur les évaluations complémentaires de sûreté



Figure 4.1 - Inondation sur le site de la centrale de Fukushima Daiichi provoquée par le tsunami du 11 mars 2011

A la suite de l'accident ayant affecté les réacteurs électronucléaires de la centrale de Fukushima Daiichi, consécutif aux événements (séisme et tsunami - **Figure 4.1**) qui ont touché le Japon le 11 mars 2011, le Premier ministre français a demandé aux exploitants d'INB la réalisation d'évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de leurs installations.

Ces ECS ont consisté à évaluer la réponse des installations à des situations extrêmes, ciblées essentiellement sur les thématiques du séisme, de l'inondation, des phénomènes naturels extrêmes (grêle, foudre, tornade) et de la perte des alimentations électriques ou de la source de refroidissement, en incluant la gestion des accidents graves affectant de façon durable tout ou partie des installations d'un site.

Elles ont porté sur la quasi-totalité des INB, réparties en trois catégories selon l'importance des conséquences d'un accident qui les affecterait et leur vulnérabilité à ces situations extrêmes.

L'examen par l'IRSN des ECS réalisées par les exploitants a permis :

- d'évaluer la conformité des dispositions prévues dans les installations aux exigences qui leur sont applicables ;
- d'identifier certaines limites des référentiels de sûreté actuels des installations. Ces limites concernaient, par exemple, la protection contre l'incendie ou les combinaisons d'agressions à considérer ;
- de compléter les dispositions de sûreté existantes afin de conférer aux installations une meilleure robustesse aux agressions, pour faire face à des situations extrêmes non considérées jusqu'à présent et susceptibles d'engendrer des « effets falaise* ». Dans ce cadre, pour certaines de ces installations, les exploitants ont défini et mis en œuvre, à l'instar des réacteurs électronucléaires, un « noyau dur » post-Fukushima** composé de moyens matériels, organisationnels et humains visant, pour les situations extrêmes étudiées, à prévenir un accident grave, à limiter les rejets radioactifs massifs et à permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.

* *Effet falaise : altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.*

**Le « noyau dur » post-Fukushima est un ensemble de moyens matériels, organisationnels et humains, conçu pour assurer de manière durable les fonctions de sûreté vitales d'une installation en cas de perte totale des sources de refroidissement ou de l'alimentation électrique, potentiellement due à une agression extrême.

Les principales avancées concernant la définition et la mise en place des « noyaux durs » post-Fukushima sur les INB civiles autres que les REP, pour la

période 2015-2016, sont présentées dans les paragraphes ci-après, en rapport notamment avec des instructions menées par l'IRSN pendant cette période.

Identification des dispositions matérielles du « noyau dur »

Les exploitants ont défini, pour leurs installations, les « systèmes, structures et composants » (SSC) appartenant au « noyau dur » post-Fukushima ainsi que les exigences associées (dimensionnement ou robustesse aux aléas extrêmes, redondance, pièces de rechange sur place, fonctionnement à l'issue des aléas...). Ces SSC, nouveaux ou existants, sont divers (ouvrages de génie civil, systèmes de ventilation, circuits de refroidissement - **Figure 4.2**, réseaux d'alimentation électrique, systèmes de rétention de liquides, moyens de mesure ou de détection, équipements fixes ou mobiles pour la remédiation ou la limitation des conséquences des situations redoutées...). Les équipements peuvent être présents dans les installations ou dans les locaux de gestion de crise et d'intervention.

Concernant les dossiers qu'il a examinés, notamment ceux d'AREVA La Hague, de MELOX et de Romans-sur-Isère, l'IRSN a considéré globalement satisfaisante la composition des « noyaux durs », moyennant quelques compléments. Par exemple, pour le site de La Hague, l'IRSN a estimé que l'exploitant devait intégrer dans le

Aléas extrêmes

Les exploitants ont proposé des aléas extrêmes à prendre en compte pour le dimensionnement ou la définition du « noyau dur », plus sévères que ceux retenus pour le dimensionnement des installations.

A propos de l'aléa sismique proposé pour le « noyau dur » des installations des sites AREVA du Tricastin, de MELOX et de Romans-sur-Isère, ainsi que des sites CEA de Cadarache, de Marcoule et de Saclay, l'IRSN a considéré que les exploitants devaient, d'une part mieux prendre en compte les « effets de site particuliers¹ » en cas de séisme (sites du Tricastin et de Marcoule), d'autre part effectuer des vérifications sur les niveaux de séisme à retenir pour le « noyau dur » (sites de Marcoule et de Romans-sur-Isère).



Figure 4.2 - Exemple de systèmes de refroidissement et de ventilation d'une installation nucléaire

« noyau dur » la ligne d'alimentation en eau de l'une des piscines d'entreposage de combustibles usés, permettant de compenser une fuite d'eau, et identifier les équipements mobiles associés.

De plus, l'IRSN a estimé que, dans l'attente de la définition de ces aléas sismiques extrêmes, les exploitants devaient prévoir des marges significatives pour la conception des nouveaux équipements du « noyau dur » et la vérification des équipements existants.

Par ailleurs, l'IRSN s'est prononcé sur certaines agressions climatiques extrêmes (neige, grêle, températures extrêmes) concernant le site AREVA de Romans-sur-Isère et a considéré que ces agressions ne sont pas de nature à conduire à une « situation redoutée » pour les installations de ce site.

¹ Les effets de site particuliers correspondent aux effets dus à une géométrie complexe des couches sédimentaires (effet de site multidimensionnel) ou à une forte épaisseur de sédiments (effet de site « 1D profond ») sur le mouvement sismique.

Dimensionnement ou vérification des dispositions matérielles du « noyau dur »

AREVA a proposé une démarche pour le dimensionnement ou la vérification du comportement des SSC du « noyau dur » de ses sites. L'examen par l'IRSN des méthodes correspondantes pour le dimensionnement et la justification des ouvrages de génie civil et des équipements nouveaux du « noyau dur », complété par l'analyse du comportement des ouvrages de génie civil et des équipements existants de ce « noyau dur », a montré **que ces méthodes étaient adaptées mais que certaines justifications complémentaires étaient nécessaires, notamment pour le comportement des ouvrages de génie civil existants.**

Par ailleurs, les exploitants ont considéré les aggravants potentiels induits par un aléa extrême, c'est à dire des agressions internes ou externes au site (incendie, explosion, risque d'anoxie, risques chimiques...) susceptibles de compliquer la gestion d'une situation extrême ou nécessitant d'être prises en compte dans la définition des « noyaux durs ». À cet égard, l'IRSN a

évalué les agressions identifiées comme aggravants potentiels par les exploitants des sites AREVA de La Hague, de MELOX, du Tricastin et de Romans-sur-Isère. Par exemple, pour ce dernier site, l'exploitant a examiné différentes agressions susceptibles de constituer des aggravants potentiels (incendie et explosion d'origine interne aux installations, risques liés au stockage et au transport de matières dangereuses sur le site, risques liés à l'environnement industriel) et a considéré que ces agressions ne sont pas à retenir comme aggravant. Toutefois, l'évaluation de ce dossier par l'IRSN a montré **que deux scénarios d'explosion nécessitent d'être étudiés (explosion du stockage d'hydrogène du site et explosion d'hydrogène dans le hall des fours de frittage à l'issue d'un séisme extrême) dans la mesure où ils sont susceptibles d'avoir des conséquences sur la gestion des « situations redoutées » définies par ailleurs pour le site de Romans.**

Bâtiments de gestion de crise

Dans le but d'assurer la gestion des situations d'urgence en cas d'accident grave, les exploitants ont décidé la construction, sur leurs sites, de nouveaux centres de gestion de crise dimensionnés aux aléas extrêmes, qui font partie du « noyau dur ». Ces centres sont destinés à abriter les moyens humains et matériels de gestion et d'intervention en situation d'urgence.

L'IRSN a évalué les options de sûreté retenues par les exploitants pour la conception de ces centres pour les

sites AREVA de La Hague, MELOX, Romans-sur-Isère et Tricastin et pour le site CEA de Cadarache. **Pour l'IRSN, les principes de conception de ces nouveaux bâtiments sont adaptés mais des justifications complémentaires doivent être apportées, notamment sur leur dimensionnement aux aléas extrêmes et sur leur capacité à assurer les fonctions requises pour toutes les « situations redoutées ».**

Le centre de gestion de crise du site du Tricastin

Sur le site du Tricastin, le centre névralgique du bâtiment de gestion de crise est constitué d'un bloc de commandement surélevé d'un mètre par rapport au niveau naturel du sol, dimensionné aux aléas extrêmes définis pour le site (séisme, vent, tornade, inondation notamment) et confiné (maintien en légère surpression) pour empêcher toute pénétration de gaz radioactif ou toxique.

Sont inclus dans ce bloc des réseaux d'utilités dimensionnés aux aléas extrêmes : un groupe électrogène capable de fonctionner au moins 48 h en continu ou encore une cuve de 5 m³ d'eau potable et des réserves de nourriture. Ces ressources doivent permettre aux équipes de crise - soit jusqu'à 40 personnes - de subsister sans aide extérieure pendant 48 h, délai maximal prévu pour l'arrivée des renforts de la Force d'intervention nationale d'AREVA (FINA).

Prise en compte des facteurs organisationnels et humains pour la gestion de crise

En cas d'agression naturelle extrême d'un site nucléaire, les éléments clés suivants doivent être considérés :

- l'ensemble du site, avec toutes les installations présentes, est susceptible d'être affecté ;
- des situations accidentelles multiples peuvent se produire sur le site, à gérer simultanément avec plusieurs phénomènes aggravants potentiels ;
- les moyens de remédiation et de limitation des conséquences des « situations redoutées » ainsi que les moyens de gestion de crise doivent permettre à l'exploitant de chaque site de rester en totale autonomie pendant les 48 heures suivant l'occurrence de la « situation redoutée », quel que soit l'état du site, sans aucun renfort humain ou matériel depuis l'extérieur du site ;
- des secours externes sont prévus pour gérer la crise sur le long terme, après les 48 premières heures.

Compte tenu de ces éléments, l'ASN a demandé aux exploitants de prendre en compte tout particulièrement les facteurs organisationnels et humains (FOH) dans le cadre de la gestion de crise en situation extrême. L'IRSN a examiné les dispositions retenues par les exploitants pour assurer une organisation efficace et robuste de la « reprise en main » des différents sites en cas de situation extrême, dans l'attente de l'arrivée de renforts. A cet égard, l'IRSN a estimé que les analyses et les actions menées par les exploitants pour concevoir et valider ces organisations sont convenables, mais qu'elles doivent être complétées, en particulier pour vérifier la capacité des organisations à mener les actions prévues (remédiation ou limitation des conséquences des situations redoutées) avec des effectifs potentiellement restreints, des sites et des installations nucléaires dégradées ainsi que des ambiances contaminées ou toxiques.

Dans ce cadre, l'IRSN a également examiné les principes retenus par AREVA et par le CEA pour mettre en œuvre des renforts externes humains (environ 200 employés volontaires dans le cas d'AREVA) et matériels

(compresseurs d'air, éclairage, pompes, groupes électrogènes...) visant à secourir le site impacté dans les 48 heures suivant l'occurrence de la « situation redoutée » et à assurer ainsi la gestion de la crise à long terme : force d'intervention nationale d'AREVA (FINA - Figure 4.3) et force d'action rapide nucléaire (FARN) du CEA. Les exploitants ont proposé des dispositions en considérant les dimensions humaines, organisationnelles et techniques ainsi que les différentes interfaces à gérer.



Figure 4.3 - Intervenants de la FINA lors d'un exercice de mise en œuvre des moyens d'intervention

L'IRSN a examiné les principes d'organisation pour la mise en œuvre opérationnelle de ces renforts ainsi que la gestion des interfaces avec les organisations des sites AREVA et les autres organisations en place (autorités et services extérieurs compétents) pour la gestion d'une situation extrême. Dans les avis qu'il a émis à ce sujet, l'IRSN a considéré qu'AREVA et le CEA devaient poursuivre le déploiement opérationnel de la FINA et de la FARN en finalisant les dispositions prévues, concernant notamment le processus d'alerte et de mobilisation, la définition des interfaces, les missions, la préparation des volontaires et la validation opérationnelle de l'organisation.

FOCUS

Principales suites données aux ECS, en 2015 et 2016, pour le réacteur à haut flux et le réacteur Phénix

Le réacteur à haut flux (RHF), implanté dans l'agglomération grenobloise, dans une zone à forts risques sismiques et d'inondation, est un réacteur de recherche, exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL), qui a fait l'objet de nombreuses modifications à la suite des ECS réalisées en 2011. Le déploiement de ces modifications (Figure 4.4), par exemple la construction d'un nouveau poste de contrôle et de secours « bunkerisé » pouvant faire face à un séisme extrême, à une inondation et aux effets secondaires tels qu'une dérive de gaz toxiques ou explosifs qui proviendrait des zones industrielles environnantes, s'est poursuivie en 2015 et 2016. Dans ce cadre, l'évaluation par l'IRSN des modifications présentant le plus d'enjeu à l'égard de l'objectif de maîtrise de la sûreté du réacteur en situation extrême s'est poursuivie concernant :

- la conception, la qualification et les conditions d'exploitation du nouveau dispositif d'arrêt d'urgence du réacteur en cas de séisme extrême (système dit « ARS ») appartenant au « noyau dur » du RHF ;
- le dimensionnement et la mise en place d'un nouveau circuit de ventilation « noyau dur » (système dit « CDS ») dont l'objectif est de limiter, au moyen de dispositifs de filtration adaptés, les conséquences dans l'environnement d'un éventuel accident grave² en cas d'agression extrême.

Par ailleurs, l'IRSN a porté un avis sur les dispositions prises par l'ILL pour maîtriser les risques de développement d'incendie et d'explosion internes dans l'un des bâtiments dont la tenue est nécessaire à la mise en œuvre du « noyau dur » (bâtiment abritant la salle de commande principale du réacteur et sur lequel sont placés des équipements électriques nécessaires au fonctionnement du « noyau dur »). Il a également examiné, pour ce même bâtiment, les analyses réalisées par l'ILL pour justifier le comportement des structures de génie civil en cas de séisme extrême. Enfin, l'IRSN a évalué les évolutions organisationnelles prévues par l'ILL pour gérer une situation de crise en conditions extrêmes (capacité de grèvement et critères de déclenchement de l'organisation de crise en particulier).

Le réacteur Phénix (Marcoule) du CEA, définitivement arrêté depuis 2010, a fait l'objet d'un décret de démantèlement publié en juin 2016. Il présente encore des enjeux de sûreté relativement importants dus en particulier à la présence d'assemblages combustibles (en cours d'évacuation) et de quantités de sodium significatives pour encore plusieurs années. De l'évaluation des dossiers transmis par le CEA dans le cadre des ECS, examinés en 2015 et 2016, l'IRSN a notamment retenu que :

- la robustesse et la stabilité de la cheminée principale de l'installation sont acquises en cas de séisme et de vents extrêmes considérés pour la définition du « noyau dur » pour le site de Marcoule. La stabilité de la cheminée en cas de tornade devra être confirmée suite à l'instruction en cours par l'IRSN, menée dans un cadre générique, des niveaux d'aléa à retenir pour l'agression « tornade » (ainsi que des effets induits qui y sont associés) ;
- les bâtiments « Réacteur », « Manutentions » et « Générateurs de vapeur », dans lesquels sont implantés des capacités de sodium, sont suffisamment protégés contre un éventuel « effet falaise » caractérisé en particulier par une réaction « sodium-eau³ » en cas de pluies extrêmes ou de crue extrême du Rhône ;
- les études de comportement de la future installation de traitement du sodium, appelée NOAH, en cas de séisme extrême doivent être approfondies par le CEA.



Figure 4.4 - Visite par des experts de l'IRSN des dispositions "noyau dur" du RHF de l'ILL à Grenoble

² Un accident grave sur un réacteur de recherche est un accident de réactivité ou de perte de refroidissement conduisant à la fusion du ou des éléments combustibles qui composent le cœur du réacteur.

³ Le sodium est un élément très réactif qui réagit violemment en présence d'eau, entraînant un dégagement d'hydrogène. La chaleur produite par la réaction suffit généralement, en présence d'oxygène, à faire exploser l'hydrogène produit.

ACQUIS ET DEVELOPPEMENTS RECENTS CONCERNANT LES ETUDES ET LES RECHERCHES MENEES PAR L'IRSN POUR LES INB AUTRES QUE LES REP

CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES

Dans le procédé de traitement des combustibles irradiés dans les usines AREVA de La Hague, des évaporateurs permettent, après extraction de l'uranium et du plutonium, de concentrer les solutions de produits de fission (PF) issus de la dissolution de ces combustibles, avant leur conditionnement en colis de déchets vitrifiés. Ces évaporateurs ont été conçus pour tenir compte des phénomènes de corrosion liés aux caractéristiques chimiques de ces solutions.

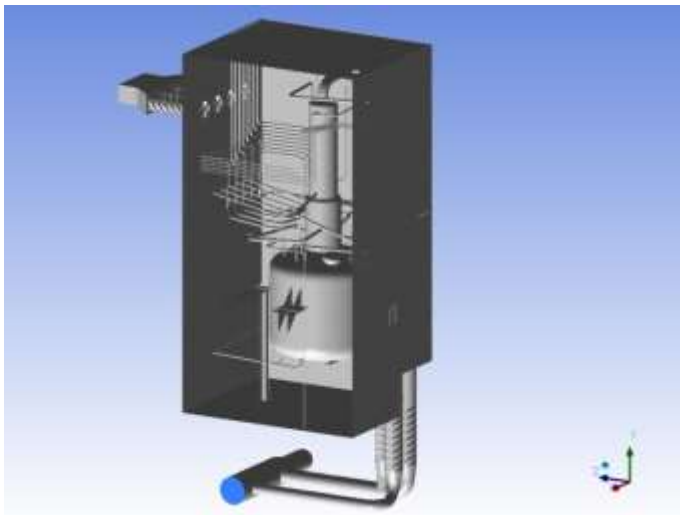


Figure 4.5 - Modélisation 3D d'une cellule d'évaporateur PF

Malgré la robustesse de leur conception, ces évaporateurs présentent une corrosion plus rapide que prévue, limitant leur durée de vie et les rendant plus sensibles à un risque de percement (cf. le paragraphe « Événements relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives » du chapitre 2 du présent rapport). Ceci renforce l'intérêt d'étudier certaines situations incidentelles pénalisantes, en particulier dans le contexte spécifique des équipements nucléaires sous pression, comme la rupture concomitante d'un bouilleur

et d'un circuit d'eau surchauffée sous pression (cf. Figure 2.11 du chapitre 2 du présent rapport) qui entraînerait un relâchement de substances radioactives dans la cellule accueillant l'évaporateur, avec des conditions de pression et d'humidité susceptibles de dégrader l'efficacité des filtres à très haute efficacité (THE) implantés dans les réseaux de ventilation nucléaire.

Afin d'estimer de façon réaliste les rejets potentiels dans l'environnement dans le cas d'une telle situation et

de porter un avis sur les dispositions d'exploitation et de surveillance mises en œuvre par l'exploitant pour les évaporateurs actuellement en exploitation, l'IRSN a engagé, en 2016, des études sur les thèmes suivants :

- la mise en suspension induite par la chute de la solution de PF dans le bac de récupération situé sous l'évaporateur ;
- l'entraînement des substances radioactives par la ventilation, leur dépôt ou leur condensation dans la cellule de l'évaporateur (Figure 4.5) et dans les gaines de ventilation ;
- le comportement des filtres THE des systèmes de ventilation au regard des conditions de température et d'humidité.

Ces études sont menées dans les laboratoires de l'IRSN, sur le site de Saclay, à l'aide de dispositifs expérimentaux existants et de logiciels de simulation numérique d'écoulement des fluides (Computational Fluid Dynamics - CFD) ou de simulation de la ventilation (Sylvia, logiciel développé par l'IRSN).

Les premiers résultats sont attendus d'ici fin 2017 pour étayer la position de l'IRSN dans le cadre de l'expertise du dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP2-800 de traitement des combustibles irradiés de l'établissement AREVA NC de La Hague.

↳ Le programme de R&D « TIVANO » pour l'étude des effets du vent sur les transferts dans les installations nucléaires

La première fonction de la ventilation dans une installation nucléaire est d'instaurer un sens d'air depuis les zones les moins contaminées vers les zones les plus contaminées par la mise en dépression graduelle des différentes zones de l'installation (cascades de dépression), limitant ainsi les risques de transfert des polluants vers les zones où des travailleurs sont présents ou vers l'environnement. Dans ce cadre, le dimensionnement de la ventilation doit tenir compte des niveaux de contamination potentielle dans les locaux de l'installation en situation normale ou accidentelle, mais aussi des phénomènes pouvant perturber les cascades de dépression, tels que les effets du vent. En effet, le vent induit des surpressions ou des dépressions au niveau des façades d'un bâtiment abritant l'installation concernée, susceptibles de modifier les flux d'air et donc de conduire à un transfert éventuel de contamination à l'intérieur ou à l'extérieur de celle-ci, notamment en cas de perte de la ventilation.

Depuis 2005, le programme de R&D « TIVANO » a permis d'évaluer l'influence du vent sur le confinement des polluants dans les installations, ainsi que la capacité des logiciels de simulation numérique des fluides (CFD) à prédire ses effets. Des essais en soufflerie sur des maquettes représentatives d'installations nucléaires (Figure 4.6) ont permis d'acquérir des valeurs pouvant être utilisées pour les évaluations de sûreté des installations nucléaires et de valider le logiciel de simulation numérique « Sylvia », développé par l'IRSN, qui permet d'étudier le comportement d'un réseau de ventilation en situation normale, dégradée ou accidentelle de fonctionnement, y compris en cas d'incendie.



Figure 4.6 - Expérience en soufflerie montrant la dispersion d'un fumigène malgré la présence d'une ventilation dans la maquette

CRITICITE

Un certain nombre d'installations du cycle du combustible nucléaire disposent actuellement de systèmes dédiés aux accidents de criticité (**système EDAC** en France) permettant leur détection et capables de donner l'ordre d'évacuation du personnel.

Depuis la mise en place du système EDAC dans les installations, plusieurs déclenchements intempestifs (fausses alarmes) ont été recensés qui auraient pu avoir des conséquences plus ou moins graves sur le personnel (blessures/chutes, contamination hors des locaux

contrôlés car sortie de zone sans suivi des procédures habituelles...).

Pour pallier les risques induits par ces fausses alarmes, il a été envisagé de tester expérimentalement les capacités des équipements de surveillance radiologique de l'ambiance des locaux à confirmer ou infirmer l'occurrence d'un accident de criticité, ces dernières capacités pouvant en outre permettre de compléter la surveillance assurée par les systèmes dédiés, voire de les suppléer en cas de défaillance.

↳ Les systèmes de détection EDAC

En France, les systèmes de détection (EDAC, ensemble de détection et d'alarme de criticité) sont constitués de groupes de détecteurs (ou sondes), mesurant les débits d'équivalent de dose (rayonnements neutronique et gamma), et d'un coffret de traitement de ces mesures pilotant des alarmes sonores et lumineuses spécifiquement associées à l'accident de criticité.

Le déclenchement de ces alarmes s'effectue dès que la dose totale et le débit d'équivalent de dose atteignent des seuils prédéterminés. Les détecteurs ont été conçus de façon à limiter les fausses alarmes et sont, en outre, susceptibles de fournir des informations sur l'accident (évolution dans le temps, évaluation de doses...) utiles pour la conduite de l'intervention.

Au-delà de cet objectif d'amélioration de la détection d'un accident de criticité, il s'agit également de maintenir et d'améliorer la connaissance des conséquences radiologiques de ce type d'accident. Une des caractéristiques principales d'un accident de criticité est qu'il génère des doses liées à des rayonnements neutroniques et gamma, importantes et distribuées de façon hétérogène dans l'organisme des personnes situées à proximité du siège de l'accident.



Figure 4.8 - Dosimètre et ceinture de criticité développés et commercialisés par l'IRSN

Une détermination la plus précise possible des doses reçues par les différents organes des personnes touchées permet d'améliorer la prise en charge et le traitement médical des victimes.

L'objectif de la R&D à l'IRSN concerne la détection et la limitation des conséquences d'un accident de criticité par des moyens appropriés et fiables.

En 2013 et 2014, des expériences concernant ces sujets ont été réalisées sur les réacteurs CALIBAN et PROSPERO (Figure 4.7) du CEA, sur le site de Valduc. A noter que, outre l'IRSN, ces expériences intéressent les fabricants de matériels de radioprotection, les exploitants et des organismes américains (Département de l'énergie - DOE) et anglais (Atomic Weapons Establishment - AWE).



Figure 4.7 - Configuration expérimentale dans la cellule PROSPERO

Les résultats obtenus ont été mis à profit dans les expertises de l'IRSN concernant des dossiers traitant de la détection d'accident de criticité, en particulier des dossiers de réexamen de sûreté des installations.

Suite à l'arrêt des réacteurs CALIBAN et PROSPERO fin 2014, des expériences complémentaires, du même type, ont été menées en 2016 et 2017 sur les réacteurs expérimentaux américains GODIVA-IV et FLAT-TOP.

Celles-ci ont permis de tester les capacités opérationnelles de l'IRSN à estimer les doses en cas d'accident de criticité et également d'améliorer les dosimètres et les ceintures de criticité (Figure 4.8) développés et [commercialisés par l'IRSN](#).

Cette collaboration IRSN-DOE-AWE entre dans le cadre du projet PRINCESS (PRoject for IRSN Neutron physics and Criticality Experimental data Supporting Safety) qui vise l'acquisition et l'exploitation de données en sûreté-criticité et en physique des réacteurs.

↳ Les mesures de « bruit neutronique » : un autre sujet de R&D en cours à l'IRSN pour améliorer la sûreté

A différentes reprises, des défauts de caractérisation de la matière fissile contenue dans des objets difficilement mesurables (fûts de déchets anciens en particulier) ont conduit à des déclarations d'évènements significatifs en raison de dépassements de limites de masse.

A cet égard, la R&D menée depuis 2015 sur les techniques (non destructives) de mesures neutroniques avancées dites de « bruit neutronique », exploitant la nature stochastique des neutrons, permet d'améliorer les connaissances relatives à la mesure de matières fissiles et à ses biais potentiels. Cette R&D consiste à développer de nouvelles méthodes de post-traitement des signaux mesurés et de nouveaux modules dans le code de calcul neutronique MORET de l'IRSN puis de les valider par confrontation de leurs résultats à des expériences réalisées aux USA.

Les études en cours de réalisation avec la première version de ces nouveaux outils permettent d'évaluer l'apport de ces techniques à la prévention du risque de criticité.

INCENDIE ET EXPLOSION

Le tributyl phosphate (TBP) et l'acide nitrique sont les principaux réactifs utilisés dans le procédé PUREX de traitement des combustibles irradiés mis en œuvre dans les usines UP3-A et UP2-800 de l'établissement AREVA NC de La Hague. Les phénomènes « red oils » désignent les réactions entre le TBP, ses produits de dégradation, l'acide nitrique et les nitrates de métaux lourds extractibles. Ces réactions, complexes, peuvent donner lieu, dans certaines conditions, à des emballements thermiques dans les évaporateurs-concentrateurs des usines, suivis d'explosions. Ces phénomènes sont à l'origine de plusieurs accidents importants dans l'industrie nucléaire, notamment sur les sites de Hanford (1953) et de **Savannah River** (1953 - encart - et 1975), aux Etats-Unis, et de Tomsk (1993), en Russie.

↳ L'explosion de Savannah River en 1953

L'explosion survenue en 1953 dans l'usine de Savannah River, lors d'un essai de concentration par évaporation d'une solution de nitrate d'uranyle (3 600 L), est liée à l'absence de moyens de contrôle suffisants de l'opération qui a entraîné une mauvaise estimation de la température dans l'évaporateur et un excès d'évaporation de la solution. Cet excès d'évaporation a provoqué une décomposition thermique violente des composés TBP/nitrates présents dans l'évaporateur (36 L de TBP étaient présents en solution) suivie d'une explosion. L'équipement a été entièrement détruit et le bâtiment qui l'abritait a été gravement endommagé.

Lors de la conception des usines UP3-A et UP2-800, au début des années 1980, les risques d'explosion liés à la formation de composés « red oils » ont été considérés dans les analyses de sûreté des unités concernées.

Des dispositions d'exploitation, établies sur la base de l'état des connaissances et du retour d'expérience disponible à l'époque, ont été mises en place par l'exploitant pour [maîtriser les risques liés à la formation de ces composés](#).

Le retour d'expérience de l'accident de Tomsk et les nombreux travaux de recherche menés depuis la fin des années 1990 pour mieux comprendre les phénomènes en jeu, complétés par des études exploratoires menées à l'IRSN en 2009 et 2010, ont confirmé la nécessité de réexaminer le choix et les valeurs des paramètres de sûreté initialement retenus.

Dans le cadre des réexamens de sûreté des usines AREVA de La Hague (2012-2019), un groupe de travail IRSN-AREVA, mis en place en 2011, a confirmé l'intérêt d'initier un programme commun de recherche visant à acquérir de nouvelles connaissances scientifiques et à mettre à jour les données nécessaires à l'analyse de ces risques particuliers.

Un important programme d'études expérimentales (**Figure 4.9**), établi avec l'aide d'un laboratoire de recherche de l'ENSMSE⁴, a été initié en 2012 dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN, AREVA et le CEA. Ce programme, qui devrait se terminer en 2018, vise à mieux comprendre les mécanismes réactionnels, les

⁴ Ecole Nationale Supérieure des Mines de Saint-Etienne

conditions de l'emballlement thermique et les principaux paramètres influents (concentration d'acide nitrique, présence d'uranium et d'impuretés organiques, rapport de phase...). Il permettra également d'acquérir les données thermocinétiques, physico-chimiques et thermodynamiques utiles aux études ultérieures qui devraient permettre de simuler le comportement dynamique des évaporateurs dans leurs conditions normales d'exploitation et en situation accidentelle.

À cet égard, l'IRSN développe, en parallèle à ce programme, un outil de simulation (ALAMBIC⁵) visant à modéliser les réactions d'emballlement thermique pouvant survenir dans un environnement contenant une phase organique au contact d'une phase aqueuse acide, tel que celui régnant dans les évaporateurs.

Les données expérimentales obtenues à l'issue du programme serviront à valider les données et le schéma réactionnel de base introduits dans l'outil de calcul. Dans ce cadre, un accord de collaboration a été signé entre l'IRSN, le CNRS et l'Université Lille 1 pour évaluer, par des approches de chimie quantique, les propriétés thermodynamiques et les lois de vitesse de décomposition des complexes formés entre le TBP et le nitrate d'uranyle, ces données n'étant pas connues.

La réalisation de ce programme de recherche tripartite a d'ores et déjà permis à l'IRSN de formuler des recommandations concernant l'amélioration de la maîtrise par AREVA des risques liés aux « red oils » dans le cadre de l'expertise du dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A de La Hague (2015), AREVA ayant proposé depuis des actions d'amélioration concrètes pour ses nouvelles unités de concentration de solutions de produits de fission.

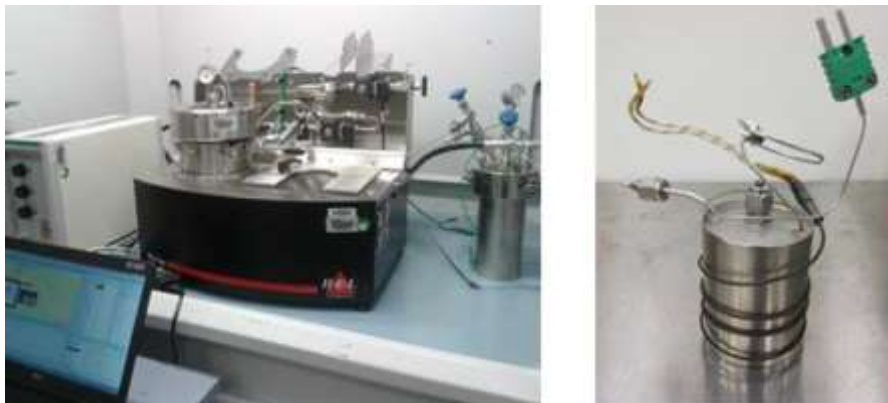


Figure 4.9 - Dispositif expérimental (calorimètre pseudo-adiabatique Phi-Tec II et son réacteur externe, à gauche, et cellule de réaction, à droite) associé au programme de recherche « red oils »

⁵ Approche Logicielle Avancée de Modélisation de mélanges Biphasés dans le cycle du Combustible

FACTEURS HUMAINS ET ORGANISATIONNELS

La notion de « culture de sûreté » est au cœur de nombreuses démarches visant à améliorer la sûreté des installations nucléaires. En particulier, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) en a fait un élément central de sa stratégie de développement de la prise en compte des facteurs organisationnels et humains (FOH). Dans ce cadre, l'IRSN a estimé nécessaire de mieux prendre en compte les dimensions culturelles, car certaines d'entre elles contribuent à la maîtrise des risques. En effet, celles-ci peuvent, par exemple, être parties prenantes de dispositions destinées à favoriser la coopération entre métiers différents (maintenance et conduite, exploitation et démantèlement, exploitation et recherche...), entre structure projet et organisation pérenne (management des arrêts de tranche pour un réacteur, implantation de modifications, chantiers de démantèlement...) ou encore entre entreprises (relations entre donneur d'ordre et prestataires).

En 2016, l'IRSN a publié les résultats d'une étude réalisée par son laboratoire de recherche en sciences humaines et sociales (LSHS) relative à cette question. Lors de cette étude, l'IRSN a effectué une « relecture culturelle » de quelques thématiques qui ont fait l'objet d'évaluations dans le passé par les spécialistes de l'IRSN et ont été identifiées comme transverses à de nombreuses instructions. Parmi celles-ci, l'IRSN a étudié les aspects culturels d'un transfert d'activité entre deux entités pour l'exploitation de deux installations du site CEA de Cadarache, mises à l'arrêt définitif en 2009, dont le CEA est l'exploitant nucléaire mais dont l'exploitation est assurée par AREVA.

Une convention conclue entre le CEA et AREVA définit les rôles et les responsabilités respectifs pour la réalisation des opérations de démantèlement en cours et le CEA doit prendre en charge la totalité de l'exploitation des installations pour les phases finales du démantèlement. Il ressort de l'étude menée par l'IRSN, que la mobilisation du concept de « culture » conduit à aborder un transfert d'activité entre deux entités en s'intéressant :

- aux modalités de socialisation professionnelle qui, au-delà de la transmission des connaissances, permet de transmettre des savoirs empiriques, des tours de main, des pratiques détenus par des

opérateurs qui se sont forgés une expérience vivante du travail, dans un contexte donné ;

- aux modalités de transmission de la compétence collective, essentielle si l'on considère que la sûreté d'une installation résulte d'une performance issue d'une manière de coopérer et de travailler ensemble, qui suppose d'identifier les interactions, la manière dont se répartissent des rôles dans un collectif, les contributions de chacun... ;
- au pacte social implicite existant au sein d'un groupe social ou entre groupes sociaux, qui soutient la transmission des compétences entre ces groupes et permet de faciliter les transferts ou joue au contraire comme un frein, déclenchant des phénomènes de rétention d'information... ;
- au sens attaché au travail qui, pour les individus engagés dans telle ou telle organisation, se trouve nécessairement bousculé dans des cas de transfert d'activités et, là également, est susceptible de générer des blocages ou, au contraire, de constituer des leviers.

L'analyse culturelle développée apparaît ainsi particulièrement féconde dans le cas d'un transfert d'activités dans la mesure où elle suppose d'aller au-delà des aspects techniques, organisationnels (formels) du transfert, et où elle permet d'inclure les fonctionnements implicites, les savoirs en action, les solidarités et formes de liens sociaux... qui contribuent également au bon déroulement d'une activité et qui pourraient handicaper le fonctionnement de la nouvelle activité, transportée dans un nouveau contexte.

D'une manière plus générale, les résultats de l'étude de l'IRSN montrent que la prise en compte des dimensions culturelles peut donner accès à des phénomènes peu saisissables par d'autres grilles d'analyse des organisations.

Pour en savoir plus :



http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/surete/IRSN_Aspects-culturels-organisations-industries-risques_2016.pdf

CREDITS PHOTO

Couverture : Vue générale du hall expérimental du réacteur à haut flux de l'ILL Grenoble-[©]Olivier Seignette/Mikaël Lafontan/IRSN

Faits marquants : Vue générale du RJH en construction : [©]Michel LabelleSignatures/IRSN / Cheminée de l'usine UP2-400 La Hague : [©]Pottier/Le Bar Floréal/IRSN / Banc d'essai de filtres THE à l'IRSN : [©]IRSN/DR

Fig. 1.1, 1.7, 4.7, 4.8 et 4.9 : [©]IRSN/DR / Fig. 1.2, 1.6, 2.22, 3.5 et 3.6 : [©]DR / Fig. 1.3 : [©]V. Ganivet/IRSN / Fig. 1.4 : [©]Michel LabelleSignaturesIRSN / Fig. 1.5, 3.4 et 4.3 : [©]AREVA/DR / Fig. 1.6 : [©]J.M.Taillat/AREVA-CEA / Fig. 2.2, 2.3 et 2.28 : [©]J.M. Rousseau/IRSN / Fig. 2.9 et 2.11 : [©]E. Bauduin/IRSN / Fig. 2.10 : [©]P. Lesage/AREVA / Fig. 2.12 : [©]ASN/DR / Fig. 2.15 : [©]F. Acerbis/IRSN / Fig. 2.19 et 3.1 : [©]O. Guerrin/IRSN / Fig. 2.21 et 3.2 : [©]G. Goué/IRSN / Fig. 2.25 : [©]Caroline Pottier/Le Bar Floréal/IRSN / Fig. 2.27 : [©]A. Montméat/IRSN / Fig. 3.3 et 3.7 : [©]EDF/DR / Fig. 4.1 : [©]TEPCO/DR / Fig. 4.2 : [©]Caroline Pottier/Le Bar Floréal/IRSN / Fig. 4.4 : [©]J.M. HuronSignatures/IRSN / Fig. 4.5 : [©]T. Gelain/IRSN / Fig. 4.6 : [©]N. Le Roux/IRSN

Pour tout renseignement :

IRSN
Pôle Sûreté des installations et Systèmes Nucléaires
BP 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

Téléphone : 01 58 35 78 44
Mail : irsn_rapports_missions_psn@irsn.fr

Le présent rapport est disponible sur internet l'adresse suivante <http://www.irsn.fr/INB-hors-REP-2015-2016>

N° de rapport : IRSN/DG/2017-00002

Tous droits réservés IRSN
Novembre 2017

Siège social

31, avenue de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses

RCS Nanterre B 440 546 018

Téléphone : +33 (0)1 58 35 88 88

Courrier : B.P. 17 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

Site Internet : www.irsn.fr

Mail : contact@irsn.fr

Twitter : @IRSNFrance, @suretenucleaire