

**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

**ENSEIGNEMENTS TIRÉS PAR L'IRSN DES ÉVÉNEMENTS  
SIGNIFICATIFS DÉCLARÉS EN 2013 ET 2014**



# L'IRSN

## Faire avancer la sûreté nucléaire

L'IRSN est un établissement public à caractère industriel et commercial, créé en 2001, dont les missions ont été portées au niveau législatif 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 du ministre de la défense.

**E**xpert 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 patients, conseil et intervention en cas de risque radiologique, radioprotection de l'homme en situations normale et accidentelle. Ses compétences sont également mises en œuvre 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, installations et transports à l'égard du risque de malveillance. Il interagit dans ce cadre avec tous les acteurs concernés par ces risques: 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 de plus 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 celle de la recherche et de l'innovation, de la santé au travail ou de la santé environnementale.

L'Institut compte environ

# 1 700 collaborateurs

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

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

# budget d'environ 300 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/opérationnelles).**

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 pour 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 exploitation du parc national électronucléaire d'EDF.

**Le rapport intitulé « Sûreté des installations nucléaires de base autres que les réacteurs électronucléaires : 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 pour les 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.

<http://www.irsn.fr/FR/IRSN/Publications/barometre/Pages/default.aspx#.VjelGYRdf04>



Depuis 2009, conformément à sa politique de transparence, l'IRSN publie, tous les deux ans, les enseignements tirés de son analyse des événements significatifs survenus dans les installations nucléaires de base (INB) françaises autres que les réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP) d'EDF.

Le présent rapport, qui constitue la quatrième édition de cet exercice, traite des événements déclarés au cours des années 2013 et 2014 : il vise à présenter les principales évolutions par rapport aux années précédentes, de façon à mettre en exergue les améliorations constatées et les éventuels axes de progrès pour faire avancer la sûreté.

La présentation de ce rapport a été améliorée dans un souci de pédagogie pour faciliter sa lecture et aider à la compréhension, par les parties prenantes et par le public, des enjeux concrets de sûreté et de radioprotection associés à ces installations.

Pour les années 2013 et 2014, l'analyse effectuée par l'IRSN des événements significatifs concernant les INB autres que les REP ne met pas en évidence d'évolution notable. En particulier, aucun de ces 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 dans ces installations. Cette analyse est illustrée par la description de plusieurs événements marquants survenus en 2013 ou en 2014.

Il ressort en particulier de cette analyse une baisse sensible, en 2014, du nombre d'événements relatifs aux opérations de manutention, résultat notamment des efforts déployés par les exploitants pour fiabiliser les dispositions humaines et organisationnelles associées à ces opérations.

S'agissant de la récurrence d'événements relatifs à la prévention des risques de criticité observée ces dernières années dans l'usine de FBFC de Romans-sur-Isère, il est à noter que l'exploitant a engagé un programme d'actions important pour renforcer la rigueur d'exploitation.

Enfin, l'analyse des événements amène l'IRSN à attirer l'attention sur les efforts qui restent à réaliser par les exploitants, de manière globale, pour assurer une meilleure maîtrise du référentiel de sûreté de leurs installations, mieux préparer les travaux d'assainissement et de démantèlement des installations concernées et mieux faire respecter par les intervenants dans les installations les conditions d'accès dans les zones contrôlées.

Souhaitant que ce rapport réponde à vos attentes en matière d'information, je vous en souhaite une agréable lecture et reste à votre écoute dans une perspective d'amélioration continue.

**Jacques Repussard**  
*Directeur général de l'IRSN*

# Faits marquants des années 2013 et 2014

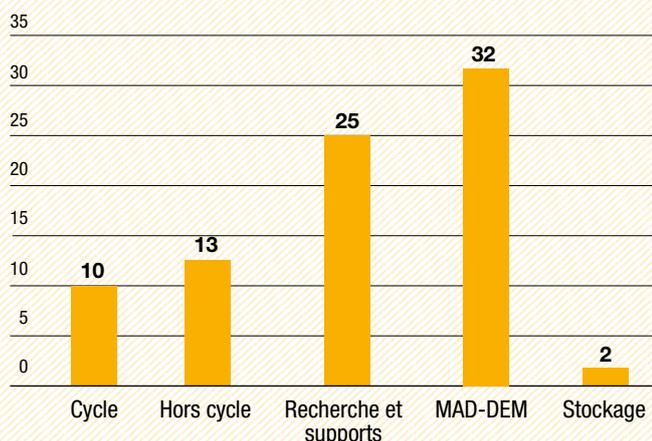
## Quelques éléments de présentation générale

### Les familles d'installations dans le rapport public INB autres que les REP 2013-2014

Pour les besoins de son analyse, comme dans le [rapport public INB autres que les REP 2011-2012](#), l'IRSN a regroupé les 82 INB autres que les REP en cinq grandes familles, à savoir (figure 1) :

- les installations industrielles du cycle du combustible (INB associées à l'enrichissement de l'uranium, à la fabrication du combustible nucléaire et au traitement du combustible usé) ;
- les installations industrielles hors du cycle du combustible (installations d'irradiation ou d'ionisation, installations dédiées à la maintenance de matériels provenant d'autres INB et installations de conditionnement de déchets radioactifs de faible activité) ;
- les installations de recherche et les installations de support associées (laboratoires de recherche du CEA et installations de gestion des déchets solides et de traitement des effluents liquides radioactifs, mais aussi réacteurs dédiés à la recherche scientifique et technologique et à l'accompagnement de l'exploitation du parc de réacteurs électronucléaires) ;
- les installations arrêtées définitivement et actuellement en phase de préparation au démantèlement (assainissement) et celles pour lesquelles un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD-DEM) a été publié ;
- les installations de stockage de déchets radioactifs de faible ou de moyenne activité, c'est-à-dire le Centre de stockage de la Manche (CSM) et le Centre de stockage de l'Aube (CSA).

Figure 1  
Répartition du nombre d'INB autres que les  
REP, au 31/12/2014, par famille d'installations



Au 31 décembre 2014, la France comptait **82 installations nucléaires de base (INB) civiles autres que les réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP)**. Parmi ces installations, 50 étaient en fonctionnement et 32 étaient en cessation définitive d'activité ou avaient fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

**Pendant la période 2013-2014, le nombre et la nature de ces INB n'ont pas évolué par rapport à la période 2011-2012.** Ainsi, les installations traitées dans le présent rapport sont les mêmes que celles considérées dans le rapport relatif aux années 2011 et 2012 (dénommé « [rapport public INB autres que les REP 2011-2012](#) »).

Contrairement aux réacteurs de puissance, techniquement proches et exploités par le même exploitant (EDF), les INB autres que les REP sont de natures très diverses et se distinguent principalement par le fait que :

- leur exploitation présente des risques dont la nature et l'importance, ainsi que les conséquences pour les travailleurs, le public et l'environnement pouvant en résulter, différent d'une installation à une autre ;

leur sûreté est sous la responsabilité d'une vingtaine d'exploitants différents (organismes de recherche, industriels...).

Les règles générales applicables à la conception, à la construction, au fonctionnement, à la mise à l'arrêt définitif, au démantèlement, à l'entretien et à la surveillance de ces INB sont fixées principalement par [l'arrêté INB du 7 février 2012](#) dont les dispositions sont, pour l'essentiel, entrées en vigueur le 1<sup>er</sup> juillet 2013 et ont été, pendant la période 2013-2014, complétées par trois décisions à caractère technique et juridiquement contraignantes pour les exploitants d'INB, relatives à la « *maîtrise des nuisances et de l'impact des INB sur la santé et l'environnement* », à la « *maîtrise des risques liés à l'incendie dans les INB* » et à la « *gestion du risque de criticité dans les INB* ».

Les dispositions de sûreté et de radioprotection de ces installations sont déterminées dans le cadre d'une démarche essentiellement déterministe visant à prévenir les incidents et accidents et à en limiter les effets s'ils survenaient malgré tout, s'appuyant sur le concept de « *défense en profondeur* » et sur les principes de radioprotection inscrits

L'usine Georges Besse 2 en service depuis octobre 2014



© AREVA/DELESTRADÉ CEDRIC

dans le code de la santé publique. Par ailleurs, un élément fondamental de l'approche de sûreté réside dans le fait que la sûreté n'est jamais

définitivement acquise; il doit être recherché à l'améliorer de façon continue pour tenir compte des nouvelles connaissances disponibles

ainsi que du retour d'expérience d'exploitation (dosimétrie, gestion des déchets et effluents, incidents et accidents...).

## Enseignements tirés des événements significatifs

Les enseignements tirés par l'IRSN de son analyse des **événements relatifs aux INB autres que les REP déclarés à l'ASN** en 2013 et en 2014 font l'objet du quatrième rapport public de l'IRSN consacré à ce sujet. Les trois précédents rapports ont couvert la période 2005-2012.

### Aperçu général

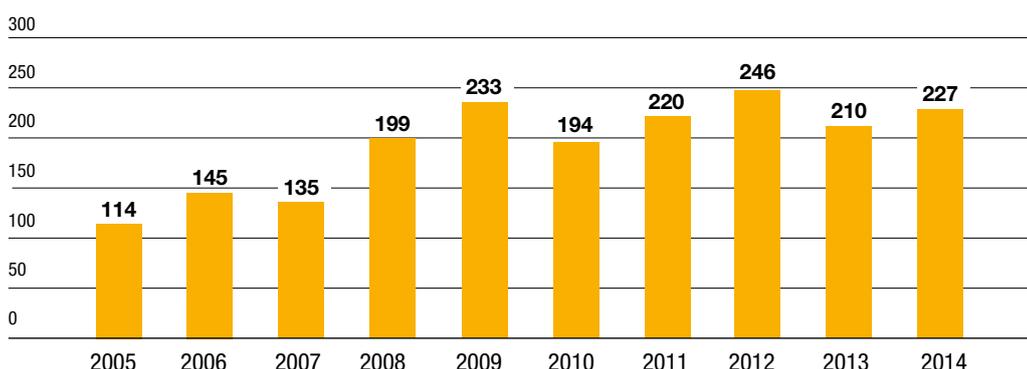
Depuis l'augmentation constatée en 2008 et 2009, le nombre annuel d'événements déclarés à l'ASN tend à se « stabiliser » autour de 200 à 220. **Il n'y a pas eu, en 2013 comme en 2014, d'évolution notable de ce nombre**

**d'événements par rapport aux années précédentes** (figure 2).

**Pour l'IRSN, les événements survenant dans les installations 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 du retour d'expérience, pour identifier des pistes d'amélioration de la sûreté.**

Environ 70 % de ces événements concernent la sûreté, une majorité affectant les risques de dissémination de substances radioactives, et moins de 15 % concernent la

radioprotection, avec notamment des insuffisances dans la préparation des travaux d'assainissement ou de démantèlement ou un non-respect du zonage radiologique dans les installations. Les événements restants concernent l'environnement, une moitié d'entre eux étant sans enjeu radiologique. **Cette répartition est similaire à celle des années précédentes. Aucun de ces 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 dans les installations.**



### La déclaration d'événement significatif et le compte rendu d'événement

Les exploitants nucléaires doivent déclarer à l'ASN, dans un délai de deux jours ouvrés, tout événement significatif ayant impliqué la sûreté de leurs installations, la radioprotection des travailleurs et des personnes du public ou encore l'environnement, que cet événement ait donné lieu ou non à des conséquences radiologiques.

Ensuite, ils doivent transmettre à l'ASN, sous deux mois, un compte rendu détaillé de l'événement (compte rendu d'événement significatif ou CRES). Ce compte rendu doit en particulier présenter le déroulement de l'événement, l'analyse de ses causes et de ses conséquences (résultats de mesures par exemple) ainsi que les dispositions, notamment techniques ou organisationnelles, destinées à éviter sa répétition.

Figure 2  
Evolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2014

**Le référentiel de sûreté**

Le référentiel de sûreté d'une installation nucléaire regroupe l'ensemble des exigences d'origine externe (prescriptions réglementaires, consignes des constructeurs...) ou d'origine interne (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation, modes opératoires, notes d'organisation du travail...). Ce référentiel est essentiel pour la maîtrise des risques; il permet d'assurer (via les analyses de sûreté notamment) que l'exploitant a mis en place un nombre suffisant de lignes de défense et qu'il garantit le maintien de leur efficacité au cours du temps.

**Les risques associés aux opérations d'assainissement et de démantèlement des INB autres que les REP**

Les installations en phase d'assainissement ou de démantèlement présentent des risques souvent très différents de ceux qui existaient lorsqu'elles étaient en exploitation. En règle générale, les risques sont plus faibles pour l'environnement du fait de l'évacuation d'une grande partie des matières radioactives mises en œuvre mais, en revanche, les risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants sont plus importants en raison de la nature des opérations qui nécessitent des interventions au plus près des matières radioactives encore présentes ou d'équipements irradiants (démontage ou découpe d'équipements...). En outre, des risques rencontrés lors de l'exploitation peuvent devenir prépondérants (risques d'incendie liés aux travaux de découpe par exemple).

**Figure 3**  
Evolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN relatifs aux opérations de manutention pendant la période 2011 - 2014

Pendant la période 2013-2014, aucun événement n'a été classé au niveau 2 sur l'échelle INES par l'ASN.

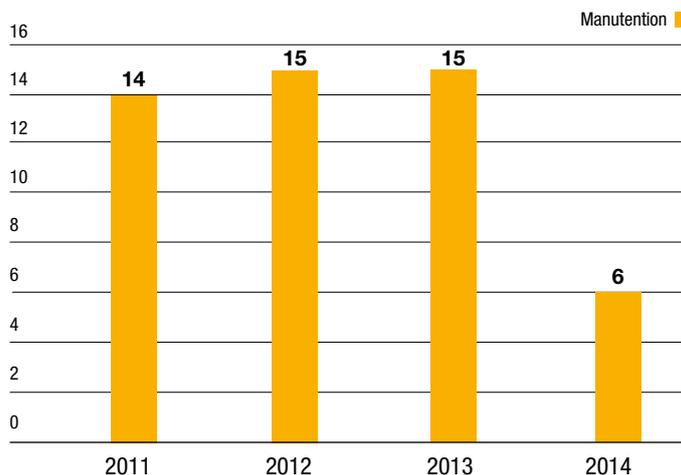
**L'analyse globale des événements relatifs aux 82 INB autres que les réacteurs du parc électronucléaire français, qui ont été déclarés à l'ASN au cours des années 2013 et 2014, ne met pas en évidence de dégradation significative de la sûreté de ces INB pendant cette période.**

**Améliorations constatées...**

Parmi les améliorations constatées pendant la période 2013-2014, deux sujets retiennent plus particulièrement l'attention de l'IRSN :

› la diminution sensible du nombre d'événements relatifs aux opérations de manutention relevée en 2014 (figure 3). La baisse concerne notamment le site AREVA NC de La Hague et les installations d'entreposage de déchets radioactifs exploitées par le CEA où, par le passé, une récurrence d'événements de ce type avait été notée (cf. le *rapport public INB autres que les REP 2011-2012*).

**Cette baisse suggère que les efforts déployés par les exploitants pour la maîtrise de ces risques, qui reposent en particulier sur des dispositions organisationnelles et humaines (avec par exemple la mise en place de réunions réalisées au plus près de l'intervention pour en partager les risques et les dispositions de protection), ont porté leurs fruits;**



› la prévention des risques de criticité sur le site FBFC de Romans-sur-Isère; en effet, au cours des années 2011 et 2012, la moitié des événements « criticité » concernait ce site. L'exploitant a lancé début 2013 une démarche d'amélioration visant à prendre en compte le retour d'expérience des événements survenus, liés notamment à des défauts affectant l'organisation du travail, à des insuffisances en matière de documentation d'exploitation ainsi qu'à des méconnaissances de règles par les opérateurs.

**L'IRSN examine actuellement la démarche d'amélioration mise en œuvre par l'exploitant, dans le cadre de l'évaluation du dossier de réexamen de sûreté de l'usine FBFC de fabrication de combustibles pour les REP; les conclusions de cette évaluation seront présentées au Groupe permanent d'experts pour les usines lors d'une réunion prévue au cours de l'année 2016. Les éléments disponibles à ce stade suggèrent que la démarche entreprise par l'exploitant est réellement de nature à améliorer la maîtrise des risques de criticité sur le site.**

**... et points de vigilance à retenir**

Les trois thèmes suivants, mis en lumière notamment par une augmentation et une récurrence d'événements du même type en 2013 et en 2014, devraient faire l'objet d'une vigilance particulière de la part des exploitants :

› assurer la pleine maîtrise du **référentiel de sûreté** des installations (environ un quart des événements « sûreté » et « radioprotection » sur la période 2013-2014); l'analyse transverse des événements par l'IRSN montre un grand nombre de cas pour lesquels des éléments de ce référentiel sont mal connus dans les installations, pas appliqués, erronés ou pas applicables en situation. Dans les CRES, les exploitants évoquent régulièrement le manque de rigueur ou de compétences des intervenants comme étant la cause de ces événements; toutefois, l'IRSN considère que, dans la plupart des cas, il ne s'agit pas de la cause « profonde » de ces événements.

**Ce retour d'expérience illustre la nécessité, pour les exploitants, d'approfondir l'analyse des événements survenus en visant à réinterroger la pertinence du référentiel documentaire de leurs installations ainsi que des processus de déclinaison et de mise à jour des exigences d'exploitation liées à la maîtrise des risques, en tenant compte du sens que celles-ci prennent en regard des contraintes liées à l'activité réelle dans les installations;**

› préparer de manière suffisamment approfondie les **opérations d'assainissement et de démantèlement des installations**; à cet égard, l'analyse par l'IRSN de deux événements de contamination interne de travailleurs, déclarés en février et mars 2013 par l'exploitant des installations CEA de Fontenay-aux-Roses, a montré notamment une prise en compte insuffisante des spécificités et des contraintes (historique parcellaire de fonctionnement d'un équipement ou d'une installation, accès difficile à certaines zones de travaux...) lors de travaux de démantèlement.

**Ce retour d'expérience confirme l'importance que les exploitants doivent accorder aux études préparatoires et à l'analyse des risques associées aux interventions dans les installations en situation d'assainissement ou de démantèlement, en particulier concernant la maîtrise des risques liés à l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants;**



Exemple de dosimètres portés par les opérateurs en zone contrôlée

© LAURENT ZYLBERMAN/GRAPHIK-IMAGES/IRSN

➤ veiller plus strictement au respect par le personnel des conditions d'accès dans les zones contrôlées ainsi qu'au respect du zonage radiologique mis en place ; l'analyse de l'IRSN montre que les causes des événements concernés relèvent majoritairement des facteurs organisationnels et humains, en particulier pour ce qui concerne l'absence de port d'un dosimètre passif ou opérationnel lors des accès en zone contrôlée. 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 2014*.

**Le retour d'expérience montre que, eu égard à l'importance des conséquences radiologiques potentielles pour le personnel, la recherche et la mise en œuvre de bonnes pratiques visant au respect des exigences d'accès dans les zones contrôlées, qui constituent un élément important de la prévention des risques d'exposition aux rayonnements ionisants, doivent rester un sujet d'attention permanente pour les exploitants.**

## Enseignements tirés des réexamens de sûreté

Le **réexamen de sûreté d'une INB**, prévu par la réglementation tous les dix ans, complète le processus d'amélioration continue de la sûreté constitué par la prise en compte des enseignements tirés du retour d'expérience de l'exploitation quotidienne de l'installation.

Dans le présent rapport, l'IRSN expose la synthèse et les principaux enseignements tirés de son expertise, en 2013 et en 2014, des premiers dossiers de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A de traitement du combustible usé de l'établissement AREVA NC de La Hague, de l'usine MELOX de fabrication de combustible MOX, de l'installation de traitement des déchets solides du CEA/Cadarache et du réacteur Phénix.

**L'un des enseignements que l'IRSN tire de ces expertises concerne l'importance de la démarche et des méthodes retenues, par les exploitants, pour l'examen de conformité et la vérification de la maîtrise du**

**vieillesse, en particulier pour tenir compte « au plus près » de la nature de l'installation concernée et des perspectives de son fonctionnement jusqu'au prochain réexamen de sûreté.**

Par exemple, les ateliers de l'usine UP3-A représentent une cinquantaine de bâtiments renfermant environ 4 500 salles ou cellules, dont 1 900 de haute ou très haute activité radiologique comprenant un grand nombre de procédés mécaniques et chimiques ; l'examen de conformité a impliqué, pour l'exploitant, de justifier la représentativité des équipements « témoins » à examiner parmi tous ceux participant à la maîtrise des risques. De même, la centrale Phénix étant en phase de MAD-DEM, l'examen de conformité a concerné l'état des structures de génie civil, mais aussi le vieillissement des équipements de levage et de manutention afin de vérifier que ces derniers permettront d'assurer la maîtrise des risques de manutention, dans le cadre des opérations futures pour

lesquelles ils continueront d'être utilisés dans des conditions similaires à celles en vigueur lors de l'exploitation de la centrale.

Par ailleurs, l'examen de la réévaluation de la sûreté des installations a permis à l'IRSN de mettre en évidence des domaines pour lesquels les exploitants devaient améliorer la maîtrise des risques. Ainsi, pour l'usine MELOX, l'examen de l'IRSN a conduit à souligner les besoins d'amélioration de la maîtrise des risques d'exposition du personnel aux rayonnements ionisants aux postes de travail, pour tenir compte des contraintes liées à l'évolution des matières que l'exploitant compte mettre en œuvre dans l'usine dans les dix ans à venir.

### Le dossier de réexamen de sûreté

Un dossier de réexamen de sûreté comporte :

- un examen de conformité de l'installation à son référentiel de sûreté : cet examen vise à s'assurer que les évolutions de l'installation et de ses conditions d'exploitation, dues notamment à des modifications, à l'obsolescence ou au vieillissement des équipements et des bâtiments, ainsi que les évolutions de son environnement ne remettent pas en cause la démonstration de sûreté exposée dans les documents de conception et d'exploitation ;
  - une réévaluation de la sûreté de l'installation au regard du retour d'expérience, des connaissances disponibles ainsi que des dernières réglementations et pratiques de sûreté et de radioprotection en vigueur.
- Ce dossier comprend également une partie présentant les conclusions du réexamen réalisé et, le cas échéant, les dispositions envisagées pour remédier aux anomalies constatées et pour améliorer la sûreté de l'installation.



# SOMMAIRE

---

	<b>Les installations nucléaires de base autres que les réacteurs du parc électronucléaire français</b>	<b>12</b>
<b>1</b>	<b>Éléments de contexte réglementaire</b> <b>13</b> Les 82 INB autres que les réacteurs à eau sous pression <b>15</b> Éléments relatifs à la sûreté des installations <b>20</b>	
	<b>Analyse globale des événements significatifs survenus en 2013 et en 2014 dans les installations nucléaires de base autres que les réacteurs à eau sous pression</b>	<b>22</b>
<b>2</b>	<b>Éléments relatifs à la déclaration des événements</b> <b>23</b> Bilan des événements et principales tendances observées par rapport aux années précédentes <b>26</b> Analyse transverse des principaux types d'événements et évolutions par rapport aux années précédentes <b>29</b>	
	<b>Événements marquants</b>	<b>46</b>
<b>3</b>	<b>Événements déclarés en février et mars 2013 par le centre CEA de Fontenay-aux-Roses</b> <b>47</b> <b>Événement survenu le 15 octobre 2013 dans l'installation ATALANTE</b> <b>50</b> <b>Événement survenu le 11 décembre 2013 sur le site du Tricastin</b> <b>52</b> <b>Événement survenu le 15 mai 2014 dans l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague</b> <b>54</b>	
	<b>Sujets transverses</b>	<b>58</b>
<b>4</b>	<b>Réexamen de sûreté de l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague</b> <b>59</b> <b>Réexamen de sûreté de l'usine MELOX</b> <b>63</b> <b>Réexamen de sûreté de la station de traitement des déchets solides du CEA/Cadarache</b> <b>65</b> <b>Réexamen de sûreté de la centrale Phénix</b> <b>67</b>	
	<b>GLOSSAIRE</b>	<b>70</b>

# 1



## Les installations nucléaires de base autres que les réacteurs du parc électronucléaire français

Éléments de contexte réglementaire

Les 82 INB autres que les réacteurs à eau sous pression

Éléments relatifs à la sûreté des installations

Au 31 décembre 2014, la France comptait 82 installations nucléaires de base (INB) civiles n'appartenant pas à la catégorie des réacteurs électronucléaires de production d'électricité. Ces INB sont de nature très diverses : réacteurs de recherche, laboratoires, usines, installations de traitement, d'entreposage ou de stockage de déchets et installations arrêtées définitivement ou ayant fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

Ces installations 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 d'une installation à une autre.

Elles sont toutes soumises à la réglementation applicable aux INB qui a évolué avec l'arrêté du 7 février 2012, dit « arrêté INB », entré en vigueur, pour l'essentiel de ses dispositions, le 1<sup>er</sup> juillet 2013.

# Éléments de contexte réglementaire



En France, on dénomme activités nucléaires toutes les activités impliquant la mise en œuvre ou l'utilisation de substances radioactives ou de rayonnements ionisants et comportant un risque d'exposition des personnes à ces rayonnements. Ces activités sont de natures très diverses et concernent un ensemble de secteurs, pour certains très proches de la vie quotidienne de chacun, comme le secteur médical (radiodiagnostic, radiothérapie, médecine nucléaire – figure 1.1), celui des contrôles techniques industriels (recherche de plomb dans les bâtiments, détection de masses métalliques dans les aéroports, contrôles de soudures...) ou encore celui lié à la production d'électricité d'origine nucléaire (réacteurs électronucléaires, fabrication et traitement du combustible nucléaire, traitement et stockage des déchets radioactifs). Ces activités sont aussi présentes dans d'autres domaines de l'industrie (irradiateurs industriels utilisés à des fins de stérilisation pour l'industrie pharmaceutique et l'agro-alimentaire, cyclotrons consacrés à la production commerciale d'isotopes pour la médecine nucléaire...) et dans le domaine de la recherche (laboratoires de recherche et d'analyse, réacteurs de recherche, accélérateurs de particules...).

Compte tenu des risques potentiels pour les travailleurs, le public et l'environnement liés aux substances radioactives et aux rayonnements ionisants, ces activités sont soumises à un cadre juridique particulier, en fonction de l'importance des risques qu'elles sont susceptibles d'engendrer.

Ainsi, en fonction de leur nature ou de la quantité ou de l'activité totale des substances radioactives<sup>1</sup> qui peuvent y être détenues ou mises en œuvre, certaines installations nucléaires relèvent de la réglementation des installations nucléaires de base (INB). La nomenclature des installations entrant dans cette catégorie figure dans le décret n° 2007-830 du 11 mai 2007 pris en application de l'article 28 de la *loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire*, dite « loi TSN ». C'est l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) qui a en charge le contrôle de la sûreté et de la radioprotection des INB civiles.

Le cycle de vie d'une INB comprend plusieurs grandes étapes réglementaires, depuis la création jusqu'à la mise à l'arrêt définitif, qui font l'objet d'autorisations sur la base d'un examen des dispositions de sûreté et de radioprotection proposées par l'exploitant pour chacune de ces étapes (tableau 1.1).



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

Tableau 1.1

Principales étapes réglementaires associées à la vie d'une INB

## ÉTAPES

→ Autorisation de création

→ Autorisation de mise en exploitation

→ Réexamen périodique de sûreté (tous les dix ans)

### Quel est le principe d'un réexamen périodique de sûreté ?

Le code de l'environnement impose à tous les exploitants d'INB de réaliser, au moins tous les dix ans, un réexamen de la sûreté de leur installation.

Cette démarche consiste en particulier à vérifier la conformité des installations à leur référentiel de sûreté applicable et à réévaluer leur sûreté.

Ce sujet est plus particulièrement traité dans la partie « Sujets génériques » du présent rapport, sur la base de quelques exemples de dossiers de réexamen de sûreté que l'IRSN a évalués en 2013 et 2014.

→ Modification d'installation (pour tenir compte d'un retour d'expérience d'exploitation, pour faire évoluer la production...)

→ Examens particuliers (évaluations complémentaires de sûreté...)

### Quels développements concernant les évaluations complémentaires de sûreté ?

Les 3 et 4 juillet 2013, l'IRSN a présenté au groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) et au groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR), les conclusions de son expertise relatives aux évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB ne présentant pas les enjeux de sûreté les plus importants, dites du « Lot 2 », transmises par EDF, le CEA, ITER organization et CIS bio international en septembre 2012. Ces ECS répondaient aux décisions de l'ASN du 5 mai 2011, prises pour tenir compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima Daiichi, au Japon, en mars 2011. Cette expertise a également concerné les ECS relatives aux dispositions et moyens de gestion de crise prévus par le CEA sur le site de Cadarache.

Lire la synthèse de l'IRSN

[http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports/rapports\\_gp/Documents/Reacteurs/IRSN\\_Synthese-Rapport-ECS-Lot2\\_03-04072013.pdf](http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports/rapports_gp/Documents/Reacteurs/IRSN_Synthese-Rapport-ECS-Lot2_03-04072013.pdf)

→ Autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement

→ Décision de déclassement

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.

Figure 1.1

Salle de radiologie conventionnelle dans un centre hospitalier



**FOCUS**

**Principales évolutions intervenues en 2013 et 2014 concernant la réglementation relative aux INB**

Depuis la « loi TSN », et le *décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007* modifié, dit décret « procédures INB », qui définit le cadre dans lequel sont conduites les procédures relatives aux INB et traite de l'ensemble du cycle de vie d'une INB (de l'autorisation de création et la mise en service, jusqu'à l'arrêt définitif, le démantèlement et le déclassement\*), la réglementation applicable aux INB est en pleine évolution.

*L'arrêté du 7 février 2012*, dit « arrêté INB », fixant les règles générales relatives aux INB, a renforcé significativement le cadre réglementaire applicable en précisant de nombreuses exigences (par exemple, en matière d'organisation et de responsabilité de l'exploitant, de démonstration de sûreté nucléaire, de maîtrise des nuisances et d'impact sur la santé et l'environnement...).

**Cet arrêté est entré en vigueur, pour l'essentiel de ses dispositions, le 1<sup>er</sup> juillet 2013.**

Il est destiné à être complété (figure 1.2) par une quinzaine de décisions de l'ASN, à caractère technique et juridiquement contraignantes pour les exploitants des INB, qui déclinent et précisent les exigences du *code de l'environnement* (figure 1.3) et de l'arrêté INB.

Ainsi, en 2013 et en 2014, l'ASN a publié les décisions relatives à la « maîtrise des nuisances et de l'impact des INB sur la santé et l'environnement » (décision *2013-DC-360* du 16 juillet 2013), à la « maîtrise des risques liés à l'incendie dans les INB » (décision *2014-DC-0417* du 28 janvier 2014) et à la « gestion du risque de criticité dans les INB » (décision *2014-DC-0462* du 7 octobre 2014).

**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 L.120-1 du code de l'environnement.**

\* L'exploitant d'une INB démantelée, si elle ne nécessite plus les mesures de contrôle prévues par la loi TSN, adresse à l'ASN une demande de déclassement. Le dossier de cette demande donne notamment lieu à un avis par les communes intéressées, par la Commission Locale d'Information (CLI), ainsi que par la Commission Consultative des Installations Nucléaires de Base (CCINB). L'ASN peut alors soumettre à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire une décision portant déclassement de l'installation du régime des INB.



Figure 1.3 Code de l'environnement

**Code de l'environnement et décrets d'application**

Décision ASN : Mise à disposition du public des projets de modification (art L593-15 du code de l'environnement)	Décision ASN : Modalités de mise en œuvre des systèmes d'autorisations internes	Décision ASN : Fonctionnement et règles générales d'exploitation WENRA	Décision ASN : Réexamen de sûreté WENRA	Décision ASN : Modifications matérielles WENRA	Décision ASN : Contenu des rapports de sûreté WENRA	Décision ASN : Procédures	Guide ASN 9 : Déterminer le périmètre d'une INB
--	---	--	---	--	---	---------------------------	---

**Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB dit "Arrêté INB"**

TITRE I	TITRE II	TITRE III	TITRE IV	TITRE V	TITRE VI	TITRE VII	TITRE VIII	TITRE IX
DISPOSITIONS GENERALES	ORGANISATION ET RESPONSABILITE	DEMONSTRATION DE SURETE NUCLEAIRE	MAITRISE DES NUISANCES ET DE L'IMPACT SUR LA SURETE ET L'ENVIRONNEMENT	EQUIPEMENTS SOUS PRESSION SPECIALEMENT CONCUS POUR LES INB	GESTION DES DECHETS	PREPARATION ET GESTION DES SITUATION D'URGENCE	DISPOSITIONS PARTICULIERES	DISPOSITIONS DIVERSES, TRANSITOIRES ET FINALES
	Décision ASN : Politique en matière de protection des intérêts (PPI) et système de management intégré (SMI) WENRA	Décision ASN : Maîtrise des risques liés à l'incendie WENRA	Décision ASN : Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement	Décision ASN : Conditions d'utilisation des pièces de rechange WENRA	Décision ASN : Etude sur la gestion des déchets et bilan des déchets produits WENRA	Décision ASN : Situation d'urgence WENRA	Décision ASN : Arrêt des réacteurs (REP)	
	Guide ASN : PPI et SMI WENRA	Décision ASN : Gestion du risque criticité	Décision ASN : Maîtrise des nuisances et de l'impact des réacteurs (REP) sur la santé et l'environnement	Guide ASN 8 : Evaluation de la conformité des ESPN WENRA	Décision ASN : Conditionnement des déchets radioactifs	Guide ASN : Urgence WENRA	Guide ASN : Arrêt des réacteurs (REP)	
	Décision ASN : Déclaration des événements significatifs	Guide ASN 13 : Protection des INB contre les inondations externes	Décision ASN : Prescriptions générales applicables aux installations de refroidissement du circuit secondaire des réacteurs (REP)	Guide ASN 8 : Application de l'arrêté du 12/12/2005 WENRA	Décision ASN : Conditions d'entreposages des déchets WENRA		Décision ASN : Installations de stockage des déchets WENRA	
	Guide ASN 9 : Guide Octobre 2005 Déclaration d'événement						Décision ASN : Installations d'entreposage des déchets	
							Décision ASN : Démantèlement et assainissement	

Figure 1.2 Exemple de l'état d'avancement de la refonte de la réglementation technique générale applicable aux INB (au 12/01/2015)

Publié	Phase de consultation du public/adoption par l'ASN	En cours de rédaction
--------	--	-----------------------

WENRA : Texte concerné par les niveaux de référence WENRA

# Les 82 INB autres que les REP



**A**u 31 décembre 2014, la France comptait un ensemble de 124 INB<sup>2</sup> composé de :

- > **42 INB** constituées par les 58 réacteurs du parc des réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP) et par le réacteur EPR (European Pressurized water Reactor) en construction sur le site de Flamanville (Flamanville 3) ;
- > **9 INB** constituées chacune par un réacteur de recherche en exploitation ou en construction ;
- > **73 INB** constituées par des installations de type « laboratoires, usines, installations de traitement, d'entreposage ou de stockage de déchets et installations en démantèlement ».

Dans la catégorie des « installations en démantèlement », figurent des réacteurs nucléaires de puissance dits de « première génération », auparavant exploités par EDF, mais arrêtés définitivement depuis plusieurs années et actuellement en phase de préparation au démantèlement ou pour lesquels un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD-DEM) a été publié (figure 1.4). Dans tous les cas, 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).



Figure 1.4  
Les trois réacteurs de « première génération » de Chinon

**Comme indiqué précédemment, la suite du présent rapport ne porte que sur les 82 INB autres que les REP et dénommées ainsi dans ce rapport.**

**À noter que, pendant la période 2013-2014, le nombre d'INB autres que les REP n'a pas évolué. Les INB examinées dans ce rapport sont donc identiques à celles considérées dans le [rapport public du même type concernant les années 2011 et 2012](#) (rapport dénommé « Rapport public INB autres que les REP 2011 – 2012 » dans la suite du texte).**

Contrairement aux 42 INB REP, techniquement proches et exploitées par le même exploitant (EDF), les 82 INB autres que les REP se distinguent principalement par le fait :

- > qu'elles sont de natures très diverses et que leur exploitation présente des risques dont la nature et l'importance, ainsi que les conséquences pour les travailleurs, le public et l'environnement pouvant en résulter, diffèrent d'une installation à une autre ;
- > que 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 82 INB autres que les REP sont regroupées en cinq grandes familles<sup>3</sup>, à savoir (figure 1.5) :

- > les installations industrielles du cycle du combustible ;
- > les installations industrielles hors du cycle du combustible ;
- > les installations de recherche et les installations de support associées ;
- > les installations en cessation définitive d'activité ou en MAD-DEM ;
- > les installations de stockage de déchets radioactifs.

Figure 1.5  
Répartition du nombre d'INB autres que les REP, au 31/12/2014, par famille d'installations

“

Au 31 décembre 2014, la France comptait 82 INB civiles autres que les réacteurs de puissance : 50 d'entre elles étaient en fonctionnement et 32 étaient arrêtées définitivement ou avaient fait l'objet d'un décret d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

“

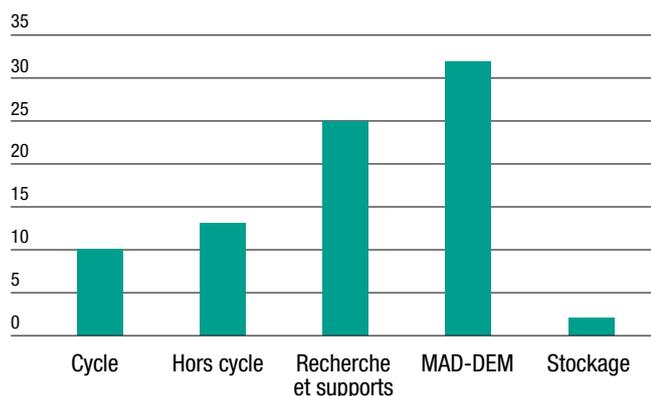
Pendant la période 2013-2014, il n'y a pas eu d'évolution du nombre d'INB autres que les REP par rapport à la période 2011-2012.

“

Contrairement aux 42 INB REP, techniquement proches et exploitées par le même exploitant (EDF), les 82 INB autres que les REP se distinguent par le fait qu'elles sont de natures très diverses en termes d'activités, de risques associés et d'exploitants responsables de leur sûreté.

<sup>2</sup>. La [liste des INB](#), respectivement en exploitation et déclassées, fait l'objet d'une décision de l'ASN publiée annuellement.

<sup>3</sup>. Cette catégorisation est identique à celle présentée dans le [Rapport public INB autres que les REP 2011 – 2012](#) consultable sur le site internet de l'IRSN.





Pendant la période 2013-2014, la famille des installations industrielles du cycle du combustible a subi quelques évolutions du fait que certaines installations (par exemple l'usine Georges Besse 1) ont cessé leur production de façon définitive.

### Les installations industrielles du cycle du combustible

➤ **8 INB**, exploitées par le groupe AREVA, associées aux opérations de fabrication du combustible des réacteurs nucléaires et de traitement du combustible irradié :

⚙️ **installation TU5 de conversion du nitrate d'uranyle**, en provenance de l'établissement AREVA NC de La Hague, en oxyde d'uranium, implantée sur le site du Tricastin ;

⚙️ **usine Georges Besse 2 de séparation des isotopes de l'uranium** par centrifugation (enrichissement de l'uranium), dont l'ensemble des ateliers sont en service depuis octobre 2014, implantée sur le site du Tricastin (figure 1.6) ;

⚙️ **usines FBFC<sup>4</sup>** (Franco-Belge de Fabrication du Combustible) de fabrication d'éléments combustibles à base d'oxyde d'uranium (combustibles UOx), l'une pour les réacteurs nucléaires de puissance, l'autre pour les réacteurs de recherche, implantées sur le site de Romans-sur-Isère ;

⚙️ **usine MELOX<sup>5</sup> de fabrication d'éléments combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium** (combustibles MOX), implantée sur le site de Marcoule ;



© C. POTTIER/LE BAR FLOREAU/RSN

**Figure 1.7**  
Opérateurs dans l'atelier T1 de l'usine UP3-A

⚙️ **usines UP2-800 et UP3-A de traitement des combustibles irradiés et installation STE3 de traitement des effluents liquides et des déchets solides** associée, implantées sur le site de l'établissement AREVA NC de La Hague (figure 1.7) ;

➤ **2 INB**, dénommées « Magasin Inter-Régional » (MIR), consacrées à l'entreposage de combustible neuf destiné aux réacteurs du parc électronucléaire français, et exploitées par EDF, l'une sur le site du Bugey, l'autre sur le site de Chinon.

**Figure 1.6**  
L'usine Georges Besse 2 en service depuis octobre 2014



© C. DELESTRADE/AREVA

**4.** À noter que, par décret n° 2014-1364 du 14 novembre 2014, la société AREVA NP a été autorisée à prendre en charge l'exploitation des INB n° 63 et n° 98 exploitées par la société FBFC.

**5.** Par décret n° 2013-1108 du 3 décembre 2013, la société AREVA NC a été autorisée à prendre en charge l'exploitation de l'INB n° 151 exploitée par la société MELOX SA.

**FOCUS**

- 1
- 2
- 3
- 4

**Rappel succinct des principales étapes du cycle du combustible pour la production d'énergie électrique d'origine nucléaire en France**

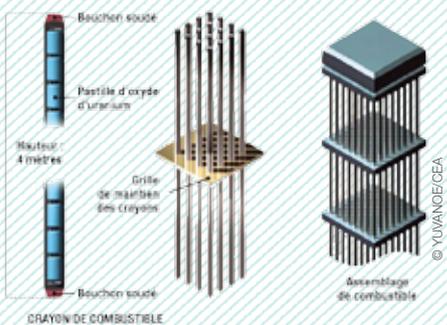
Le cycle du combustible (figure 1.8) concerne l'ensemble des opérations relatives à la fabrication du combustible (partie du cycle dénommée usuellement « amont du cycle »), à son irradiation en réacteur, puis à la gestion du combustible usé (partie du cycle encore appelée « aval du cycle »). De manière conventionnelle, le cycle débute avec l'extraction du minerai d'uranium et s'achève avec le stockage des divers déchets radioactifs provenant de leur traitement et comprend également le recyclage des matières valorisables issues de ce traitement.

En France, les opérations correspondant à l'amont et à l'aval du cycle sont réalisées dans des installations exploitées par le groupe AREVA.

**OPÉRATIONS DE TRAITEMENT DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ**  
Après une période de quelques années en réacteur, le combustible irradié est extrait du réacteur puis entreposé en piscines pour assurer son refroidissement (période de décroissance de la radioactivité), d'abord dans celles situées sur les sites même des réacteurs, puis dans celles de l'établissement AREVA NC de La Hague où le combustible est envoyé pour être traité. Dans les usines UP2-800 et UP3-A de cet établissement, l'uranium de retraitement (URT), qui contient encore de l'ordre de 0,9 % d'isotope 235, et le plutonium issu du combustible irradié sont séparés des produits de fission et des autres actinides puis conditionnés et entreposés en vue d'une réutilisation ultérieure.

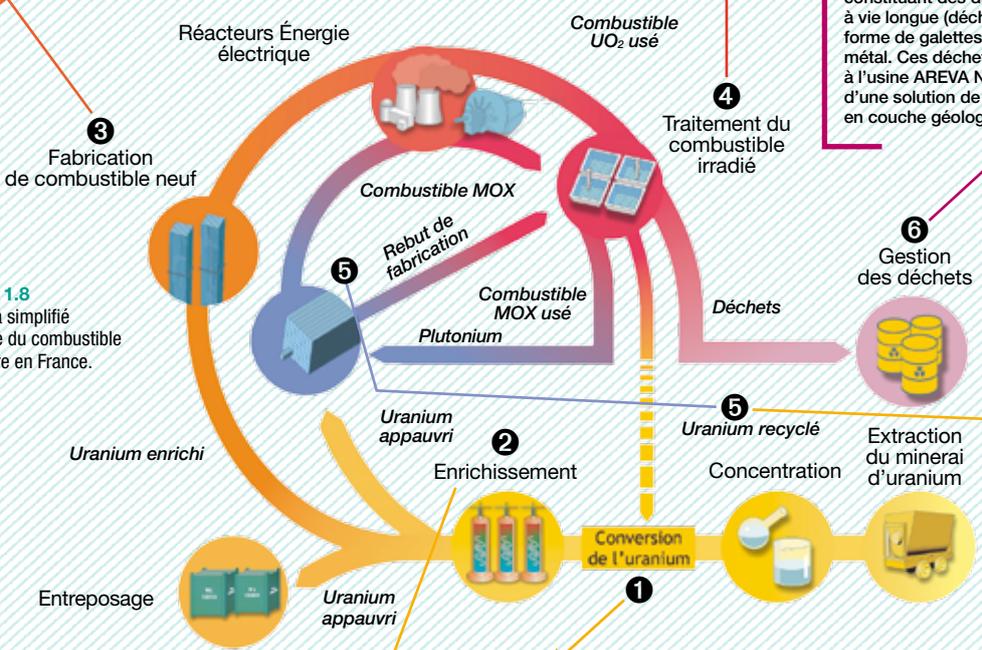
**OPÉRATIONS DE GESTION DES DÉCHETS**  
Les produits de fission et les actinides issus du traitement des combustibles usés (déchets de haute activité à vie longue dits déchets HA-VL) sont conditionnés sous forme de verre coulé dans des conteneurs en acier inoxydable (« conteneurs de verre » - figure 1.10) et les déchets métalliques radioactifs (trçons de gaine de crayons, têtes et pieds des assemblages combustibles traités) constituant des déchets de moyenne activité à vie longue (déchets MA-VL) sont compactés sous forme de galettes placées dans des conteneurs en métal. Ces déchets sont entreposés provisoirement à l'usine AREVA NC de La Hague dans l'attente d'une solution de stockage à long terme en couche géologique profonde (projet Cigéo\*\*\*).

**Figure 1.9**  
Schéma d'un crayon et d'un assemblage combustible



**OPÉRATIONS DE FABRICATION DU COMBUSTIBLE NEUF**  
L'UF<sub>6</sub> enrichi est acheminé sur le site de l'usine FBFC de Romans-sur-Isère pour y être transformé en poudre d'oxyde d'uranium qui est ensuite compactée sous forme de pastilles. Ces pastilles, après frittage, sont ensuite introduites dans des gaines d'alliage de zirconium pour constituer des crayons combustibles qui, assemblés, formeront des assemblages combustibles (figure 1.9).

**Figure 1.8**  
Schéma simplifié du cycle du combustible nucléaire en France.



\*\*\* Projet français de centre industriel de stockage profond de déchets radioactifs, actuellement étudié par l'Andra en Meuse/Haute-Marne. Il est conçu pour stocker les déchets hautement radioactifs et à durée de vie longue produits par l'ensemble des installations nucléaires actuelles, jusqu'à leur démantèlement, et par le traitement des combustibles usés utilisés dans les centrales nucléaires.

Pour en savoir plus <http://www.irsn.fr/dechets/Pages/home.aspx>

**OPÉRATIONS D'ENRICHISSEMENT DE L'URANIUM**  
L'UF<sub>6</sub> produit est enrichi (c'est-à-dire que la proportion d'atomes d'uranium 235 (<sup>235</sup>U), contenus dans l'uranium naturel, est portée de 0,7 % à une valeur pouvant aller jusqu'à 5 %) dans l'usine Georges Besse 2 grâce à un procédé de centrifugation.

**OPÉRATIONS DE CONVERSION DE L'URANIUM**  
Les concentrés uranifères (« yellow cake ») fabriqués sur les sites miniers d'uranium à l'étranger (Niger, Canada, Australie, Afrique du Sud...) sont convertis en tétrafluorure d'uranium (UF<sub>4</sub>) dans l'usine AREVA NC de Malvési\* ; l'UF<sub>6</sub> est ensuite converti en hexafluorure d'uranium (UF<sub>6</sub>) dans l'usine AREVA NC de Pierrelatte COMURHEX I\*\*.

**OPÉRATIONS DE RECYCLAGE DES SUBSTANCES VALORISABLES ISSUES DU TRAITEMENT DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ**  
L'oxyde de plutonium (PuO<sub>2</sub>) issu du traitement du combustible irradié est expédié à l'usine MELOX pour servir à la fabrication d'assemblages combustibles MOX utilisés dans des réacteurs électronucléaires de puissance.

\* Cette usine, qui est le seul point d'entrée de l'uranium naturel en France, n'appartient pas à la catégorie des INB mais à celle des ICPE, de même que l'usine COMURHEX I pour l'activité mentionnée.  
\*\* Dans l'attente du démarrage de la future usine de conversion COMURHEX II, en cours de construction et dont les essais sont prévus début 2018, l'ASN a notifié le 15 juillet 2015 sa décision encadrant la prolongation de l'actuelle usine de conversion (qui devait initialement arrêter sa production en juillet 2015) jusqu'au 31 décembre 2017.



En décembre 2013, l'installation d'ionisation industrielle Gammatec a été mise en service sur le site de Marcoule.



En avril 2014, l'atelier de traitement des effluents « Agate » a été mis en exploitation sur le site de Cadarache.

### Les installations industrielles hors du cycle du combustible

#### > 12 INB en exploitation :

⚙️ **usine de production de radioéléments artificiels**, exploitée par CIS BIO International, située sur le site de Saclay ;

⚙️ **installations d'irradiation ou d'ionisation industrielle**, utilisant des sources radioactives scellées, qui assurent le traitement, par rayonnement gamma, de dispositifs médicaux, de matières premières et de produits finis pour l'industrie cosmétique et pharmaceutique... exploitées par les sociétés IONISOS, à Dagneux, Pouzauges et Sablé-sur-Sarthe, Synergy Health à Marseille (installation Gammaster) et à Marcoule (installation Gammatec, mise en service en décembre 2013) et par le CEA (Poséidon-Capri) à Saclay ;

⚙️ **installations dédiées à la maintenance de matériels nucléaires provenant d'autres INB**, exploitées par EDF (BCOT) sur le site du Tricastin (figure 1.11) et par SOMANU à Maubeuge ;

⚙️ **installation d'assainissement et de récupération de l'uranium** exploitée par SOCATRI sur le site du Tricastin ;

⚙️ **installation CENTRACO de traitement**, par incinération ou par fusion de métaux, et de conditionnement de déchets radioactifs de faible activité, exploitée

par la société SOCODEI sur le site de Marcoule ;

⚙️ **atelier d'entreposage de décroissance de combustibles et de matériaux irradiés (APEC) provenant du réacteur Superphénix** en cours de démantèlement, exploité par EDF sur le site de Creys-Malville ;

> **1 INB de conditionnement et d'entreposage de déchets activés (ICEDA)**, en phase de construction, implantée sur le site EDF de la centrale nucléaire du Bugey, destinée à l'entreposage de déchets radioactifs (issus de l'exploitation des REP et du démantèlement de centrales nucléaires) en attendant leur transfert vers un lieu de stockage définitif.

### Les installations de recherche et les installations de support associées

#### > 24 INB en exploitation :

⚙️ **laboratoires de recherche** (examen et contrôle de combustibles nucléaires irradiés, études et fabrication expérimentale de combustibles nucléaires, caractérisation destructive ou non destructive de matériaux ou de déchets radioactifs...) exploités par le CEA dans ses établissements de Cadarache (laboratoires LECA-STAR et LEFCA,



Figure 1.12  
Intérieur du réacteur expérimental Osiris

installation CHICADE), Marcoule (laboratoire ATALANTE) et de Saclay (laboratoire LECI) ;

⚙️ **installations de support**, dans les établissements de Cadarache et de Saclay, dédiées les unes à la gestion des déchets et des effluents liquides radioactifs (à noter en particulier la mise en exploitation, en avril 2014, de l'atelier de gestion avancée et de traitement des effluents « Agate » à Cadarache), les autres à l'entreposage de matières fissiles (magasin central des matières

Figure 1.11  
Une vue aérienne de l'implantation des usines sur le site du Tricastin



fissiles – MCMF – et installation MAGENTA de Cadarache par exemple);

❗ **grand accélérateur national d'ions lourds (GANIL)**, exploité par le GIE GANIL (entité regroupant le CEA et le CNRS) à proximité de Caen;

❗ **réacteurs dédiés à la recherche scientifique et technologique et à l'accompagnement de l'exploitation du parc de réacteurs électronucléaires**: huit de ces réacteurs sont exploités par le CEA dans ses établissements de Saclay (OSIRIS-ISIS – figure 1.12 – et ORPHÉE) et de Cadarache (CABRI, MASURCA, ÉOLE, PHÉBUS, MINERVE, RJH) et le réacteur RHF est exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL, organisme de recherche international) à Grenoble;

➤ **1 INB en construction**: l'installation ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), en cours de construction à proximité du CEA de Cadarache.

### Les installations en cessation définitive d'activité ou ayant fait l'objet d'un décret de MAD-DEM

➤ **13 INB de type « réacteurs nucléaires de puissance ou de recherche »** (figure 1.13):

❗ **réacteurs CEA Siloé<sup>6</sup> et Ulysse** (décret de MAD-DEM publié en août 2014), respectivement à Grenoble et à Saclay, et **réacteurs EDF de Brennilis, Bugey, Chinon, Chooz, Creys-Malville et Saint-Laurent-des-Eaux** en incluant les deux silos d'entreposage de chemises de graphite de Saint-Laurent-des-eaux;

❗ **réacteur expérimental Rapsodie** du CEA à Cadarache;

❗ **réacteur prototype de la filière à neutrons rapides Phénix**, du CEA à Marcoule, qui fait l'objet de travaux préalables à son démantèlement;

➤ **11 INB de type « laboratoires »**: ❗ **installation « procédé » et unités « support »** du CEA de Fontenay-aux-Roses;

❗ **station de traitement des effluents et déchets solides,**



**Figure 1.13**  
Points de contrôles radiologiques lors du démantèlement du hall d'un réacteur de recherche

**laboratoire de très haute activité (LAMA) et entreposage de décroissance de substances radioactives** du CEA de Grenoble;

❗ **laboratoire de haute activité (LHA)** du CEA à Saclay;

❗ **atelier de technologie du plutonium (ATPu), atelier d'uranium enrichi (ATUE) et laboratoire de purification chimique (LPC)** du CEA à Cadarache;

❗ **laboratoire pour l'utilisation du rayonnement électromagnétique (LURE)** du CNRS à Orsay;

❗ **atelier des matériaux irradiés (AMI)** de Chinon pour lequel EDF a déposé, auprès de l'ASN, un dossier de demande de MAD-DEM en juin 2013;

➤ **8 INB de type « usine »**:

❗ **usine SICN de fabrication de combustible nucléaire et atelier de pastillage de Veurey-Voroize**, dont les travaux de démantèlement ont été conduits à leur terme;

❗ **usine Georges Besse 1 de séparation des isotopes de l'uranium par diffusion gazeuse**, qui a arrêté sa production en juin 2012 et fait actuellement l'objet de travaux préparatoires à son démantèlement<sup>7</sup>, sur le site du Tricastin;

❗ **usine COMURHEX<sup>8</sup> de préparation d'UF<sub>6</sub>** à partir d'uranium issu du traitement des combustibles usés, arrêtée en 2008 et pour laquelle la société AREVA NC doit déposer un

dossier de MAD-DEM auprès de l'ASN, également sur le site du Tricastin;

❗ **atelier « haute activité oxyde » (HAO), atelier de fabrication de sources radioactives ÉLAN IIB, usine de traitement du combustible UP2-400 (figure 1.14), station de traitement des effluents liquides et des déchets solides STE2 et atelier de traitement des combustibles usés (AT1)**, sur le site de l'établissement AREVA NC de La Hague. Les décrets de MAD-DEM des installations UP2-400 et STE2/AT1 et de l'atelier ÉLAN IIB ont été publiés en novembre 2013.

**Figure 1.14**  
L'atelier HAO Nord en cours de démantèlement



**Les décrets de MAD-DEM des installations UP2-400 et STE2/AT1 et de l'atelier ÉLAN IIB ont été publiés en novembre 2013 et le décret de MAD-DEM du réacteur Ulysse a été publié en août 2014.**

**6.** À noter que, en février 2015, l'INB n° 20, constituée par le réacteur Siloé, a été déclassée, au sens de l'article L. 593-33 du code de l'environnement. En conséquence, à cette date, cette installation a été retirée de la liste des INB.

**7.** À noter que le dossier de démantèlement de l'usine a été remis à l'ASN le 30 mars 2015.

**8.** À noter le changement d'exploitant survenu en 2013 puisque, par décret n° 2013-885 du 1<sup>er</sup> octobre 2013, la société AREVA NC a été autorisée à exploiter l'INB n° 105, sur le site du Tricastin, en lieu et place de la société pour la conversion de l'uranium en métal et hexafluorure (COMURHEX).





Il n'y a eu aucune évolution, en 2013 et en 2014, concernant la famille des installations de stockage des déchets radioactifs.

9. Les déchets de très faible activité (déchets TFA) sont stockés au Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires), géré par l'ANDRA et situé à Morvilliers, dans l'Aube ; ce centre a le statut d'ICPE.

### Les installations de stockage de déchets radioactifs

› 2 INB de stockage en surface de déchets radioactifs de faible et moyenne activité (déchets FA-MA) à vie courte, exploitées par l'ANDRA<sup>9</sup> :

⚙️ **Centre de stockage de la Manche (CSM)**, situé à proximité du site AREVA NC de La Hague, en phase de surveillance depuis janvier 2003 ;

⚙️ **Centre de stockage de l'Aube (CSA – figure 1.15)**, en cours d'exploitation, situé sur la commune de Soullaines-Dhuys.



© ANDRA/DFP

Figure. 1.15  
Vue aérienne des installations du Centre de stockage de l'Aube

## Éléments relatifs à la sûreté des installations

### Quels sont les principes fondamentaux en matière de radioprotection ?

Les trois grands principes de la radioprotection, inscrits dans le code de la santé publique, sont :

- la justification des activités comportant un risque d'exposition à des rayonnements ionisants ;
- l'optimisation des expositions à ces rayonnements au niveau le plus faible raisonnablement possible ;
- la limitation des doses individuelles à des valeurs maximales.

La sûreté nucléaire est définie par la loi TSN comme étant « l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des INB, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets ». Cela recouvre en particulier l'ensemble des dispositions permettant d'assurer le fonctionnement normal des INB, notamment en matière de protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants, de gestion des déchets ainsi que de maîtrise des effluents et des nuisances de toutes natures pour l'environnement en fonctionnement normal, dégradé ou accidentel.

Les dispositions de sûreté et de radioprotection sont déterminées dans le cadre d'une démarche essentiellement déterministe, en s'appuyant sur le principe de « défense en profondeur » visant à prévenir les accidents ou

à en limiter les effets ainsi que sur une démarche d'optimisation en matière de **radioprotection**.

Comme indiqué précédemment, du fait de leurs particularités, dues notamment à la mise en œuvre d'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, les INB autres que les REP sont susceptibles de générer des risques de différentes natures. Ces risques peuvent avoir comme origine :

› des activités, nucléaires ou non nucléaires, internes aux INB : dans ce cas, les risques sont liés, par exemple, à la mise en œuvre de substances radioactives ou chimiques (**cas de l'UF<sub>6</sub>** par exemple), à l'usage des appareils de levage et de manutention ou des appareils à pression, à l'usage de réactifs chimiques, de fluides caloporteurs, ou encore aux transports internes...

› des activités externes aux INB : les activités industrielles avoisinantes, le transport de marchandises dangereuses à proximité (conduites de gaz, camions-citernes...), le trafic aérien ou encore les agressions d'origine naturelle (séisme, inondation, conditions climatiques extrêmes...) sont à considérer.

Toutefois, la diversité des INB autres que les REP n'exclut pas que certains aspects se retrouvent de façon prépondérante dans la très grande majorité d'entre elles. En particulier, l'importance des facteurs organisationnels et humains dans leur exploitation est à souligner. 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. L'importance est d'ailleurs confirmée par le retour d'expérience des événements significatifs déclarés à l'ASN, qui présentent souvent une ou plusieurs dimensions humaines ou organisationnelles.



### Qu'est-ce que le principe de « défense en profondeur » ?

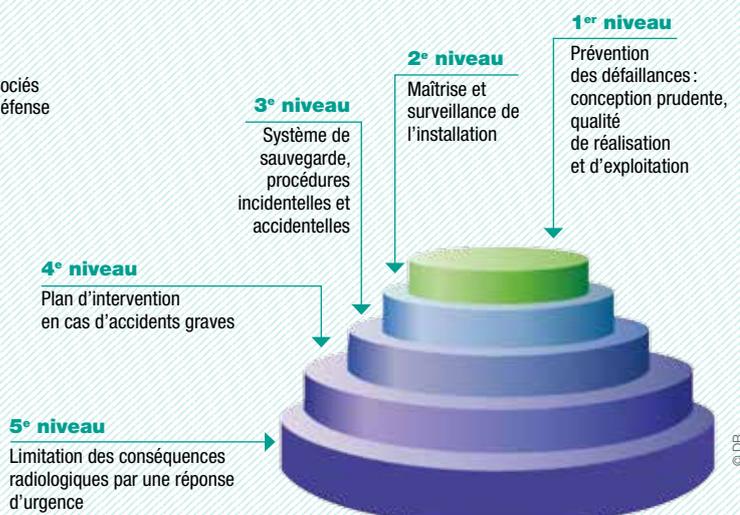
Afin de maîtriser au mieux les risques posés par une installation nucléaire et de mettre en place des dispositions qui permettent de faire face à ces risques, un principe de sûreté nommé « défense en profondeur » est appliqué à toutes les INB françaises.

Ce principe, mis en œuvre pour tenir compte des défaillances potentielles humaines et techniques, peut être résumé ainsi : malgré les mesures prises pour prévenir les erreurs, les incidents et accidents visent à les éviter, il est postulé qu'il s'en produit et il est mis en place des moyens pour y faire face et pour ramener leurs conséquences à des niveaux jugés acceptables.

Le principe de « défense en profondeur » peut comporter cinq niveaux successifs représentés sur la **figure 1.16** :

- les niveaux 1 à 4, dont l'application est de la responsabilité de l'exploitant, sont repris dans l'article 3.1 de l'arrêté INB du 7 février 2012 ;
- le 5<sup>e</sup> niveau, qui concerne les pouvoirs publics, s'exprime notamment par le biais des dispositions mises en œuvre au niveau national pour gérer un accident (cf. notamment [le plan national « Accident nucléaire ou radiologique majeur »](#) publié le 3 février 2014).

**Figure. 1.16**  
Les 5 niveaux associés au principe de « défense en profondeur »



Les dispositions de sûreté et de radioprotection concernant les INB sont déterminées dans le cadre d'une démarche essentiellement déterministe, en s'appuyant sur le principe de « défense en profondeur » visant à prévenir les accidents ou à en limiter les effets ainsi que sur une démarche d'optimisation en matière de radioprotection.

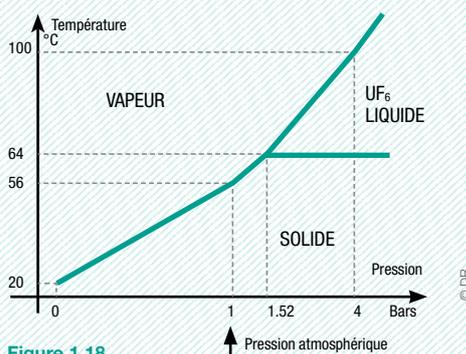
### Quels risques associés à l'hexafluorure d'uranium ?

L'hexafluorure d'uranium ( $UF_6$ ) est un composé de l'uranium utilisé dans l'étape d'enrichissement isotopique de l'uranium lors de la fabrication du combustible nucléaire.

L' $UF_6$  est à l'état solide à température ambiante ; il se présente sous la forme de cristaux blanchâtres (**figure 1.17**) lorsqu'il est confiné dans les conditions normales de température et de pression.



**Figure. 1.17**  
Ampoule de verre contenant des cristaux d' $UF_6$



**Figure 1.18**  
Diagramme de phase de l' $UF_6$

En cas de rupture de confinement, il se sublime d'autant plus vite que la température est élevée et la pression de la vapeur d' $UF_6$  atteint 1 bar à 56 °C et 1,52 bar à 64 °C, au point triple (coexistence de l'état solide, de l'état liquide et de l'état gazeux – **figure 1.18**).

En cas de contact avec l'air, l' $UF_6$  réagit avec l'humidité de l'air pour former du fluorure d'uranyle ( $UO_2F_2$ ) et de l'acide fluorhydrique (HF) qui est un composé toxique et très corrosif, dont l'inhalation peut être mortelle.

# 2



## Analyse globale des événements significatifs survenus en 2013 et en 2014 dans les installations nucléaires de base autres que les réacteurs à eau sous pression

Éléments relatifs à la déclaration des événements

Bilan des événements et principales tendances observées par rapport aux années précédentes

Analyse transverse des principaux types d'événements et évolutions par rapport aux années précédentes

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

Ce chapitre présente les enseignements tirés par l'IRSN de son analyse globale des événements survenus dans les INB autres que les REP déclarés à l'ASN au cours des années 2013 et 2014.

Cette analyse s'efforce notamment de dégager les principales tendances observées par rapport aux années précédentes et d'identifier les évolutions depuis le *rapport précédent*, aussi bien en termes d'améliorations constatées que de sujets qui devraient faire l'objet de davantage de vigilance de la part des exploitants (conditions d'exploitation, aspects liés au management de la sûreté...).



## Éléments relatifs à la déclaration des événements

La réglementation en vigueur (cf. notamment [l'arrêté INB du 7 février 2012](#)) impose aux exploitants de mettre en œuvre un système fiable et suffisant 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 tout

événement survenu dans son installation, qu'il ait donné lieu ou non à des conséquences radiologiques, dès lors qu'il répond aux critères de déclaration définis dans le guide de l'ASN du 21 octobre 2005, applicable depuis le 1<sup>er</sup> janvier 2006. Il s'agit notamment de tout événement considéré comme significatif (ES) dans le domaine de la sûreté (ESS) des installations, celui de la radioprotection des travailleurs et des personnes du public (ESR) ou encore celui de l'environnement

(ESE); certains événements peuvent être classés comme significatifs au titre de critères définis pour un ou 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.



**Tout événement significatif survenu dans une INB doit être déclaré à l'ASN dans un délai de 2 jours ouvrés suivant la détection de l'événement.**

### FOCUS

Les événements qui rentrent dans le cadre des critères définis par l'ASN dans [son guide de déclaration des événements](#) (publié en 2005) 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, à savoir les événements « impliquant la sûreté pour les INB autres que les réacteurs à eau pressurisée » ([tableau 2.1](#)), les événements « impliquant la radioprotection pour les INB » ([tableau 2.2](#)) et les événements « impliquant l'environnement pour les INB » ([tableau 2.3](#)).

<http://professionnels.asn.fr/Les-Guides-de-l-ASN/Guide-relatif-aux-modalites-de-declaration-des-evenements-significatifs-dans-les-domaines-des-installations-nucleaires-et-du-transport-de-matieres-radioactives>

#### « Critères de déclaration des événements significatifs impliquant la sûreté pour les INB autres que les REP » figurant dans le guide de déclaration de l'ASN publié en 2005

<b>Critère 1</b>	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
<b>Critère 2</b>	Mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, d'un des systèmes de protection et/ou sauvegarde, à l'exception des mises en services intentionnelles résultant d'actions programmées en vue de maintenir une fonction importante de sûreté
<b>Critère 3</b>	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
<b>Critère 4</b>	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
<b>Critère 5</b>	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la sûreté de l'installation
<b>Critère 6</b>	Événement portant ou pouvant porter atteinte à l'intégrité du confinement des matières dangereuses
<b>Critère 7</b>	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
<b>Critère 8</b>	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
<b>Critère 9</b>	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
<b>Critère 10</b>	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



 FOCUS

**« Critères de déclaration des événements significatifs impliquant la radioprotection pour les INB »  
figurant dans le guide de déclaration de l'ASN publié en 2005**

<b>Critère 1</b>	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
<b>Critère 2</b>	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
<b>Critère 3</b>	Tout écart significatif concernant la propreté radiologique
<b>Critère 4</b>	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
<b>Critère 5</b>	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter la protection des travailleurs ou du public contre les rayonnements ionisants
<b>Critère 6</b>	Situation anormale affectant une source scellée ou non scellée d'activité supérieure aux seuils d'exemption
<b>Critère 7</b>	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)
<b>Critère 8</b>	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
<b>Critère 9</b>	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 RGE ou le référentiel radioprotection est comprise entre douze et soixante mois)
<b>Critère 10</b>	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 »  
figurant dans le guide de déclaration de l'ASN publié en 2005**

<b>Critère 1</b>	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
<b>Critère 2</b>	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)
<b>Critère 3</b>	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
<b>Critère 4</b>	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
<b>Critère 5</b>	Acte ou tentative d'acte de malveillance susceptible d'affecter l'environnement
<b>Critère 6</b>	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)
<b>Critère 7</b>	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
<b>Critère 8</b>	Découverte d'un site pollué de manière significative par des matières chimiques ou radioactives
<b>Critère 9</b>	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



Le déclarant doit ensuite 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 d'événement. Ce compte rendu doit permettre notamment d'apporter des informations qui ne seraient pas encore connues lors de la déclaration de l'événement ; 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, notamment techniques ou organisationnelles, prévues pour éviter qu'il ne se renouvelle.

**L'analyse globale par l'IRSN des événements déclarés à l'ASN repose sur les analyses des événements présentées par les exploitants dans les comptes rendus d'événements transmis.** En effet, excepté pour un petit nombre d'événements pour lesquels des informations complémentaires sont facilement accessibles, les CRES (figure 2.1) sont généralement la principale source initiale de données d'entrée pour l'analyse du retour d'expérience (REX) menée par l'IRSN ; aussi, la qualité de ces CRES, leur richesse et la fiabilité des informations qu'ils contiennent sont-elles d'une importance fondamentale.

À cet égard, il est à rappeler que :

- > 1. un CRES porte exclusivement sur un événement déclaré qui répond à un ou plusieurs critères de déclaration fixés par l'ASN ; à ce titre, il ne présente qu'un aspect très partiel de la réalité de l'exploitation d'une INB ;
- > 2. un CRES est un document destiné à l'ASN, dont la rédaction suit un canevas recommandé, ce qui oriente la rédaction de ce document ;
- > 3. un CRES trace une analyse réalisée dans un délai relativement court.

**L'IRSN s'est doté de processus et d'outils pour conduire l'analyse critique des CRES transmis par les exploitants. La mise en œuvre de ces outils montre qu'il existe encore des marges de progrès quant à la qualité de ces CRES, notamment pour ce qui concerne la profondeur des causes identifiées – en particulier lorsqu'elles touchent aux dimensions organisationnelles – et la pertinence des actions correctives. Aussi, pour l'IRSN, les efforts des exploitants sont à poursuivre pour qu'ils présentent dans les comptes rendus d'événements significatifs déclarés à l'ASN, des analyses plus approfondies des causes fondamentales (ou**

**causes « profondes ») de ces événements. En particulier, cette profondeur d'analyse est indispensable à l'identification d'éventuelles causes récurrentes ou génériques associées aux événements et à la définition d'actions correctives plus pertinentes d'amélioration de la sûreté.**

À ce sujet, en décembre 2013, l'ASN a indiqué aux exploitants d'INB autres que les REP les principaux éléments identifiés, sur la base de l'analyse des constats faits ces dernières années, comme devant être améliorés en matière de traitement des événements significatifs ainsi que les dispositions nécessaires pour mettre en œuvre les améliorations indispensables. L'ASN a pointé en particulier la nécessité d'améliorer la qualité des analyses des CRES pour les événements impliquant des sociétés prestataires ou encore pour les événements « environnement », ainsi que la nécessité de mieux identifier les événements significatifs à caractère potentiellement générique.

**Pour l'IRSN, ce sujet constitue, sans aucun doute, un axe de progrès à retenir par les exploitants dans l'objectif de faire avancer la sûreté.**

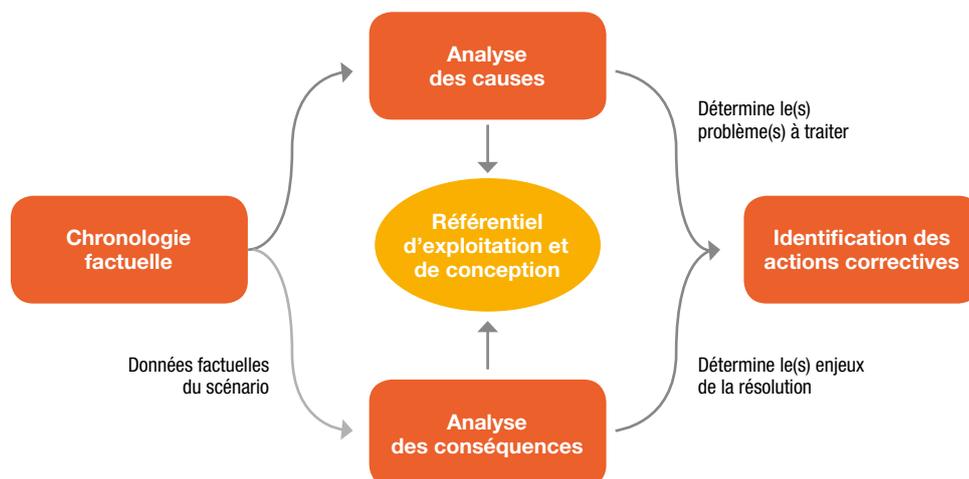


**Le déclarant doit transmettre à l'ASN un compte rendu détaillé de l'événement (compte rendu d'événement significatif) dans les deux mois suivant sa déclaration d'événement.**



**Il existe encore des marges de progrès quant à la qualité des comptes rendus d'événements significatifs transmis par les exploitants, notamment pour ce qui concerne la profondeur des causes identifiées – en particulier lorsqu'elles touchent aux dimensions organisationnelles – et la pertinence des actions correctives.**

Figure 2.1  
Schéma de l'organisation d'un compte rendu d'événement significatif



## Bilan des événements et principales tendances observées par rapport aux années précédentes



Depuis 2008, l'évolution du nombre total d'événements concernant les INB autres que les REP déclarés à l'ASN, ne fait pas apparaître de tendance nette. Autour de 200 à 220 événements sont déclarés annuellement.

### Faire du REX aujourd'hui : Pourquoi ? Comment ?

Exploiter le retour d'expérience (REX) passe par la mise en place d'un dispositif qui doit permettre de tirer les leçons des événements qui surviennent au cours de l'exploitation des installations nucléaires.

Dans le cadre d'un groupe de travail piloté par l'IRSN, des experts de l'Institut et des exploitants nucléaires français ont échangé sur leurs pratiques relatives au REX.

Issu de ce partage, un document synthétisant un certain nombre de repères concernant les dispositifs de REX et leur capacité à répondre aux enjeux liés à la maîtrise des risques dans les INB a été publié, en mars 2014, sur [le site de l'IRSN](#).

Ce document rappelle notamment pourquoi il est aujourd'hui utile de « faire du REX » et propose des clés pour un fonctionnement efficace des dispositifs de REX.

En 2013 et en 2014, les nombres d'événements concernant les INB autres que les REP déclarés à l'ASN ont été respectivement de 210 et de 227. Cette situation est proche de celle des années précédentes qui montre que, depuis l'augmentation notable constatée en 2008 et 2009, le nombre annuel d'événements tend à se « stabiliser » autour des 200 à 220 (figure 2.2).

L'IRSN rappelle que, pour lui, l'évolution du nombre d'événements significatifs d'une année à l'autre ne constitue pas un indicateur « quantifié » dont les variations seraient directement liées au « niveau de sûreté » des INB. En effet, les événements survenant dans les installations doivent plutôt 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 du retour d'expérience de ces événements, pour identifier des pistes pertinentes d'amélioration de la sûreté des installations.

De plus, le nombre d'événements significatifs déclarés chaque année dépend grandement de l'efficacité des systèmes de

détection des événements mis en œuvre par les exploitants. À ce sujet, il est intéressant de souligner la nette prépondérance (près de 80 %) de la détection des événements par les opérateurs plutôt que par des dispositifs matériels (alarmes) mis en place dans le cadre de la surveillance du bon fonctionnement des systèmes sur lesquels repose la maîtrise des risques. De fait, pour l'IRSN, les efforts entrepris depuis plusieurs années par les exploitants pour améliorer la détection des événements par les observations individuelles, les inspections et les contrôles internes sont à maintenir.

Pour les années 2013 et 2014, il n'est pas constaté d'évolution notable, par rapport aux années précédentes (figure 2.3), de la répartition du nombre d'événements significatifs en fonction des trois domaines de déclaration « sûreté », « radioprotection » et « environnement » :

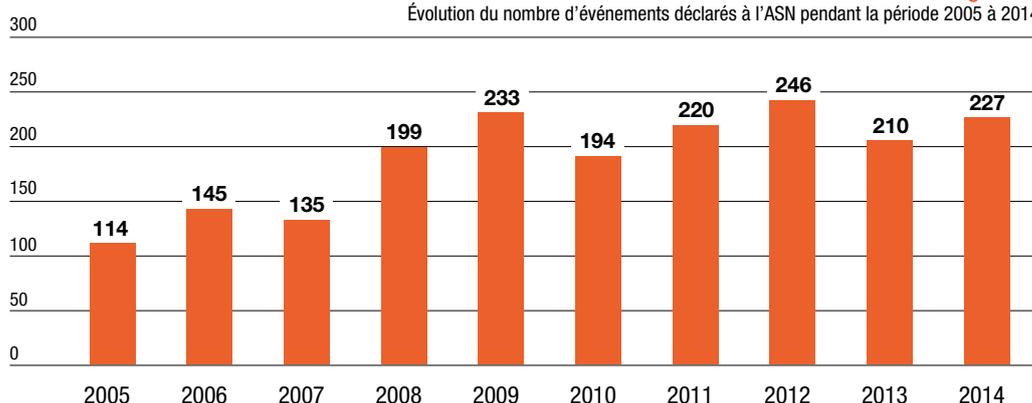
› environ 70 % des événements ont été déclarés au titre de la sûreté (ESS) : la prépondérance du nombre d'événements déclarés selon le critère 3 de déclaration défini par l'ASN (tableau 2.1), plus importante (46 %) pendant les deux années 2013 et 2014 (figure 2.4) que

la moyenne (31 %) observée pendant la période 2005-2012 (figure 2.5), met notamment en lumière, après analyse, un accroissement du nombre d'événements traduisant une difficulté de maîtrise du référentiel de sûreté des installations par les exploitants (cf. le paragraphe « Les événements relatifs à la maîtrise des référentiels documentaires » du présent chapitre) ;

› moins de 15 % des événements ont été déclarés au titre de la radioprotection (ESR) : pour ces événements, il n'y a pas d'évolution vraiment significative entre les années 2011-2012 et 2013-2014 ;

› de l'ordre de 20 % des événements ont été déclarés au titre de l'environnement (ESE) : on peut noter que la hausse du nombre d'événements de ce type observée en particulier en 2012 ne s'est pas confirmée (figure 2.6) ; environ 46 % de ces événements ont été déclarés selon des critères impliquant la possibilité d'un impact radiologique sur l'environnement (critères 1, 4, 7 et 9 du tableau 2.3) et 42 % des événements sont liés à des rejets de produits toxiques ou chimiques, sans qu'il y ait à proprement parler d'enjeux de sûreté associés

Figure 2.2 Évolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2014



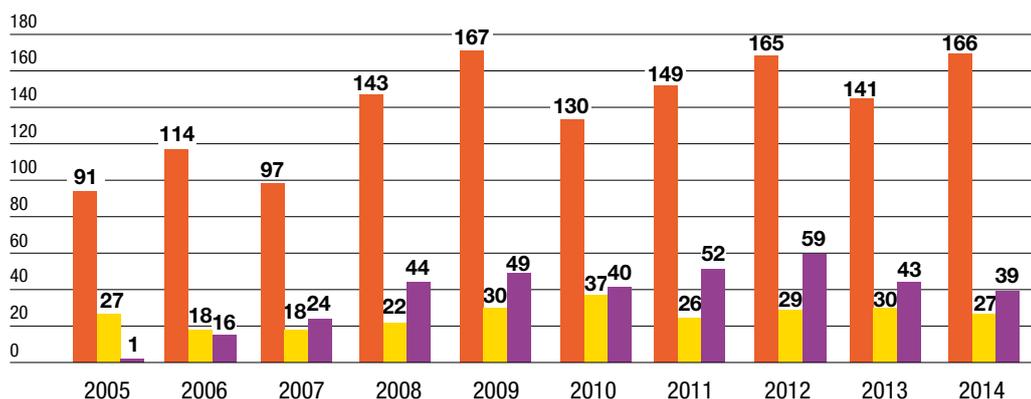


Figure 2.3  
Évolution du nombre d'événements déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2014 par domaine de déclaration

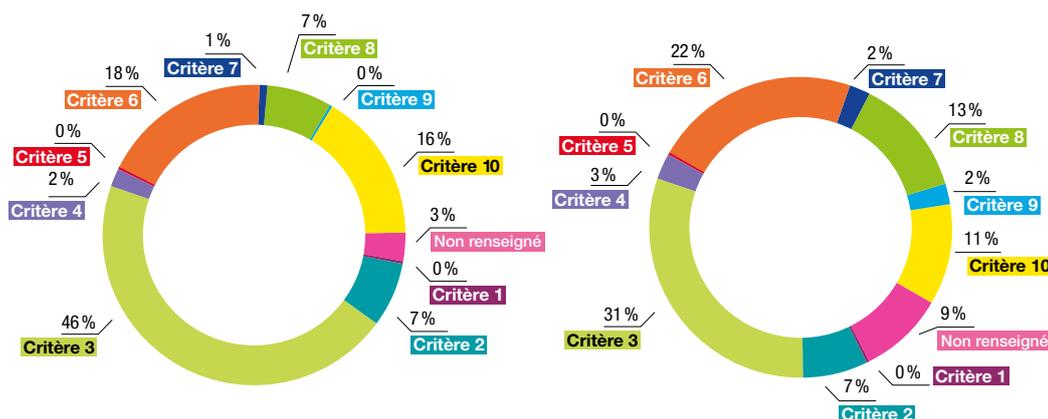


Figure 2.4  
Répartition des ES « sûreté » déclarés pour les années 2013 et 2014 par critère de déclaration (cf. tab. 2.1)

Figure 2.5  
Répartition des ES « sûreté » déclarés pendant la période 2005-2012 par critère de déclaration (cf. tab. 2.1)



Le nombre d'événements significatifs déclarés à l'ASN chaque année dépend grandement de l'efficacité des systèmes de détection des événements mis en œuvre par les exploitants.

**Un exemple d'événement détecté grâce à la vigilance d'un opérateur**

Le 20 mai 2014, lors d'une opération de dépotage de fûts de tétrapropylène hydrogéné (TPH) dans une cuve d'alimentation du procédé de l'atelier T3/T5 de l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague, le technicien en charge de l'opération a observé une incohérence concernant le nombre de fûts vides de TPH, ce qui l'a amené à réaliser que la précédente opération de dépotage (le 15 mai 2014) avait été effectuée en utilisant quatre fûts de tributylphosphate (TBP) au lieu de quatre fûts de TPH. Les moyens de surveillance du procédé existants n'ont pas permis de détecter cet écart. Une telle erreur aurait pu entraîner un début de réaction entre TBP et nitrates (pouvant conduire à la formation de composés instables dits « red oils ») dans des équipements de procédé des ateliers T3, T4 et T2 avec un risque d'explosion dans les équipements concernés. Cet événement est examiné plus en détail au chapitre « Événements marquants » du présent rapport.

(cas notamment des émissions ponctuelles de fluide frigorigène supérieures à celles fixées par la réglementation).

De même, en 2013 et en 2014, la répartition des événements significatifs (hors ESE) en fonction des types de risques les plus importants liés à la sûreté et à la radioprotection dans les INB autres que les REP, est tout à fait similaire à celle observée pour les années 2011 et 2012 :

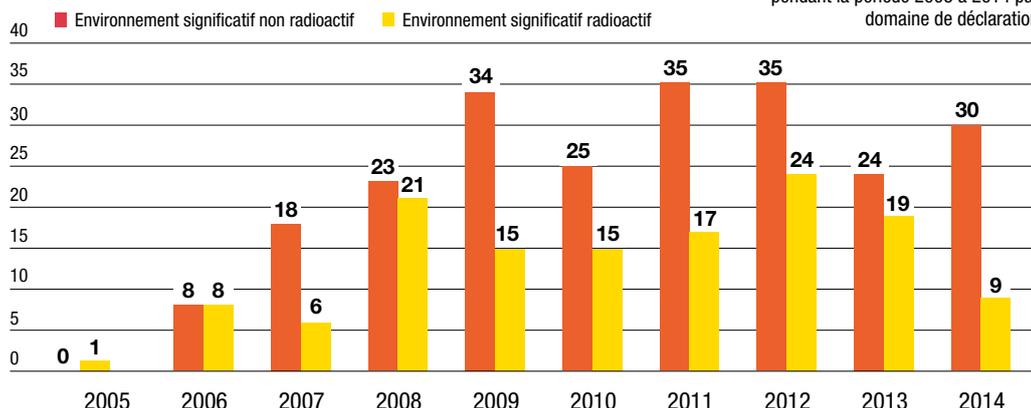
- > 26 % des événements ont affecté les systèmes de confinement statique et 16 % les systèmes de confinement

dynamique des installations, ainsi que les dispositifs de surveillance du bon fonctionnement de ces systèmes, sur lesquels repose la maîtrise des risques de dissémination de substances radioactives ;

- > 24 % des événements ont révélé des défaillances des dispositions de maîtrise des risques d'exposition aux rayonnements ionisants ;
- > 13 % des événements ont concerné la maîtrise des risques liés à la criticité ;
- > 10 % des événements ont révélé des défauts de maîtrise des risques liés à l'incendie ou à l'explosion ;

- > 6 % des événements sont survenus lors d'opérations pour lesquelles les risques liés à la maintenance étaient prépondérants ;
- > enfin, 4 % des événements ont concerné des pertes d'alimentation en électricité et 1 % également des pertes d'alimentation en fluides, affectant généralement la maîtrise des risques liés à la radiolyse ou liés aux dégagements thermiques.

Figure 2.6  
Évolution du nombre d'événements « environnement » déclarés à l'ASN pendant la période 2005 à 2014 par domaine de déclaration



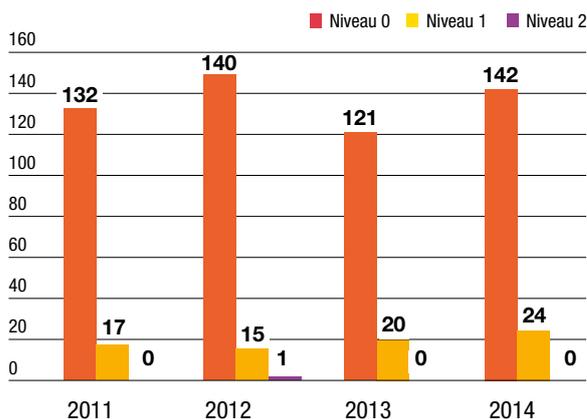


Figure 2.7 Répartition des ES « sûreté » déclarés à l'ASN pour les années 2011 à 2014 par niveau INES

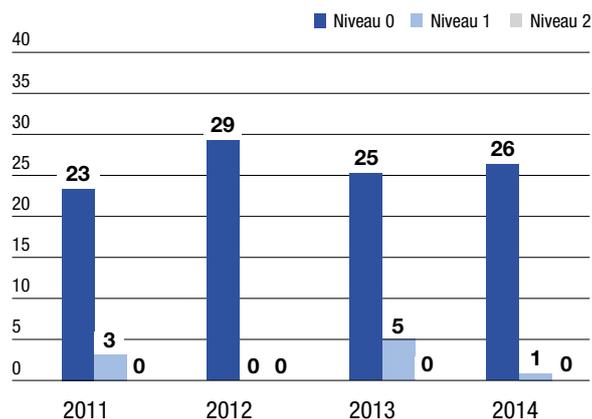


Figure 2.8 Répartition des ES « radioprotection » déclarés à l'ASN pour les années 2011 à 2014 par niveau INES



En 2013 et 2014:

- environ 70 % des événements concernant les INB autres que les REP ont été déclarés à l'ASN au titre de la sûreté, moins de 15 % au titre de la radioprotection et de l'ordre de 20 % au titre de l'environnement;
- plus de 40 % des événements ont concerné la maîtrise des risques de dissémination de substances radioactives;
- aucun événement « sûreté » ou « radioprotection » n'a été classé par l'ASN au niveau 2 sur l'échelle INES.

Par ailleurs, en 2013 et en 2014, il n'y a pas d'évolution notable du nombre d'événements significatifs « sûreté » (figure 2.7) et « radioprotection » (figure 2.8) classés, par l'ASN, sur l'échelle

INES<sup>1</sup>. À noter que, pendant cette période, aucun événement n'a été classé au niveau 2 de l'échelle INES. Enfin, en 2013 et en 2014, comme en 2011 et en 2012, aucun des

événements déclarés à l'ASN 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.

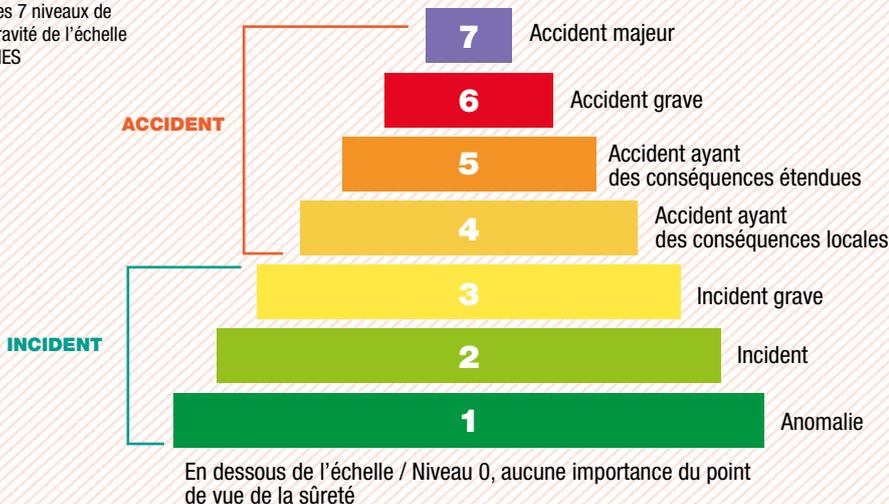
FOCUS

L'échelle INES

L'échelle INES (International Nuclear and Radiological Event Scale – échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques), mise en œuvre au plan international depuis 1991, a été, à l'origine, utilisée pour classer les événements survenant dans des centrales nucléaires; puis, elle a été étendue et adaptée de manière à pouvoir concerner tous les événements nucléaires et radiologiques survenus dans les installations de l'industrie nucléaire civile.

Cette échelle, adoptée par plus de soixante pays, est destinée à faciliter la perception par les médias et le public de l'importance, en matière de sûreté, des incidents et des accidents nucléaires. Elle comporte 7 niveaux (figure 2.9).

Figure 2.9 Les 7 niveaux de gravité de l'échelle INES



1. À noter que, comme indiqué ci-avant à propos du nombre d'ES déclarés, le nombre et le classement sur l'échelle INES des ES survenus dans une INB ne sont pas, à eux seuls, des indicateurs du niveau de sûreté de l'installation.



## 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 type de risques (risques de dissémination de substances radioactives, risques d'exposition aux rayonnements ionisants, risques liés à la criticité, risques d'incendie et d'explosion et risques liés aux opérations de manutention) et

comporte des volets concernant les événements relatifs aux transports internes, les événements « environnement » à composante radiologique et les événements relatifs à la maîtrise des référentiels documentaires.

### FOCUS

#### Le confinement des substances radioactives

Dans les INB autres que les réacteurs électronucléaires, les substances radioactives peuvent se rencontrer sous différentes formes : solide (massive comme un bloc de métal ou très dispersable comme de la poudre), liquide ou gazeuse.

Aussi, pour protéger les travailleurs et le public, selon leur dangerosité et leur forme physique, les substances radioactives sont contenues dans une ou plusieurs « enveloppes » qui servent de barrières physiques destinées à assurer leur confinement et à empêcher leur dissémination. Ces enveloppes constituent ce que l'on appelle des « barrières » de confinement statique.

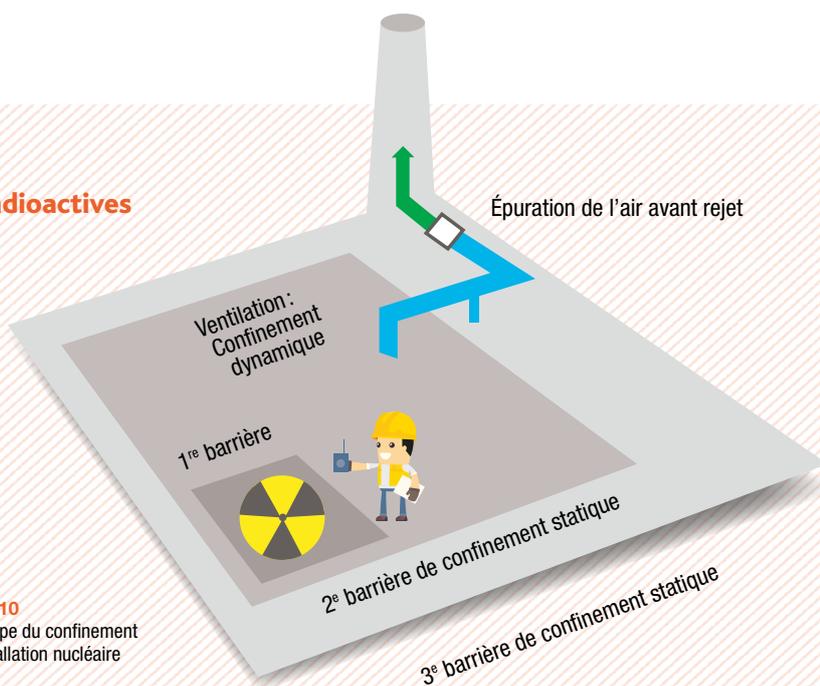
La première de ces « barrières » (conteneur, cuve, boîte à gants...), située au plus près des substances radioactives, constitue le premier système de confinement statique ; elle est conçue pour assurer en premier lieu la protection des travailleurs. Toutefois, en cas de défaillance

Figure 2.10  
Schéma type du confinement d'une installation nucléaire

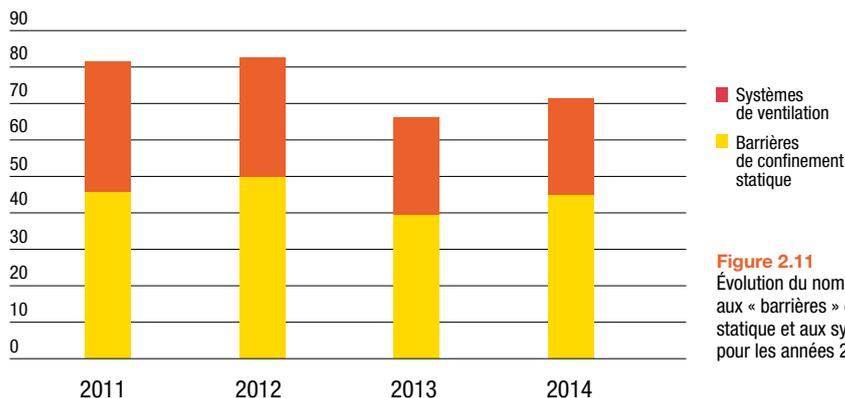
de cette première « barrière », une dispersion de substances radioactives peut survenir dans l'installation. Dans ce cas, d'autres types de « barrières » de confinement statique permettent d'assurer la protection du public et de l'environnement en empêchant la dissémination de ces substances. Ces barrières sont constituées par les locaux, eux-mêmes contenus dans des bâtiments. Cet ensemble constitue ainsi

les deuxième et troisième « barrières » de confinement statique, placées entre les substances radioactives et l'environnement, suivant le principe des « poupées russes » (figure 2.10). De plus, outre ces « barrières » de confinement statique, les installations disposent de systèmes de ventilation qui assurent une circulation de l'air depuis les zones présentant le moins de risques de dissémination de substances

radioactives vers les zones présentant les risques les plus importants. Une barrière dynamique (flux d'air) est ainsi créée, notamment au droit des zones constituant des points faibles du confinement statique, afin de prévenir la dispersion de substances radioactives. Ces systèmes de ventilation disposent de systèmes d'épuration (filtres à « très haute efficacité » par exemple) de l'air extrait des locaux avant leur rejet dans l'environnement.



© E. BAUDUIN/IRSN



**Figure 2.11**  
Évolution du nombre d'ES relatifs aux « barrières » de confinement statique et aux systèmes de ventilation pour les années 2011 à 2014



L'analyse des événements relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives déclarés à l'ASN en 2013 et en 2014 ne fait pas apparaître d'évolution de tendances par rapport à la période 2011-2012.

**Les événements significatifs relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives**

Pour les années 2013 et 2014, de l'ordre de 140 événements relatifs aux risques de dissémination de substances radioactives ont été déclarés à l'ASN (figure 2.11) :

- 84 événements ont impliqué des « barrières » de confinement statique des substances radioactives ;
- 56 événements ont concerné des systèmes de ventilation des installations nucléaires.

Globalement, l'analyse de ces événements ne fait pas apparaître d'évolution significative par rapport à la période 2011-2012.

**Les événements significatifs ayant impliqué des « barrières » de confinement statique**

La majorité des événements significatifs ayant impliqué des « barrières » de confinement statique des substances radioactives concernent les différents types d'équipements constitutifs de la première « barrière » de confinement (figure 2.12).

Il peut s'agir notamment d'équipements de conditionnement de substances radioactives (conteneurs, fûts...), permettant, par exemple, le transfert ou l'entreposage de ces substances à l'intérieur des installations, de « boîtes à gants » (BàG) (figure 2.13), d'équipements de procédé mettant en œuvre des liquides ou encore de réseaux d'effluents actifs (cuves, tuyauteries...).

Pour la moitié, ces événements sont dus à des fuites affectant les équipements (figure 2.14). Lorsqu'elles

concernent des conteneurs de substances radioactives, ces fuites sont liées principalement à la corrosion des conteneurs ou à des ruptures de ces conteneurs, à la suite par exemple d'une chute lors de leur manutention. Comme lors des années précédentes, les ruptures de confinement des BàG affectent les points faibles du confinement (notamment les gants). Enfin, pour les équipements de procédé, les mécanismes de corrosion et de vieillissement (dus notamment à un environnement acide, à des mécanismes d'érosion...) sont à l'origine des fuites observées.

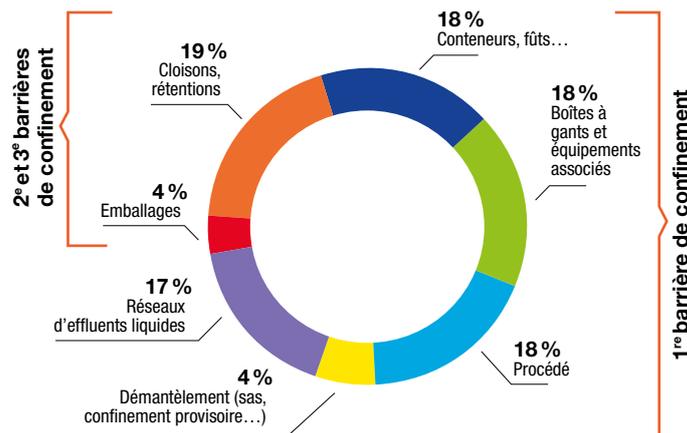
L'IRSN remarque que les causes profondes ayant conduit à une fuite de substance radioactive ne sont pas toujours identifiées de façon exhaustive dans les CRES transmis par les exploitants, ce qui ne permet pas de tirer des enseignements globaux de ce type d'événements.

Par ailleurs, de façon récurrente, des événements concernant une dégradation des « barrières » de confinement statique résultent d'une

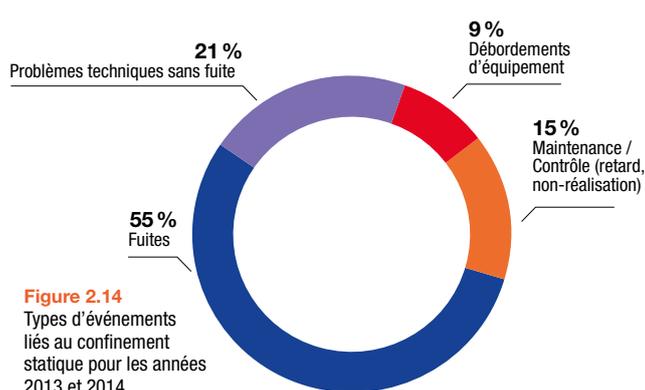
mauvaise ergonomie, de procédures inadaptées ou de gestes inappropriés des travailleurs lors de l'exploitation courante. En particulier, l'IRSN a identifié que, lors d'opérations de démantèlement ou de maintenance, des reconnaissances et des préparations de chantier insuffisantes (sous-estimation des quantités de substances radioactives réellement présentes, défaut d'anticipation de la difficulté des opérations à réaliser...) sont les principales causes ayant conduit à la dégradation de « barrières » de confinement statique.

À ce sujet, l'IRSN rappelle que les opérations liées aux activités de démantèlement partiel ou total d'INB, qui constituent une part croissante de l'activité des exploitants nucléaires, présentent souvent une dangerosité importante pour les travailleurs qui sont susceptibles d'intervenir au plus près des substances radioactives (figure 2.15), étant donné que l'ensemble des dispositions de conception prévues pour l'exploitation normale peut ne plus être en

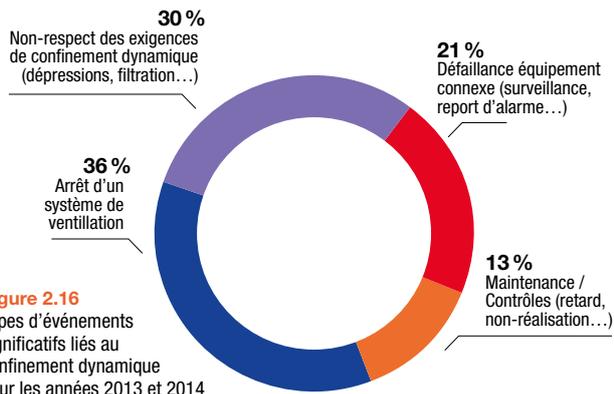
**Figure 2.12**  
Barrières de confinement statique affectées au cours des années 2013 et 2014



**Figure 2.13**  
Opératrice travaillant en « boîte à gants »



**Figure 2.14**  
Types d'événements liés au confinement statique pour les années 2013 et 2014



**Figure 2.16**  
Types d'événements significatifs liés au confinement dynamique pour les années 2013 et 2014



place. Dans ce cadre, de nouvelles situations susceptibles d'engendrer des risques de dissémination de substances radioactives sont à prendre en considération. Aussi, une nouvelle analyse de sûreté doit être faite, au cas par cas, concernant la sûreté de l'installation et la radioprotection des opérateurs. **Pour l'IRSN, la qualité de ces analyses ainsi que la préparation des chantiers sont essentielles pour prévenir et limiter les risques de dissémination de substances radioactives.**

#### Les événements significatifs ayant impliqué les systèmes de ventilation

Pour les événements significatifs ayant impliqué les systèmes de ventilation des installations nucléaires :

- plus d'un tiers des événements concerne un arrêt ponctuel d'un système de ventilation (figure 2.16) : à ce sujet, les défauts d'alimentation électrique (2/3 des arrêts) ou de contrôle-commande restent, comme les années précédentes, la cause principale de ces arrêts ;

➤ un tiers des événements résulte de manquements à des exigences de sûreté diverses, sans que cela n'entraîne un arrêt de la ventilation : il s'agit du non-respect d'exigences spécifiées dans les référentiels de sûreté, qui affectent les performances nominales du confinement dynamique (dépressions insuffisantes dans certains locaux, mauvaise efficacité des filtres...);

➤ environ 20 % des événements résultent de défaillances d'équipements auxiliaires aux systèmes de ventilation (équipements de surveillance, reports d'alarmes...) dont le dysfonctionnement n'a toutefois pas affecté les performances nominales des systèmes de ventilation des locaux concernés.

Par ailleurs, en 2013 et 2014, aucun des événements liés à des dégradations de l'efficacité de filtres à « très haute efficacité » (filtres THE), équipements clés participant à la limitation des rejets radioactifs dans l'environnement, n'a entraîné de rejet significatif dans l'environnement.

**Lors d'opérations de démantèlement ou de maintenance, des reconnaissances et des préparations de chantier insuffisantes sont les principales causes ayant conduit à la dégradation de « barrières » de confinement statique.**

#### Un exemple d'événement illustrant la mauvaise préparation d'un chantier de démantèlement

Le 26 juin 2013, un opérateur s'est contaminé lors d'une opération de démantèlement consistant en la dépose d'un tronçon de tuyauterie ayant contenu des liquides radioactifs. Du fait que la tuyauterie avait contenu des liquides radioactifs, la dépose du tronçon était effectuée sous une « enveloppe » en vinyle, dans un sas de confinement. Cependant, lors de la phase préparatoire de reconnaissance du chantier, un raccord présent sur la tuyauterie n'avait pas été identifié. Ce raccord, malheureusement corrodé, a causé une fuite de liquide lors de sa manipulation et la contamination de l'opérateur. Dans ce cas, le tronçon de tuyauterie constituait la première « barrière » de confinement statique. Toutefois, le raccord constituait un point faible qui n'a pas été identifié lors de la préparation du chantier de démantèlement.

**En 2013 et 2014, les événements liés à des dégradations de l'efficacité des filtres à « très haute efficacité » n'ont pas entraîné de rejet significatif dans l'environnement.**

**Figure 2.15**  
Opérateurs équipés pour effectuer des travaux d'assainissement





Le nombre d'événements significatifs relatifs aux risques d'exposition aux rayonnements ionisants pour les années 2013 et 2014 est similaire à celui des années 2011 et 2012.

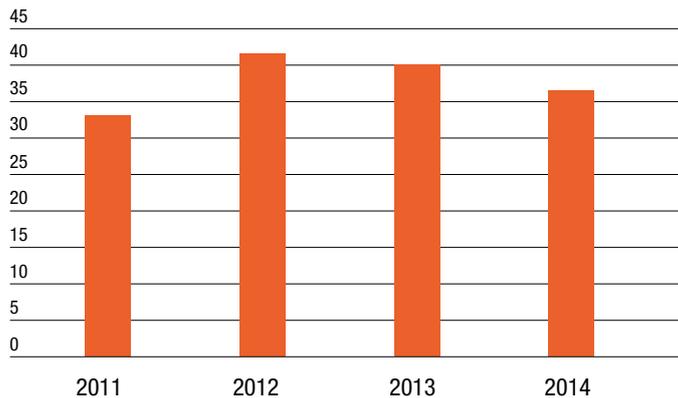


En mars 2013, un événement a été déclaré concernant une contamination interne significative par inhalation suite à des manquements aux règles relatives à l'utilisation d'appareils de protection des voies respiratoires lors de la phase de déshabillage après intervention en zone contaminée.

Quel classement sur l'échelle INES de l'événement d'exposition externe d'un travailleur survenu au LAMA le 23 août 2013 ?

L'événement survenu le 23 août 2013 dans le laboratoire d'analyses de matériaux actifs (LAMA), en cours de démantèlement, du CEA à Grenoble, a concerné l'exposition accidentelle d'un travailleur d'une entreprise sous-traitante à une particule irradiante dans le cadre d'une opération de tri de déchets et de gravats.

En raison du dépassement estimé d'une des limites annuelles réglementaires de dose pour cet intervenant (dose à la peau), cet événement a été initialement classé au niveau 2 de l'échelle INES par l'ASN. Toutefois, après analyse de l'incident, il est apparu que ce dépassement n'était pas avéré; l'événement a donc été reclassé au niveau 1 par l'ASN, classement justifié par les insuffisances relevées dans la phase de préparation de l'opération de tri.



■ Radioactivité

Figure 2.17  
Évolution du nombre d'ES « radioprotection » pendant la période 2011-2014

### Les événements significatifs relatifs aux risques d'exposition aux rayonnements ionisants

Pour les années 2013 et 2014, 75 événements significatifs relatifs aux risques d'exposition aux rayonnements ionisants (figure 2.17) ont été déclarés à l'ASN. Ce nombre est similaire à celui des années 2011 et 2012 (70 événements).

Pour les deux années 2013 et 2014 :

➤ **12 événements ont conduit à une exposition externe de travailleurs, sans conséquence radiologique significative pour ces derniers**, la dose maximale reçue (sauf pour l'événement survenu au LAMA du CEA à Grenoble) étant de 0,7 mSv (à comparer à la limite réglementaire annuelle « travailleur » de 20 mSv pour le corps entier). En 2013, l'événement survenu dans l'installation LAMA a fait l'objet d'une déclaration de dépassement d'une limite réglementaire d'exposition pour les travailleurs; toutefois, l'analyse de cet événement a permis de conclure que ce dépassement n'était pas avéré;

➤ **5 événements (figure 2.18) ont conduit à une exposition**

interne de travailleurs surveillés, avec une dose efficace engagée supérieure à 1 mSv. La dose individuelle la plus élevée est proche de la moitié de la limite annuelle réglementaire.

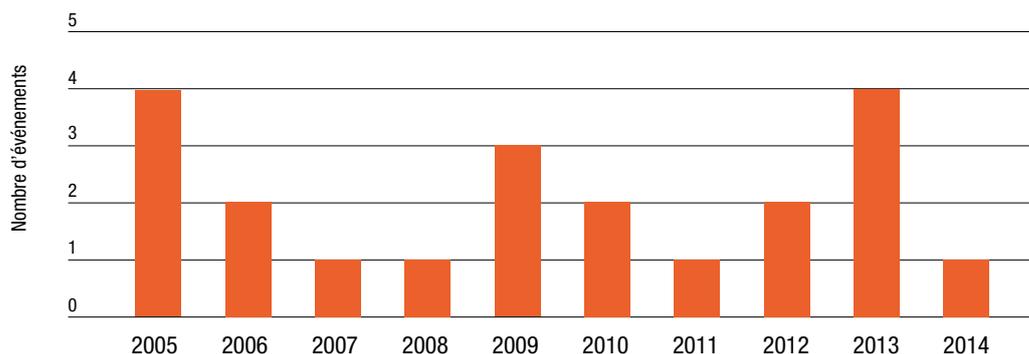
Aucune de ces expositions internes n'a eu pour origine une défaillance d'un appareil de protection des voies respiratoires (APVR) porté par les travailleurs en atmosphère contaminée (en particulier lors d'opérations d'assainissement, de démantèlement ou de maintenance). Toutefois, une suspicion d'anomalie (entailles ou amorces de trou) sur plusieurs équipements de cette nature a été signalée par le CEA en 2014. Dans l'attente de l'analyse de ces dysfonctionnements par le fabricant et l'exploitant, un ensemble de bonnes pratiques a été diffusé aux intervenants du CEA susceptibles d'être concernés afin qu'ils effectuent un contrôle de ces équipements avant chaque utilisation. De plus, par lettre en date de juin 2014, l'ASN a demandé à tous les exploitants d'INB de prendre en compte ce retour d'expérience.

Par ailleurs, des manquements aux règles relatives à l'utilisation de ce type d'équipement lors de la phase

de déshabillage après intervention en zone contaminée ont conduit à une contamination interne significative par inhalation. L'événement déclaré en mars 2013 au CEA de Fontenay-aux-Roses, présenté au chapitre « Événements marquants » du présent rapport, illustre plus particulièrement ce sujet;

➤ **12 événements correspondent à des insuffisances dans la préparation de travaux d'assainissement ou de démantèlement pour l'IRSN, compte tenu de l'importance des risques radiologiques associés à ce type d'intervention, ce retour d'expérience confirme l'attention que les exploitants doivent porter à la phase préparatoire de ces travaux, qui doit permettre de retenir les dispositions de protection radiologique les plus appropriées**; à cet égard, une attention particulière est à porter aux facteurs favorisant le bon déroulement des interventions, tels que la vérification des conditions radiologiques avant intervention, les contrôles en cours d'intervention, pour détecter de possibles évolutions par rapport aux mesures radiologiques initiales, l'information des intervenants sur les risques et

Figure 2.18  
Nombre d'événements de contamination interne déclarés à l'ASN pour les années 2005 à 2014





En 2013 et 2014, le nombre d'événements relatifs à des non-respects dans la définition ou la mise en place du zonage radiologique ou à des non-respects des conditions d'accès dans les zones contrôlées est sensiblement supérieur à celui observé durant la période 2011-2012.

les parades associées ainsi que sur les conditions de réalisation (encombrement des zones de travaux, évacuation régulière des déchets...). Les deux événements significatifs, déclarés en février et mars 2013, au CEA de Fontenay-aux-Roses, présentés au chapitre « Événements marquants » du présent rapport, illustrent plus particulièrement ce sujet;

➤ 22 événements sont relatifs à des non-respects dans la définition ou la mise en place du zonage radiologique (défaut de classement ou de signalisation par exemple) ou à des non-respects des conditions d'accès dans les zones contrôlées (figure 2.19) : ce nombre est sensiblement supérieur à celui observé durant la période 2011-2012 (15 événements). Dans ce cadre, les non-respects des conditions d'accès du personnel dans les zones contrôlées correspondent à la majorité des événements déclarés. Les causes de ces écarts relèvent majoritairement des facteurs organisationnels et humains, en particulier pour ce qui concerne le port des dosimètres passifs ou opérationnels (figure 2.20).

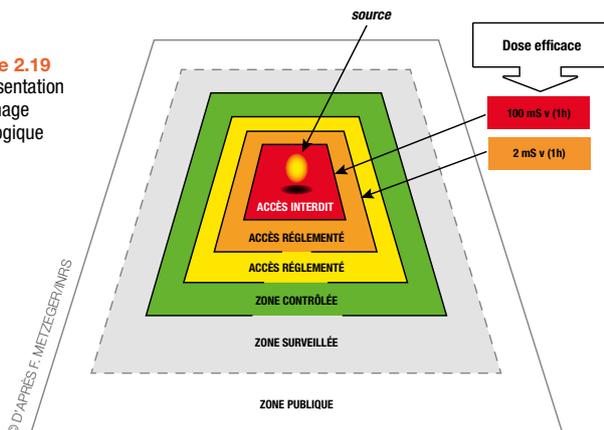


© G. MAISONNEUVE/IRSN

**Figure 2.20**  
Dosimètre de type « radiophoto-luminescent Plus » porté avec une pince bretelle et dosimètre bague de type « dosimétrie par thermo-luminescence »

Pour l'IRSN, eu égard à l'importance des conséquences radiologiques potentielles pour le personnel, la recherche et la mise en œuvre de bonnes pratiques concernant la gestion des accès dans les zones contrôlées, qui constituent un élément important de la prévention des risques d'exposition du personnel aux rayonnements ionisants, doivent rester un sujet d'attention permanente pour les exploitants.

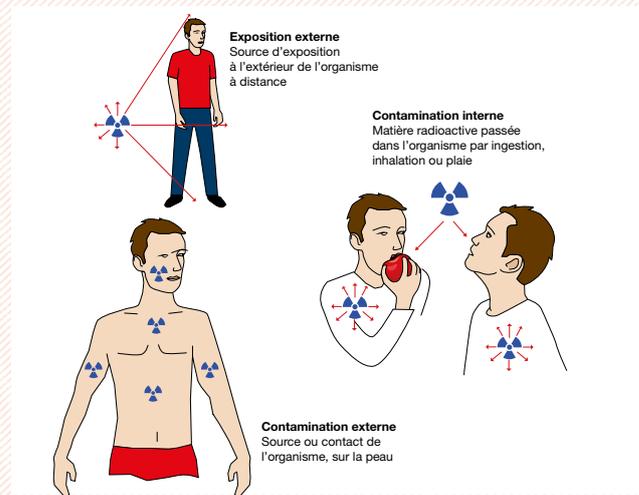
**Figure 2.19**  
Représentation du zonage radiologique



**Quels types d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants dans les installations nucléaires ?**

Dans les installations nucléaires, deux types d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants sont à distinguer (figure 2.21) :

- l'exposition externe résultant de sources radioactives situées en dehors de l'organisme : dans ce cas, les rayonnements émis peuvent atteindre la personne, soit directement, soit indirectement après réflexion sur les parois du local, sur les objets qu'ils rencontrent ou diffusion dans ces parois et objets ; selon les cas, une partie plus ou moins grande de l'organisme peut être atteinte par les rayonnements (irradiation globale ou partielle). Lorsque la source de rayonnement est en contact direct avec l'organisme (mains, avant-bras...), il s'agit alors de contamination externe ;
- l'exposition interne (contamination interne) résultant de substances radioactives (radionucléides) qui ont pénétré dans l'organisme par inhalation, ingestion, absorption cutanée ou blessure par un objet contaminé (piqûre, coupure par exemple) : pour ce type d'exposition, l'irradiation se poursuit tant que les radionucléides n'ont pas été éliminés de l'organisme, même après le retrait du travailleur du poste de travail.

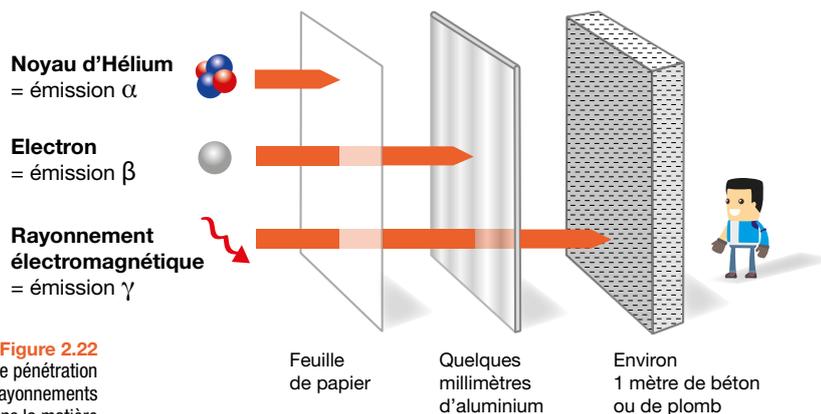


**Figure 2.21**  
Les différents types d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants

**Un exemple d'événement relatif aux conditions d'accès dans les zones contrôlées**

Le 6 juin 2013, deux intervenants réalisant des contrôles externes de radioprotection constatent que le portail Nord de la station de traitement des effluents liquides (STEL) du CEA à Marcoule, qui permet d'accéder à un local d'entreposage de fûts de déchets, classé en zone rouge, est ouvert. L'analyse chronologique de cet événement a montré que ce portail était ouvert depuis plus de deux mois.

L'absence de consigne d'exploitation spécifique relative à la gestion des portails ainsi qu'une signalétique inadaptée de l'état de fermeture du portail sur l'interface homme machine (IHM) semblent avoir été à l'origine de cet événement.



**Figure 2.22**  
Le pouvoir de pénétration  
des rayonnements  
dans la matière

#### Quels appareils de contrôle radiologique du personnel et des objets à la sortie des zones surveillées et des zones contrôlées dans les installations nucléaires ?

En juillet 2013, un événement a été déclaré par EDF, concernant la détection sur un de ses sites, lors d'un contrôle périodique, de défauts de paramétrage affectant des portiques de contrôle radiologique du personnel et des objets, à la sortie de zones contrôlées ou surveillées des installations nucléaires.

Ces défauts ont entraîné la désactivation de la détection des contaminations corporelles alpha ainsi que la sous-estimation des mesures de la contamination corporelle bêta au niveau des jambes et du corps.

À la suite de cet événement, l'ASN a demandé à l'ensemble des exploitants d'INB, en octobre 2013, de s'assurer qu'un contrôle de bon fonctionnement est réalisé à la suite de toute intervention sur les portiques et appareils de contrôle de contamination à la sortie des zones surveillées et des zones contrôlées des installations, notamment lors de la modification des paramétrages de ces appareils.



**Un seul événement survenu lors de tirs gammagraphiques a été déclaré durant la période 2013-2014 au lieu de 4 pour la période 2011-2012.**

En outre, pour les deux types d'événements suivants, le nombre et la nature des événements sont quasiment similaires en 2013 et en 2014 par rapport aux années 2011 et 2012 :

➤ **les événements relatifs à la « propreté radiologique » des INB** (environ 18 % à 20 % de l'ensemble des événements) : il

s'agit de contaminations surfaciques d'origines diverses pour lesquelles aucun aspect générique n'a été mis en évidence ;

➤ **les événements relatifs à des sources radioactives** : il s'agit essentiellement de la découverte fortuite de sources de faible activité non répertoriées dans les inventaires tenus par

les exploitants (figure 2.22) ; ces événements présentent essentiellement des causes d'origine organisationnelle ou humaine ; pour l'IRSN, la gestion des sources radiologiques doit rester un sujet d'attention pour les exploitants.

Enfin, un seul événement survenu lors de tirs gammagraphiques a été déclaré durant la période 2013-2014 (4 événements en 2011-2012). Les accidents conduisant à des surexpositions significatives résultent généralement de la conjonction du franchissement d'un balisage à proximité d'une source et de la présence de cette source en position d'utilisation au moment de ce franchissement. Pour l'événement précité, les tirs n'avaient pas commencé lors du franchissement du balisage et

## FOCUS

### Le rapport annuel de l'IRSN sur l'exposition professionnelle aux rayonnements ionisants en France

Chaque année, l'IRSN établit un bilan de la surveillance des expositions professionnelles, externes et internes, aux rayonnements ionisants dans un rapport (figure 2.23) destiné à la Direction générale du travail (DGT), à l'ASN et au Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités relevant de la défense (DSND).

Conformément à l'article R.4451-128 du code du travail, ce bilan a pour objectif de rendre compte :

- des difficultés rencontrées en matière de surveillance radiologique des travailleurs ;
- des niveaux d'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs, en fonction notamment de la nature de leurs activités professionnelles (domaines médical, industriel et nucléaire).

Ce bilan concernant la surveillance dosimétrique de référence (dosimétrie passive, examens anthroporadiométriques,

analyses radiotoxicologiques) est établi à partir des données communiquées par les organismes agréés (laboratoires de dosimétrie, laboratoires d'analyses biologiques et médicales, services de santé au travail), acteurs de la surveillance des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants. Dans son rapport annuel, l'IRSN présente :

- les modalités de la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants, avec un panorama des techniques actuellement utilisées en France ;
- un état général de la surveillance des expositions externes et internes, des dépassements des limites annuelles réglementaires de dose et du suivi des événements et incidents de radioprotection ;
- un bilan plus détaillé pour chaque domaine d'activité ;
- l'exposition des travailleurs à la radioactivité naturelle

(industries « NORM »\*, radon d'origine géologique, personnels navigants exposés au rayonnement cosmique).

Le bilan de la surveillance des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants réalisé par l'IRSN pour l'année 2014 est disponible sur le [site web de l'IRSN](#).



**Figure 2.23**  
Page de couverture du rapport de l'IRSN relatif à la radioprotection des travailleurs pour l'année 2014



aucun intervenant n'a donc été exposé. À cet égard, il est à souligner qu'un incident survenu en 2014, dans le domaine industriel classique, lors de la réalisation d'un tir radiographique, a été classé au niveau 2 de l'échelle INES par l'ASN: croyant le tir terminé, un opérateur a été exposé à des rayonnements ionisants après être intervenu dans la zone de sécurité alors que la

source radioactive n'était pas en position de protection. **Cet événement rappelle l'extrême vigilance à accorder à ces opérations par les opérateurs avec, en particulier, le respect des dispositions retenues pour la planification des opérations, la conception et la réalisation des balisages et les contrôles radiologiques.**

#### Qu'est-ce qu'un tir gammagraphique ?

Les **tirs gammagraphiques** sont réalisés dans le cadre du contrôle non destructif des soudures par émission de rayonnements gamma ou X. Ces tirs sont effectués à l'aide d'appareils mobiles contenant une source radioactive scellée (généralement Iridium 192, Cobalt 60 ou Césium 137).

La **zone d'opération** associée aux tirs est une zone contrôlée au sens du code du travail. C'est un espace de travail, réservé aux opérateurs réalisant les tirs et sous leur contrôle, pour lequel des restrictions d'accès sont prises.

## FOCUS

### Le franchissement des balisages de radioprotection: la partie visible de défaillances multiples

Un balisage permet de matérialiser de manière visible et continue l'interdiction d'accès à une zone d'opération dans laquelle le débit de dose est potentiellement élevé (figure 2.24). Le balisage constitue ainsi un élément essentiel de prévention contre les risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants et une ligne de défense complémentaire aux protections radiologiques dans certaines situations. De prime abord, réaliser un balisage semble simple, mais cette activité peut se révéler complexe selon la configuration de l'espace à isoler. En effet, la prise en compte du risque d'exposition aux rayonnements ionisants dans les trois dimensions de l'espace conduit à identifier toutes les zones d'accès possibles (portes, crinolines...), non seulement dans le plan horizontal, mais également dans le plan vertical. L'efficacité du balisage repose sur l'hypothèse que le personnel intervenant respecte la signalétique mise en place. Or, chaque année, environ une vingtaine d'événements significatifs pour la radioprotection sont déclarés du fait du franchissement volontaire ou involontaire de zones balisées. La majeure partie de ces événements est liée à des opérations de radiographie industrielle, ou gammagraphie, méthode de contrôle non destructif par émission de rayons gamma ou X visant à détecter d'éventuels défauts dans des pièces industrielles (cordons de soudure, par exemple).

En première analyse, le manque de rigueur ou de vigilance des intervenants apparaît comme la cause principale des « franchissements de balisage ». Pourtant, une analyse plus fine des événements de ce type montre que le manque de rigueur ou de vigilance des individus ne représente que la partie visible d'un iceberg dont les parties immergées renvoient à des questions techniques et organisationnelles variées.

Ainsi, quand le balisage est franchi, un certain nombre de lignes de défense (figure 2.25) ont déjà été rendues inefficaces: la planification des activités, la coordination en temps réel, la conception du balisage, sa réalisation, les autorisations administratives et le contrôle du balisage...

Des bonnes pratiques favorisant l'efficacité de ces lignes de défense existent. Elles concernent notamment:

- l'organisation pour la planification des activités ou leur re-planification et leur coordination en temps réel, en cas d'événement;
- la visite de terrain en préalable à la conception du balisage pour s'assurer que les plans disponibles sont conformes à la réalité de l'installation;
- les matériels de signalétique spécifiques pour la réalisation de balisages dans des environnements exposés (vents)

ou particuliers (voies de circulation);

- le contrôle effectif de la continuité du balisage sur tout le périmètre et la surveillance renforcée sur les chantiers à fort enjeu dosimétrique.

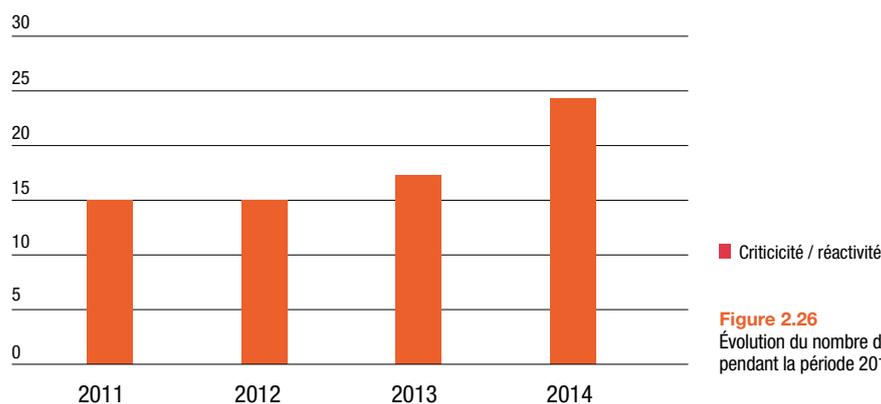
Compte tenu des enseignements tirés du REX, les travaux de l'IRSN s'attachent à faire émerger ces différentes facettes des activités de l'exploitation courante des installations nucléaires.



Figure 2.24  
Bandes de balisage de radioprotection



Figure 2.25  
Les lignes de défense associées au balisage de radioprotection



**Figure 2.26**  
Évolution du nombre d'ES « criticité » pendant la période 2011-2014

### Les événements relatifs aux risques de criticité

Une quarantaine d'événements relatifs aux risques liés à la criticité ont été déclarés à l'ASN en 2013 et 2014 (figure 2.26), ce qui constitue une augmentation de 25 % par rapport aux années 2011 et 2012 (30 événements).

Cette augmentation est due en particulier à une augmentation du nombre d'événements déclarés par l'exploitant de l'usine Georges Besse I (Eurodif). Cette usine, bien qu'étant à l'arrêt depuis 2012 dans l'attente des futures opérations de démantèlement, contient de la matière fissile résiduelle dans les équipements de procédé (figure 2.27). L'analyse des événements survenus montre que ceux-ci résultent du non-respect d'exigences opérationnelles ou de dépassements temporaires du domaine de fonctionnement prescrit dans les règles générales

d'exploitation. Ces événements ont toutefois été sans conséquence sur la prévention des risques de criticité.

De même que les années précédentes, les événements relatifs aux risques de criticité survenus en 2013 et 2014 concernant le **mode de contrôle de la criticité** par la limitation de la masse de matière fissile représentent environ la moitié des événements. Une dizaine d'entre eux ont conduit à un dépassement effectif d'une limite de masse fixée dans les documents de sûreté des INB concernées, dont la moitié pour les installations de l'usine FBFC. Les événements restants ont porté sur un défaut de contrôle de la nature de la matière fissile ou des équipements qui la contiennent.

Toutefois, aucun de ces dépassements n'a conduit à remettre en cause la sous-criticité des équipements concernés, compte tenu des marges retenues dans la démonstration de la sous-criticité

présentée dans les documents de sûreté, qui tient compte de l'analyse des situations anormales. **Néanmoins, pour l'IRSN, cette proportion importante d'événements concernant le mode de contrôle de la criticité par la limitation de la masse de matière fissile montre la nécessité pour les exploitants de conserver une attention particulière aux dispositions et pratiques d'exploitation de leurs installations au regard des exigences de sûreté figurant dans les documents de sûreté (déclinaison des exigences dans les documents d'exploitation, connaissance des exigences par les opérateurs...).**

Environ 30 % des événements survenus en 2013 et 2014 sont liés au mode de contrôle par la limitation de la modération de la matière fissile. Ces événements concernent la présence de matières modératrices dans des conditions non prévues (accumulation de matières, dépassement d'une limite, erreur de transfert...), plus de la moitié concernant les installations de FBFC. **Pour l'IRSN, ces événements confirment le retour d'expérience des événements déclarés au cours des années 2011 et 2012, à savoir l'attention qui doit être portée aux interventions sur les équipements pour lesquels le mode de contrôle relève de la limitation de la modération de la matière fissile. Ces interventions doivent faire l'objet de la part des exploitants d'une attention aussi importante que les interventions concernant des postes relevant du mode de contrôle par une limitation de la masse de matière fissile.**

**Figure 2.27**  
Allée de diffuseurs de l'usine d'enrichissement Georges Besse I



© AREVA/DJR



**Le nombre d'événements relatifs aux risques de criticité déclarés en 2013 et en 2014 est en augmentation de 25 % par rapport aux années 2011 et 2012.**



© G. CARILLO/AREVA

**Figure 2.29**  
Entreposage de matières fissiles en géométrie sûre

Enfin, environ 20 % des événements survenus en 2013 et 2014 sont relatifs au mode de contrôle de la criticité par la géométrie, ce qui est similaire aux années précédentes. La moitié de ces événements ont concerné les installations de FBFC et sont, pour l'essentiel, des non-respects d'exigences associées aux conditions d'entreposage des matières fissiles, tels que des défauts de positionnement d'équipements contenant ces matières (figure 2.29).

Il est à noter que près de la moitié des événements « criticité » de la période 2013-2014 ont concerné les deux usines FBFC de fabrication de combustibles situées à Romans-sur-Isère. Ce constat est similaire à celui fait pour la période « 2011-2012 ».

À cet égard, la très grande majorité de ces événements ont été induits par des défaillances de nature organisationnelle ou humaine. Les CRES de ces événements mettent notamment en évidence des défauts relatifs à l'organisation du travail (en matière de contrôle des activités par exemple), des insuffisances en matière de documentation d'exploitation (absence de document, document incomplet...)

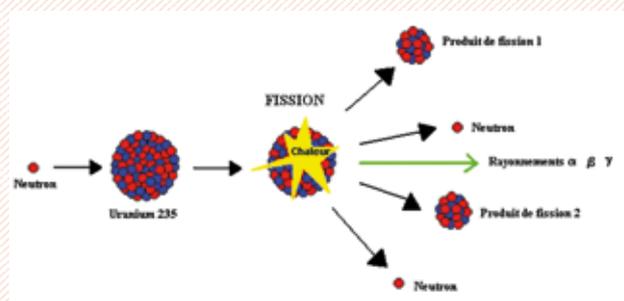
ainsi que des méconnaissances de règles par les opérateurs. Il convient de rappeler que la maîtrise des risques de criticité repose en partie sur des règles opératoires, dont certains paramètres ne sont pas immédiatement disponibles (présence de matière fissile non directement détectable, apport de modérateur...).

Un retour d'expérience similaire pour la période 2011-2012 avait conduit l'exploitant de FBFC à lancer, au début 2013, un plan d'amélioration de la prévention des risques de criticité. Ce plan repose sur une démarche consistant notamment à rechercher de façon approfondie les situations et les causes associées pouvant conduire à un événement relatif aux risques de criticité (défaillance matérielle, erreur humaine, situation non prévue dans la documentation de sûreté...). Dans ce cadre, les bonnes pratiques développées sur le site de MELOX à la suite des nombreux événements relatifs aux risques de criticité survenus en 2007 et 2008, qui se sont révélées efficaces, ont été étendues au cas des usines FBFC de Romans. Fin 2013, l'ASN a placé le site AREVA NP de Romans-sur-Isère

« Près de la moitié des événements « criticité » survenus pendant les années 2013 et 2014 ont concerné les deux usines FBFC de fabrication de combustibles situées à Romans-sur-Isère. Ce constat est similaire à celui fait pour la période 2011-2012. »

### 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 2.28) est exactement égal au taux de disparition des neutrons (absorptions et fuites à l'extérieur).



**Figure 2.28**  
Schéma d'une réaction de fission

© DRF

### Quels sont les modes de contrôle de la criticité ?

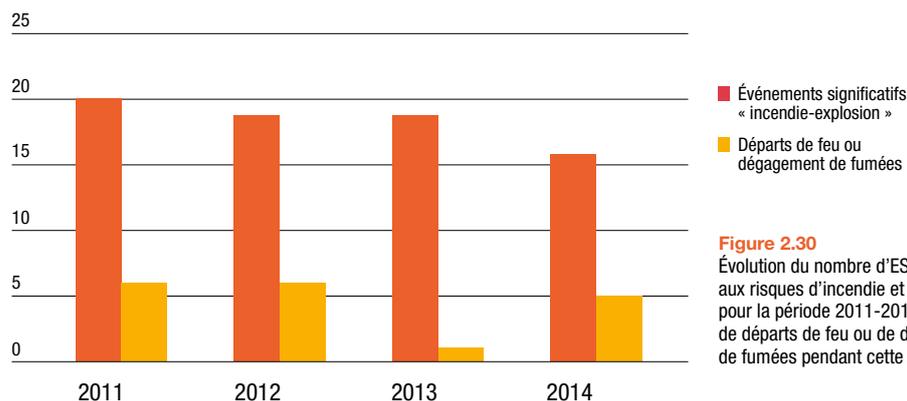
Les modes de contrôle de la criticité sont les moyens permettant d'assurer la sous-criticité d'une unité fonctionnelle d'une installation (boîte à gants par exemple), garantie par une limite supérieure imposée à l'un ou plusieurs des paramètres suivants :

- masse de matière fissile;
- dimensions géométriques d'un appareillage contenant de la matière fissile;
- concentration en matière fissile pour les solutions;
- proportion de matières hydrogénées\* pour les produits secs ou peu humides;
- ou la mise en œuvre de poisons neutroniques (éléments neutrophages).

En général, le mode de contrôle retenu est lié au procédé mis en œuvre dans l'installation, à son dimensionnement (capacité) et à la nécessité de limiter les contraintes d'exploitation. La définition d'un mode de contrôle de la criticité conduit à la mise en place de moyens de contrôle adaptés pour 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...)\*\*.

\* 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.

\*\* 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.



**Figure 2.30**  
Évolution du nombre d'ES relatifs aux risques d'incendie et d'explosion pour la période 2011-2014 et nombre de départs de feu ou de dégagements de fumées pendant cette période.



Au terme de son inspection de revue de novembre 2014, l'ASN a relevé des signaux encourageants d'amélioration de la sûreté des usines FBFC de fabrication de combustibles de Romans-sur-Isère.

sous surveillance renforcée, en raison de la récurrence d'événements significatifs notamment relatifs aux risques de criticité. En novembre 2014, l'ASN a mené une inspection de grande ampleur destinée à passer en revue le management de la sûreté et la rigueur d'exploitation sur ce site. Au terme de cette inspection, l'ASN a relevé des signaux encourageants d'amélioration de la sûreté des installations.

Pour l'IRSN, la démarche entreprise par l'exploitant des usines FBFC s'inscrit durablement dans le sens de l'amélioration de la sûreté de ces usines. Dans le cadre de ses missions d'évaluation de la sûreté des INB, l'IRSN examinera cette démarche, à la demande de l'ASN, lors de son évaluation du

rapport de réexamen de sûreté de l'usine FBFC de fabrication d'éléments combustibles pour les REP (INB n° 98), que l'exploitant a déposé le 30 décembre 2014. Les conclusions de cette évaluation devraient être présentées au Groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines (GPU) lors d'une réunion prévue au cours de l'année 2016.

Enfin, l'analyse globale des causes des événements relatifs aux risques de criticité ne met pas en évidence d'évolution notable par rapport à celles faites au cours des années précédentes. Cette analyse confirme l'attention à apporter aux dispositions organisationnelles participant à la maîtrise des risques de criticité. Celles-ci doivent en effet permettre aux équipes d'exploitation de remplir de façon sûre leurs missions. Cette attention doit notamment concerner les documents d'exploitation et les dispositions prises pour permettre la compréhension et la connaissance des exigences à respecter par les opérateurs.

### Les événements relatifs aux risques d'incendie et d'explosion

Les nombres d'événements relatifs aux risques d'incendie et d'explosion déclarés à l'ASN pour les deux années 2013 et 2014 ont été respectivement de 19 en 2013 et de 16 en 2014 (figure 2.30).

Une grande similitude est observée entre ces événements et ceux du même type relatifs à la période 2011-2012.

À cet égard sont toujours en cause (figure 2.31) :

- des départs de feu ou des dégagements de fumées survenus au cours de travaux avec points chauds ou résultant d'échauffements de moteurs ou de production d'étincelles atteignant des matériaux combustibles (20 % des événements) ; aucun de ces événements n'a conduit à un développement de feu important, et il n'y a eu aucune conséquence pour les travailleurs, le public ou l'environnement, les équipes d'intervention ayant circonscrit le feu rapidement ;



Le nombre d'événements significatifs « incendie – explosion » en 2013 et en 2014 est dans l'intervalle de 15 à 20 événements déjà observés pour la période 2011-2012. Aucun de ces événements n'a conduit à un développement de feu important.

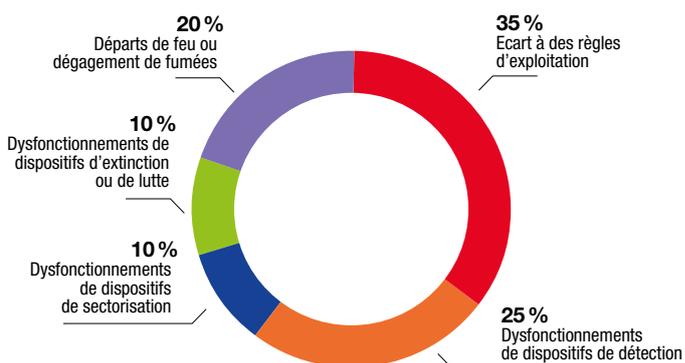
### FOCUS

#### La décision « criticité »

Le 7 octobre 2014, l'ASN a publié la décision n° 2014-DC-0462, qui précise les règles applicables aux INB pour la maîtrise des risques de criticité. Elle complète, dans ce domaine, les modalités d'application du titre III de l'arrêté du 7 février 2012, dit « arrêté INB ».

Les dispositions de cette décision s'appliquent à partir du 1<sup>er</sup> juillet 2015 avec un échelonnement dans le temps en fonction du type d'INB et de sa situation à la date de publication au Journal officiel de la République française de l'arrêté homologuant la décision.

**Figure 2.31**  
Répartition des ES « incendie » par types pour les années 2013 et 2014





© C. JANDAURECK, CADAM/CEA



Figure 2.32  
Travaux avec point chaud

- des manquements à des règles d'exploitation (35 % des événements) qui concernent, la plupart du temps, des retards dans la réalisation de contrôles et d'essais périodiques des systèmes de protection contre l'incendie ou des réalisations incomplètes de ces contrôles et essais;
- des dysfonctionnements de dispositifs de protection (détection, extinction ou sectorisation) contre l'incendie (45 % des événements), dont la moitié environ concernant les systèmes de détection et d'alarme d'incendie.

Même si les événements de ce type sont peu nombreux, la survenue de départs de feu montre que des efforts sont à poursuivre, par les exploitants, concernant la prévention de ce type d'événements. Cela concerne en particulier la préparation des travaux et des interventions tant lors des analyses préalables des risques d'incendie, que de l'optimisation des outils et des techniques de découpe (figure 2.32) ou de soudage et du choix des matériaux des sas de confinement et des dispositifs de protection (pare-étincelles par exemple).

Par ailleurs, concernant les trois événements qui peuvent être associés, directement ou indirectement, aux risques d'explosion :

- l'un des événements a trait à la radiolyse et à la formation d'hydrogène dans une cuve destinée à l'entreposage de liquides radioactifs ; il illustre l'importance à accorder au bon suivi des transferts de liquides et en particulier des volumes de liquide réellement introduits dans les cuves, lorsqu'ils le sont

de façon successive ; en effet, une comptabilité erronée de ces volumes peut conduire à une erreur d'appréciation de la quantité d'hydrogène formée dans ces cuves par rapport à celle pour laquelle les moyens de maîtrise des risques liés à la radiolyse ont été dimensionnés ;

- les deux autres événements se rapportent aux risques de réactions chimiques résultant d'une mise en contact, ou d'une formation, de produits chimiques susceptibles de réagir violemment entre eux (événement de type « à dynamique rapide ») ; pour ces événements, c'est l'acide nitrique, composé chimique très utilisé dans certaines des INB du cycle du combustible nucléaire, qui est plus particulièrement en cause.

Pour l'IRSN, ces événements rappellent l'attention à accorder aux dispositions retenues, notamment de nature organisationnelle, pour prévenir les risques d'explosion, qui sont susceptibles d'avoir des conséquences importantes pour les travailleurs ou la sûreté des installations.

### Quels événements relatifs aux risques de réactions chimiques résultant d'une mise en contact, ou d'une formation, de produits chimiques susceptibles de réagir violemment entre eux ?

Le 18 juin 2013, lors d'une opération de reconditionnement de fûts de déchets liquides, les opérateurs ont constaté que l'un des fûts reconditionnés présentait un gonflement ainsi qu'une élévation significative de la température de sa paroi. Alors que l'un des opérateurs était en train d'ôter le couvercle du fût, ce couvercle a été projeté vers le haut, blessant légèrement l'opérateur au visage.

Dans ce cas, le risque de réaction chimique vive d'oxydation de la paroi métallique du fût par l'acide nitrique (figure 2.33) présent dans les déchets liquides conditionnés n'avait pas été suffisamment identifié par l'exploitant.

Par ailleurs, l'événement survenu le 15 mai 2014 sur le site de La Hague est présenté de façon détaillée au chapitre 3 du présent rapport.

La base de données ARIA, exploitée par le ministère du Développement durable (direction générale de la Prévention des risques), recense pour l'ensemble des installations industrielles, dans une fiche de synthèse, 197 événements français, et quelques événements étrangers, ayant pour origine le contact de produits chimiques incompatibles lors d'opérations élémentaires. Essentiellement dus à des erreurs humaines, ces accidents se sont produits lors de la livraison du produit chimique (confusion de réservoir...), lors d'une manipulation ou de travaux de nettoyage (erreur de substance chimique, usage simultané de 2 produits incompatibles...), mais également au cours d'interventions des secours avec des moyens inadaptés au sinistre (usage de l'eau sur un feu impliquant des métaux réactifs...).

Figure 2.33  
Exemple d'étiquetage légal relatif à l'acide nitrique



## FOCUS

### La décision « incendie »

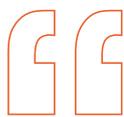
La décision « incendie » de l'ASN n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014 précise les règles applicables aux INB pour la maîtrise des risques liés à l'incendie (figure 2.34).

Elle complète, dans ce domaine, les modalités d'application du titre III de l'arrêté du 7 février 2012, dit « arrêté INB ». Cette décision, homologuée par arrêté ministériel en date du 20 mars 2014, est applicable depuis le 1<sup>er</sup> juillet 2014.

Figure 2.34  
Feu dans une boîte à gants



© IRSN/DR



La baisse du nombre d'événements significatifs « manutention » pour les années 2013 et 2014 par rapport à la période 2011-2012 est due à l'année 2014 où seulement 6 événements ont été déclarés, au lieu de 15 en 2013.



30 % environ des événements « manutention » déclarés en 2013 et 2014 correspondent à des chutes effectives de charges manutentionnées, mais sans impact radiologique significatif les travailleurs ou l'environnement.

### Les événements relatifs aux risques liés aux opérations de manutention

Pour les années 2013 et 2014, 21 événements relatifs aux risques liés aux opérations de manutention (figure 2.35) ont été déclarés à l'ASN, ce qui constitue une baisse notable par rapport aux années 2011 et 2012 (29 événements). Cette baisse est due à l'année 2014 pendant laquelle seulement 6 événements ont été déclarés, au lieu de 15 en 2013.

L'IRSN rappelle que, pour la période 2011 à 2012, une augmentation sensible du nombre d'événements « manutention » (29 événements), par rapport aux deux années précédentes (15 événements pour les années 2009 et 2010), avait été constatée. Cette augmentation concernait en particulier :

- › le site AREVA NC de La Hague, avec une récurrence d'événements similaires dont certains dus à des défaillances des systèmes de conduite des équipements de manutention et à des utilisations inappropriées de modes de conduite de ces équipements autres que le mode automatique utilisé en fonctionnement normal (figure 2.36) : ce sujet a plus particulièrement été examiné par l'IRSN dans le cadre du réexamen de sûreté de l'usine UP3-A qui s'est déroulé sur la période 2012-2015 (cf. chapitre 3 du présent rapport). Au cours de l'examen de son dossier, l'exploitant a indiqué que, sur la base d'un guide décrivant une démarche et des outils de fiabilisation des pratiques opérationnelles, établi par la « Direction sûreté santé sécurité dévelop-

pement durable » (D3SDD) du groupe AREVA, l'établissement de La Hague a retenu le pré-job briefing comme pratique de fiabilisation pour les activités sensibles identifiées sur la base du retour d'expérience événementiel (dont le changement de mode de conduite et la manutention) ; l'exploitant a également précisé que cette pratique, initiée en juillet 2012, ferait l'objet d'une déclinaison en sept étapes et serait déployée au début 2013 ; de fait, l'IRSN observe qu'aucun événement « manutention » n'a été déclaré à l'ASN en 2014 concernant le site de La Hague ;

- › des installations d'entreposage de déchets radioactifs, exploitées par le CEA, où sont manutentionnés des fûts ou des colis de déchets en vue de leur entreposage ou de leur reprise, avec une récurrence d'événements similaires, survenus dans une de ces installations, ayant conduit au dessertissage de couvercles de fûts de déchets lors de leur manutention : sur la base de l'analyse de ces événements par l'IRSN, l'ASN avait demandé au CEA que les dispositions retenues pour la manutention de ces fûts soient réexaminées à la lumière du retour d'expérience disponible des opérations de manutention effectuées dans ses installations ; dans ce cadre, le CEA a établi, et décliné dans les différents établissements CEA, des fiches thématiques relatives aux opérations de manutention, destinées notamment à rappeler les recommandations et les bonnes pratiques en matière de préparation et de réalisation de ces opérations (y compris pour



Figure 2.36 Descente d'un assemblage combustible dans le puits de refroidissement de l'atelier T0 de l'usine AREVA NC de La Hague.

ce qui concerne les contrôles et essais périodiques ainsi que la maintenance des appareils et des accessoires de levage) ; ce retour d'expérience a également été partagé avec AREVA.

Pour l'IRSN, la baisse des événements « manutention » observée en 2014 suggère que les efforts des exploitants mentionnés ci-avant concernant la maîtrise des risques liés aux opérations de manutention ont porté leurs fruits.

Par ailleurs, le site du Tricastin a été le lieu d'événements significatifs notables : quatre événements ont été déclarés à l'ASN (il y en avait eu cinq pendant la période 2011-2012), tous concernant la manutention de « cylindres » de type 48Y qui servent au transport et à l'entreposage d'UF<sub>6</sub> (figure 2.37). Pour trois de ces événements, sont en cause notamment des défaillances concernant les engins de manutention utilisés qui indiquent que l'exploitant doit renforcer les dispositions relatives à leurs contrôles et vérifications périodiques ainsi qu'à leur maintenance. Le quatrième événement, survenu le 11 décembre 2013, concerne une défaillance d'un organe de préhension de ces « cylindres » (oreille de levage), avec des répercussions potentielles sur tous les « cylindres » de ce type utilisés à travers le monde ; cet événement est plus particulièrement présenté au chapitre « Événements marquants » du présent rapport.

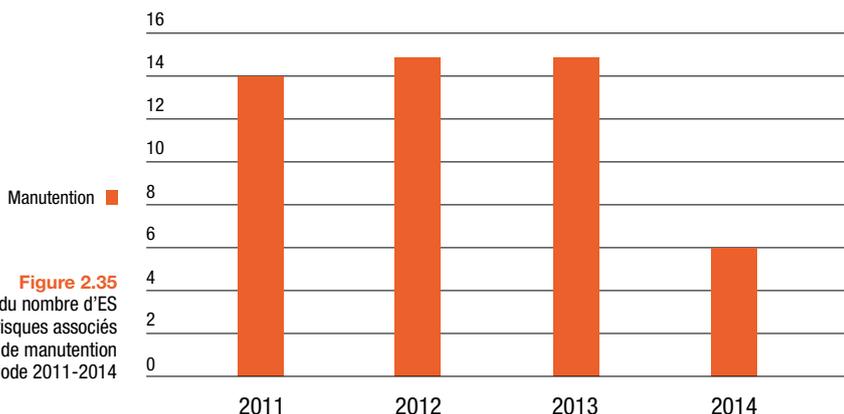


Figure 2.35 Évolution du nombre d'ES relatifs aux risques associés aux opérations de manutention pour la période 2011-2014



En outre, l'analyse globale de l'ensemble des événements « manutention » survenus au cours des années 2013 et 2014 montre que :

- > 45 % environ des événements correspondent à des écarts à des exigences de sûreté, dont plus de la moitié concernent le non-respect de la périodicité de contrôles réglementaires d'engins de manutention ; pour l'IRSN, ce dernier constat rejoint celui qu'il fait plus généralement concernant les défauts de **respect de la périodicité des contrôles et essais périodiques** et les dysfonctionnements organisationnels profonds qu'ils révèlent ;
- > 30 % environ des événements correspondent à des chutes effectives de charges manutentionnées ; aucun de ces événements n'a eu d'impact radiologique significatif pour les travailleurs ou l'environnement. Deux événements marquants ayant concerné la chute de la charge manutentionnée sur une grande hauteur peuvent être néanmoins soulignés au titre du retour d'expérience :

❗ **l'événement survenu le 19 juin 2014**, dans un centre de stockage de déchets radioactifs, est lié à une conduite inappropriée du pont de manutention des colis par le pontier qui n'a pas détecté que le colis manutentionné allait percuter le dernier niveau d'une pile de colis déjà stockés dans l'ouvrage ; pour l'IRSN, cet événement rappelle l'importance à accorder à la conduite des engins de manutention : en particulier, le retour d'expérience de l'événement cité a entraîné la



Figure 2.37  
Manutention d'un « cylindre » de type 48Y sur le site du Tricastin

modification du programme de l'automate associé à la conduite du pont de manutention des colis (figure 2.38), de façon à interdire la combinaison de mouvements verticaux et horizontaux lorsqu'un colis est déplacé dans la zone de stockage, ainsi que l'amélioration de l'ergonomie du poste de conduite de ce pont ;

❗ **l'événement survenu le 15 décembre 2014** dans le réacteur Bugey 1 en démantèlement a conduit à la chute, verticalement sur une hauteur de 20 m, à travers plusieurs planchers, d'une tuyauterie d'un poids évalué à 3 tonnes : pour l'IRSN, cet événement rappelle que les accessoires de levage doivent être choisis et utilisés en fonction de la charge à manutentionner (points de préhension disponibles) et du dispositif d'accrochage de la charge et que des moyens de sécurisation (double élingage par exemple) doivent toujours être prévus ; cet événement rappelle également la nécessité de la

préparation des chantiers, en particulier de démantèlement, déjà évoquée précédemment dans ce rapport, ainsi que l'importance des analyses de risques associées ;

- > 25 % des événements sont de natures très diverses, comprenant notamment des dégradations d'équipements (charges...) lors d'opérations de manutention ou des dysfonctionnements d'équipements lors de ces opérations.



**L'événement survenu le 15 décembre 2014 dans le réacteur Bugey 1 en démantèlement a conduit à la chute, verticalement sur une hauteur de 20 m et à travers plusieurs planchers, d'une tuyauterie d'un poids évalué à 3 tonnes.**

#### Deux exemples d'événements ayant entraîné une chute de la charge manutentionnée

**Le 19 juin 2014**, lors d'une opération de stockage dans l'un des ouvrages du Centre de stockage de l'Aube, un colis (coque en béton) de déchets irradiants a fait une chute d'une hauteur d'environ 8 m et a percuté deux autres colis présents dans l'ouvrage ainsi que le sol de ce dernier. Cette chute a provoqué des éclats ou des fissures dans les deux colis déjà stockés, le colis qui a chuté et le sol. Les colis endommagés ont tous conservé leur intégrité à l'égard des risques de dissémination de substances radioactives.

Le conducteur du pont de manutention, opérant depuis une cabine déportée dans un souci de maîtrise des risques d'exposition externe aux rayonnements ionisants (démarche ALARA), a effectué des mouvements simultanés de la charge, verticaux et horizontaux, qui l'ont conduit à perdre la maîtrise de la trajectoire du colis manutentionné. Le colis a percuté le dernier niveau d'une pile de colis déjà stockés dans l'ouvrage, ce qui a entraîné sa chute. En effet, le colis s'est décroché de son outil de préhension dont l'un des doigts a été tordu lors du heurt avec un autre colis situé en haut de la pile.

**Le 15 décembre 2014**, dans le réacteur Bugey 1 en démantèlement, une tuyauterie verticale (diamètre d'environ 40 cm, longueur de 65 m et poids évalué à 3 tonnes), très faiblement contaminée intérieurement, a chuté verticalement sur une hauteur de 20 m, dans l'axe de la manutention et en perforant deux planchers, lors d'une manœuvre de descente réalisée pour effectuer sa découpe. Pour cette manutention, la tuyauterie était enserrée dans un collier de manutention, constitué de deux demi-coquilles en acier, boulonnées entre elles, l'enserrant à son extrémité haute et par lequel elle était suspendue. Cette chute n'a eu que des conséquences matérielles bien que plusieurs opérateurs aient été présents. Lors de la manutention, l'adhérence entre le collier de manutention et la tuyauterie a été perdue, ce qui a provoqué le glissement de celle-ci et sa chute.

Figure 2.38

Exemple de manutention de colis de déchets radioactifs dans un centre de stockage de ces déchets



### Un exemple d'événement lié au transport interne de substances radioactives

Le 16 janvier 2014, lors d'un transport, entre deux installations du CEA de Cadarache, d'un colis constitué par un emballage de transport contenant des assemblages combustibles irradiés de faible puissance thermique, un écart a été constaté par le destinataire, à l'arrivée du colis.

En effet, celui-ci a noté la présence, sur l'enceinte extérieure de l'emballage, de bouchons d'obturation qui, conformément aux instructions d'utilisation et à la notice d'utilisation de l'emballage, ne devaient être mis en place que pendant les phases d'immersion de l'emballage afin d'exclure toute entrée d'eau dans l'espace « inter-enceinte » de l'emballage.



Figure 2.40  
Transfert d'un emballage de transport de combustible usé sur le site AREVA NC de La Hague

### Les événements relatifs aux transports internes de substances radioactives

En 2013 et en 2014, 7 événements significatifs sont relatifs à des transports internes (figure 2.40) de substances radioactives (4 en 2013 et 3 en 2014).

La typologie de ces événements, tous déclarés uniquement au titre de la sûreté, peut être rattachée aux catégories « documentation et étiquetage », « arrimage défectueux », « contenu non conforme », « écart réglementaire » et « endommagement de colis en manutention » définies par l'IRSN dans son rapport bisannuel « Sûreté des transports de substances radioactives à usage civil sur le territoire français – Enseignements tirés par l'IRSN de l'analyse des événements significatifs déclarés en NN et NN » dont la dernière version, concernant les années 2012 et 2013, est disponible sur le site internet de l'IRSN.

Pour l'IRSN, il est important que les exploitants analysent le retour d'expérience des événements liés aux transports internes, et notamment le retour d'expérience d'erreurs de chargement, de destinataire ou de documentation de transport, afin d'identifier l'origine de ces dysfonctionnements, notamment sous les aspects organisationnels et humains, et définissent des dispositions permettant d'éviter que de tels événements ne se reproduisent.

### Quelle analyse des événements relatifs à des défauts de respect de la périodicité des contrôles et essais périodiques pour les années 2013 et 2014 ?

Le précédent rapport public de l'IRSN concernant les enseignements tirés des événements significatifs survenus dans les INB autres que les REP, qui couvrait les années 2011-2012, présentait un bilan des événements relatifs aux contrôles et essais périodiques (CEP). Il en ressortait que plus de la moitié de ces événements correspondaient à des non-respects de périodicité\* (une quarantaine d'événements significatifs « sûreté » sur la période). La progression de ce type d'événements a persisté en 2013 (figure 2.39).

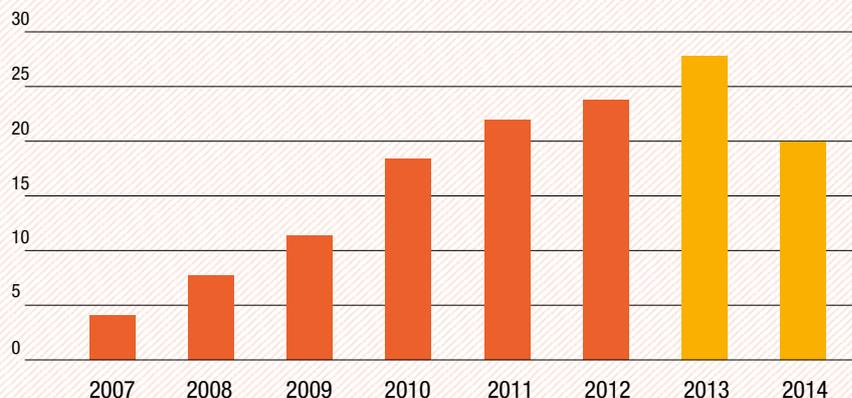


Figure 2.39  
Historique des non-respects de périodicité de CEP

L'analyse réalisée par l'IRSN en 2012 montrait que ces événements révélaient des dysfonctionnements organisationnels profonds pouvant affecter d'autres aspects de l'exploitation : défaillances des processus de gestion ; dysfonctionnements des systèmes d'information ; dysfonctionnements liés à l'organisation du travail, à la définition des responsabilités et à la coopération entre les intervenants ; difficultés dans la maîtrise des référentiels documentaires.

Force est de constater que les exploitants n'ont pas résolu ces difficultés et qu'au-delà de l'évolution du nombre d'événements, l'analyse de ceux-ci ne progresse pas qualitativement. L'IRSN estime qu'une telle amélioration passe obligatoirement par une analyse des causes organisationnelles de ces événements. **À cet égard, l'IRSN estime que la contribution des dimensions organisationnelles à la maîtrise des risques n'est pas encore suffisamment développée pour un certain nombre d'exploitants d'INB autres que les REP.**

\* La périodicité d'un contrôle, définie dans les documents de sûreté, est déclinée dans les documents d'exploitation qui en découlent. Pour un équipement donné, la périodicité dépend des caractéristiques intrinsèques de l'équipement, de ses conditions d'usage (solicitations, usure, vieillissement...) et de la fonction de sûreté qu'il doit assurer.

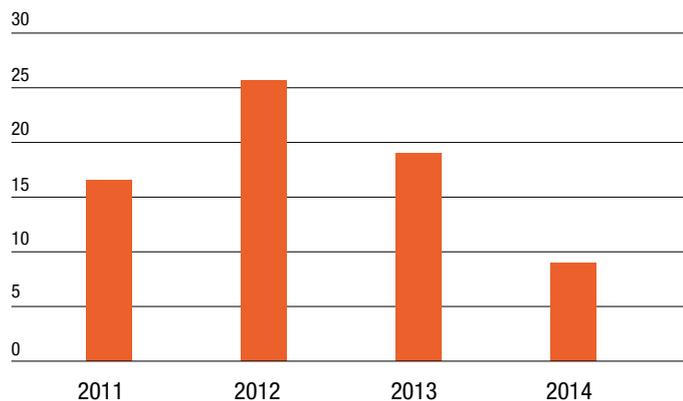


Figure 2.41  
Nombre d'ES « environnement » ayant une composante radiologique sur la période 2011-2014

### **Les événements significatifs pour l'environnement ayant une composante radiologique**

Une trentaine d'événements « environnement » ayant une composante radiologique ont été déclarés à l'ASN au cours des années 2013 et 2014. L'augmentation observée en 2012 ne s'est pas poursuivie (figure 2.41).

Comme lors des deux années précédentes, ces événements ont conduit à des conséquences radiologiques négligeables pour le public ou l'environnement.

Environ 65 % de ces événements concernent les dispositifs de mesure ou de surveillance des effluents radioactifs gazeux rejetés par les INB (ce qui correspond au même nombre d'événements de ce type, soit une vingtaine, que celui observé durant les années 2011 et 2012). Il s'agit, par ordre d'importance, d'arrêts fortuits ou d'indisponibilités des dispositifs de surveillance des effluents, de défauts de mesure de ces effluents ou de mesures non réalisées bien que prescrites. Les causes de ces événements incluent des défaillances fortuites d'équipements ainsi que des défaillances de nature organisationnelle ou humaine lors d'opérations d'exploitation et, en particulier, lors d'interventions de maintenance. Pour ce qui concerne les défaillances d'équipements, les principaux écarts observés sont liés à des modes communs de défaillance

d'appareils de mesure, notamment de leur alimentation électrique ou de leur contrôle-commande, ou du système de ventilation nécessaire à la mesure des rejets. L'ensemble de ces dysfonctionnements peut entraîner la perte temporaire de la surveillance en continu de ces rejets.

Pour l'IRSN, la récurrence de ce type d'événements souligne que les exploitants doivent poursuivre leurs efforts pour s'assurer de la pertinence des dispositifs techniques de surveillance des rejets gazeux de leurs INB, qui visent à respecter l'ensemble des exigences fixées dans les autorisations de rejet.

**L'évènement du 15 janvier 2014, concernant une erreur générique de paramétrage des balises de mesure en continu de la contamination en iode des rejets gazeux d'une INB, illustre les questions posées par la défaillance du système de surveillance radiologique des effluents gazeux, implanté dans la cheminée d'une installation. Ce système doit notamment permettre, par des mesures en continu, de détecter rapidement un éventuel rejet anormal d'effluents radioactifs, comme requis dans les autorisations de rejets d'effluents des INB.**

En outre, la qualité de ces mesures requiert qu'elles soient effectuées sur des effluents représentatifs des rejets réels, ce qui nécessite une conception adaptée des dispositifs de prélèvement et de mesure ainsi que des dispositions d'exploitation



Environ les deux tiers des événements « environnement » ayant une composante radiologique, déclarés au cours des années 2013 et 2014, concernent les dispositifs de mesure ou de surveillance des effluents radioactifs gazeux rejetés par les INB.

### **Un exemple d'évènement « environnement » relatif à une défaillance du système de surveillance des rejets d'effluents gazeux.**

En avril 2014, dans une usine de fabrication de radioéléments, l'exploitant a constaté à la suite de l'injection d'iode 131 (pour réaliser le test annuel d'efficacité des pièges à iode équipant le système de confinement dynamique de l'installation), que les résultats de la balise de mesure en continu de l'iode à la cheminée n'étaient pas retransmis au tableau de contrôle de l'installation, ce qui mettait notamment en défaut la détection instantanée d'un éventuel rejet accidentel d'iode radioactif.

L'analyse de cet incident, effectuée par l'exploitant avec l'aide du fabricant de la balise de mesure de l'iode, a mis en évidence une erreur de paramétrage de toutes les balises de ce type installées dans l'usine. Il convient de noter que les mesures d'iode réglementaires effectuées en différé ont permis de confirmer qu'il n'y avait pas eu de rejet pendant le dysfonctionnement de la balise.



Au cours de la période 2013-2014, le contrôle des dispositifs de mesure effectué par les exploitants à la demande de l'ASN a parfois révélé des écarts dont certains ont fait l'objet de déclarations d'événements significatifs, ce qui peut expliquer que ce type d'évènement n'ait pas diminué pendant cette période.

### Quelle surveillance des rejets radioactifs gazeux à la cheminée des INB ?

Pour garantir la qualité sanitaire des eaux et de l'air et vérifier l'impact sur l'homme et l'environnement des rejets de chaque installation nucléaire, les exploitants ont l'obligation de mesurer en continu les rejets d'effluents chimiques et radioactifs, sous forme liquide ou gazeuse, produits par leurs installations. En particulier, des mesures en continu des effluents radioactifs gazeux rejetés permettent de s'assurer qu'à aucun moment, les quantités de radionucléides rejetées par les cheminées des installations nucléaires ne dépassent les limites de rejets autorisées.

Cette surveillance repose principalement sur des mesures effectuées sur des prélèvements dans les cheminées de rejet des installations nucléaires.

La qualité de ces mesures requiert qu'elles soient effectuées sur des effluents représentatifs des rejets réels, ce qui nécessite une conception adaptée des dispositifs de prélèvement et de mesure ainsi que des dispositions d'exploitation permettant de s'assurer de leur représentativité au cours du temps.

En particulier, les dispositifs de prélèvement de l'air rejeté doivent être bien disposés dans le flux d'air rejeté dans la cheminée afin de mesurer précisément l'activité des effluents radioactifs gazeux.

### Des exemples d'actions retenues pour diminuer le nombre d'événements correspondant à des dépassements de limites fixées dans les autorisations de rejets d'effluents radioactifs des INB.

Dans son courrier de décembre 2013 ayant pour objet d'attirer l'attention des exploitants d'INB sur les principaux éléments identifiés comme devant être améliorés en matière de traitement des événements significatifs, l'ASN constatait que l'analyse approfondie des événements « environnement » faite par les exploitants ne répondait pas au niveau attendu.

Pour l'Autorité, cette situation s'observait notamment pour les déclarations concernant des dépassements de limites de rejet dont le nombre avait doublé entre les années 2010 et 2011. L'Autorité demandait ainsi aux exploitants d'améliorer la qualité de l'analyse et le contenu des rapports d'événements significatifs « environnement » qui doivent comporter une analyse approfondie des causes des événements.

À titre d'exemple, AREVA NC a indiqué, dans sa réponse à ce courrier, que, au vu de la récurrence des dépassements de seuils concernant les rejets liquides du site de La Hague survenus entre 2008 et 2012, il avait engagé une analyse transverse de l'ensemble de ces dépassements, des causes identifiées et des mesures correctives ou préventives déployées afin d'échanger de manière approfondie avec le site sur le sujet.

Les actions ainsi engagées se sont avérées positives, le nombre d'événements déclarés au titre de l'environnement par l'établissement de La Hague ayant significativement diminué en 2013.



Figure 2.42  
Cheminée de l'usine UP2-400 AREVA NC La Hague

(en particulier, un paramétrage correct des dispositifs de mesure) permettant de s'assurer de cette représentativité au cours du temps. À ce sujet, il convient de rappeler que plusieurs événements survenus au cours de l'année 2012 avaient mis en évidence, ou conduit à suspecter, l'existence de mesures non représentatives de rejets d'effluents gazeux radioactifs. Ce type de dysfonctionnement aurait pu conduire à sous-estimer les rejets et à retarder la détection de rejets anormaux d'effluents radioactifs. Ces événements résultaient, selon les cas, de défauts de conception des **dispositifs de prélèvement ou de mesure implantés dans les cheminées des installations** (figure 2.42) ou de dispositions d'exploitation inadaptées ou insuffisantes pouvant conduire à des mesures incorrectes. Eu égard au caractère potentiellement générique de ce type d'événements, l'ASN avait, en octobre 2012, demandé aux exploitants de toutes les INB (y compris les réacteurs

de puissance) de contrôler le bon positionnement des points de prélèvement et la suffisance des dispositions retenues, pour leurs installations, en vue de garantir le maintien dans le temps de la bonne représentativité des mesures réalisées. À cet égard, au cours de la période 2013-2014, le contrôle des dispositifs de mesure effectué par les exploitants a parfois révélé des écarts dont certains ont fait l'objet de déclarations d'événements significatifs, ce qui peut expliquer que ce type d'événement n'ait pas diminué pendant cette période. Par ailleurs, environ 30 % des événements correspondent à des dépassements de limites fixées dans les autorisations de rejets d'effluents radioactifs des INB (valeur identique à celle de la période 2011-2012). Les quatre cinquièmes de ces événements sont relatifs aux rejets d'effluents radioactifs gazeux (notamment des rejets de tritium, de fluor ou de carbone 14) et un cinquième concerne **les rejets d'effluents liquides**.



### **Les événements relatifs à la maîtrise des référentiels documentaires**

L'exploitation des installations nucléaires est cadrée par de très nombreuses exigences explicitées dans divers documents (rapports de sûreté - RDS, règles générales d'exploitation - RGE, procédures, notes d'organisation, gammes opératoires...). Ce référentiel documentaire est essentiel pour la maîtrise des risques; en effet, il permet de s'assurer (via les analyses de sûreté notamment) que l'exploitant a mis en place un nombre suffisant de lignes de défense et qu'il garantit le maintien de leur efficacité (via les RGE et les CEP). Le référentiel documentaire couvre un spectre très large d'exigences liées à l'exploitation des installations nucléaires: valeurs de paramètres, modalités et périodicité de contrôle, organisation du travail, rôles et responsabilités des intervenants, comportements attendus, modalités de gestion des documents... Le référentiel documentaire regroupe ainsi l'ensemble des exigences d'origine externe (prescriptions réglementaires, consignes des constructeurs...) ou d'origine interne (règles générales d'exploitation, modes opératoires, organisation du travail...).

L'analyse transverse du REX événementiel montre un grand nombre de cas pour lesquels des éléments de ce référentiel ne sont pas connus, pas appliqués, erronés ou pas applicables en situation. Cela correspond à **environ un quart de l'ensemble des événements (plus de 100 ESS ou ESR) sur la période 2013-2014.**

La production du référentiel documentaire et la gestion de ses évolutions sont très variables d'un exploitant à un autre. Pourtant, l'analyse transverse des événements significatifs montre des questions communes et des phénomènes similaires sous-jacents aux écarts de type « non-respect du référentiel ».

Le manque de rigueur ou de compétences des intervenants apparaît régulièrement comme la cause de ces événements dans les analyses présentées par les exploitants. Dans la plupart des cas, ce

n'est pas la cause « profonde ». Transgresser le référentiel peut témoigner d'une méconnaissance de celui-ci ou résulter d'une décision délibérée qui repose sur une analyse de la situation en temps réel (fondée ou erronée) à la suite de laquelle l'intervenant conclut (à tort ou à raison) à l'inadaptation du référentiel concerné. **Dès lors, rappeler l'importance de respecter les procédures, comme cela est fréquemment retenu dans les CRES, revient à ne tirer aucun enseignement de la situation réelle dans laquelle l'événement est survenu.**

**Pour l'IRSN, l'analyse de ces événements doit permettre de réinterroger la pertinence du référentiel (volume, structure, légitimité des exigences, clarté de leur expression...), des processus de déclinaison et de mise à jour des exigences, ainsi que le sens que celles-ci prennent en regard des contraintes liées à l'activité réelle des exploitants.**

**C'est dans les processus – conception du référentiel, évaluation périodique de sa pertinence et mise à jour le cas échéant, accompagnement auprès des intervenants – que se trouvent les facteurs de « maîtrise du référentiel ».**

Un référentiel sera pertinent, compris et appliqué s'il possède certaines propriétés :

- refléter l'état réel de l'installation et des contraintes courantes d'exploitation;
- tenir compte de la réalité des activités, en ayant impliqué les personnels opérationnels dès sa conception;
- proposer un niveau de guidage (structure, lisibilité...) en adéquation avec les connaissances et les compétences réelles des intervenants;
- être relayé par les managers au plus près des interventions pour porter le sens des exigences à respecter.

**L'analyse des événements significatifs, ainsi que les examens réalisés par l'IRSN – qui considèrent la réalité du terrain sur lequel se joue la maîtrise des risques – montrent que ces conditions ne sont pas toujours remplies.**



**Environ un quart des événements (plus de 100 ESS ou ESR) sur la période 2013-2014 ont pour cause une défaillance relative aux documents d'exploitation.**



**Le manque de rigueur ou de compétences des intervenants apparaît régulièrement comme la cause des événements dans les analyses présentées par les exploitants. Dans la plupart des cas, ce n'est pas la cause « profonde ».**

# 3



## Événements marquants

Événements déclarés en février et mars 2013  
par le centre CEA de Fontenay-aux-Roses

Événement survenu le 15 octobre 2013  
dans l'installation ATALANTE

Événement survenu le 11 décembre 2013  
sur le site du Tricastin

Événement survenu le 15 mai 2014  
dans l'usine UP3-A de l'établissement  
AREVA NC de La Hague

Ce chapitre présente cinq événements, parmi les plus marquants survenus pendant les années 2013 et 2014, qui permettent d'illustrer certains sujets qui ont été traités ci-avant dans le chapitre présentant l'analyse globale des événements. Ces événements ont fait l'objet d'expertises de l'IRSN et d'avis transmis à l'Autorité compétente.



## Événements déclarés en février et mars 2013 par le centre CEA de Fontenay-aux-Roses

Les deux événements ci-après illustrent les risques de contamination interne de travailleurs lors de travaux de démantèlement dans des installations nucléaires. Ils ont montré notamment des insuffisances relatives aux phases préparatoires à la réalisation de chantiers de démantèlement ainsi que des pratiques non adaptées aux risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants. L'IRSN a mené une analyse approfondie de ces deux événements qui a permis de dégager des enseignements globaux relatifs à la maîtrise de ce type de risques.



En 1974, le percement des cuves « vulcathènes », ayant contenu des effluents liquides de haute activité, les a rendues inutilisables et a entraîné une forte contamination du local, le rendant inaccessible au personnel (classement radiologique en zone rouge).



Malgré la décontamination de la tenue Tyvek®, une contamination résiduelle a été mesurée sur la peau de l'opérateur au niveau du genou.

### Contexte

L'ensemble PETRUS, aujourd'hui en phase de démantèlement, accueillait des activités de recherche et de développement concernant les transuraniens. Cet ensemble était principalement constitué d'une chaîne blindée, d'un local abritant d'anciennes cuves (figure 3.1), d'une zone de dépotage ainsi que de galeries de liaison. Le local des anciennes cuves, situé au 2<sup>e</sup> sous-sol, comprenait 2 cuves (1 et 2) en vulcathène ayant contenu des effluents liquides de haute activité (effluents HA), et 3 cuves (A, B et C) ayant contenu des effluents de très haute activité (effluents THA). En 1974, le percement des cuves « vulcathènes » les a rendues inutilisables et a provoqué une forte contamination du local, le rendant inaccessible au personnel (classement radiologique en zone rouge).

En préalable à la mise en œuvre d'aménagements nécessaires pour le démantèlement de l'ensemble PETRUS, certains équipements doivent être démontés et déposés, tels que le dispositif de prélèvement des cuves « vulcathènes », situé

au-dessus du local des anciennes cuves, et le dispositif d'introduction de réactifs chimiques situé sur le toit de la chaîne blindée PETRUS.

### Description succincte des événements

#### Événement déclaré en février 2013 (ESR n° 1)

Dans le sas d'intervention ventilé mis en place pour les opérations de démontage du dispositif de prélèvement d'effluents dans les cuves « vulcathènes », un opérateur en tenue Tyvek® et portant un appareil de protection des voies respiratoires filtrant (APVRF) a posé un genou au sol pour réaliser des contrôles par frottis de contamination. L'exiguïté du sas d'intervention, liée notamment à l'absence d'évacuation en ligne des déchets précédemment produits, l'a contraint à adopter cette posture. À la suite de cette opération, de la contamination par des émetteurs alpha a été détectée sur sa tenue, au niveau du genou droit, ainsi que sur la cartouche de l'APVRF. Malgré la décontamination de la tenue Tyvek®, une contamination résiduelle a été mesurée sur la peau de l'opérateur au niveau de son genou. Après prise en charge par le service médical,

#### Quelles dispositions pour la vérification de la contamination ?

La vérification de la contamination non fixée se fait à l'aide de frottis (par exemple, frottement avec un papier absorbant humide sur une surface représentative comprise entre 100 cm<sup>2</sup> et 300 cm<sup>2</sup>) tandis que la contamination fixée est mesurée à l'aide d'un appareil portable de mesure de l'irradiation. Les frottis sont ensuite contrôlés, soit de manière directe par un appareil de mesure radiologique portable, soit de manière indirecte à l'aide d'un compteur à scintillation liquide.

#### Qu'est-ce qu'un APVRF ?



Figure 3.3  
Opérateurs équipés d'un APVRF

Les appareils de protection des voies respiratoires filtrants (APVRF) sont généralement constitués d'une pièce faciale, enveloppant de manière plus ou moins large les voies respiratoires (nez et bouche), avec une cartouche contenant un filtre permettant l'épuration de l'air ambiant contaminé inspiré par l'opérateur.



Figure 3.1  
Schéma du  
local des cuves  
de l'ensemble  
PETRUS

© CEA/DR

© APEVA/DR

### Qu'entend-on par analyses radiotoxiques ?

Les analyses radiotoxiques ont pour objet la mesure de la concentration d'activité présente dans un échantillon d'excréta. Les échantillons sont le plus souvent constitués de prélèvements d'urines, de selles ou de mucus nasal\*.

\*Il convient de préciser que l'analyse des prélèvements de mucus nasal n'a pas vocation à être utilisée dans le cadre d'une estimation dosimétrique ; il s'agit essentiellement d'une méthode de dépistage rapide d'une contamination interne à la fin de travaux en ambiance contaminée.

les résultats finaux des **examens radiotoxiques** de l'opérateur ont conduit à retenir une dose engagée (contamination interne par transfert *via* la peau) correspondant à près de la moitié de la limite annuelle réglementaire. Un contrôle du sas de travail réalisé après l'événement a montré la présence d'une contamination labile en  $^{238}\text{Pu}$  et  $^{137}\text{Cs}$ .

### Événement déclaré en mars 2013 (ESR n° 2)

Au cours de la phase préparatoire aux opérations de démantèlement du dispositif d'introduction de réactifs chimiques (figure 3.4) situé sur le toit de la chaîne blindée, une cartographie des parties accessibles à démonter avait révélé une légère contamination labile en émetteurs alpha. Les parties accessibles ont alors été assainies et de la peinture a été appliquée pour fixer la contamination résiduelle.

Au cours des opérations de démontage de supports de tuyauteries, les gants et l'APVRF d'un des opérateurs ont été contrôlés contaminés. L'APVRF, qui était encore porté par l'opérateur, a été décontaminé et sa cartouche filtrante changée ;



Figure 3.4

Dispositif d'introduction de réactifs chimiques sur le toit de la chaîne blindée PETRUS

ces opérations ont été effectuées à l'écart du chantier, mais toujours sur le toit de la chaîne blindée où le port de l'APVRF (équipé de sa cartouche filtrante) est requis. En outre, ces opérations ont été effectuées sans information du service « radioprotection ». Les résultats du prélèvement de mucus nasal de l'opérateur à la fin de son

intervention se sont également révélés positifs et les examens radiotoxiques ont permis d'estimer une dose engagée inférieure au quart de la limite annuelle réglementaire.

Les deux événements ont été classés l'un et l'autre au niveau 1 sur l'échelle INES par l'ASN.



Les résultats du prélèvement de mucus nasal de l'opérateur se sont révélés positifs et les examens radiotoxiques ont permis d'estimer une dose engagée inférieure au quart de la limite annuelle réglementaire.

### Quel parallèle avec des événements similaires survenus dans les REP ?

Les deux événements ci-après sont tirés du rapport *« Point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2014 »*.

**Le 18 août 2014**, deux agents d'une entreprise de prestation commencent une découpe de filtres usagés provenant d'un circuit de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires des réacteurs de la centrale de Belleville-sur-Loire. Cette activité est prévue sur plusieurs jours. Le 26 août 2014, l'un des deux agents, initialement positionné en dehors du sas de confinement de l'activité, veut aider son collègue à mettre les filtres découpés dans des sacs de déchets, mais il ne s'équipe pas des protections respiratoires nécessaires et requises. Lors de sa sortie de zone, le contrôle effectué à un portique de contrôle radiologique de personnel, détecte une contamination à la tête de cet

opérateur. La contamination, située au niveau du nez, s'avère être due à une particule de Cobalt 60 d'environ 26 kBq. La dose intégrée a été estimée supérieure au quart de la limite annuelle réglementaire de dose à la peau de 500 mSv.

**À la suite de cet événement, l'exploitant a rappelé à l'entreprise que des protections respiratoires étaient obligatoires pour toute personne intervenant dans le sas de découpe des filtres.**

**Le 17 mai 2014**, un événement survenu dans la centrale nucléaire du Blayais a également conduit à une contamination surfacique au visage d'un intervenant ayant réalisé une opération de remplacement d'un équipement de la cuve du réacteur. Cette intervention s'effectue en tenue étanche ventilée. L'intervenant s'est aperçu de sa contamination,

localisée sur une joue, après son déshabillage, lors de son contrôle manuel avec un équipement de mesure portatif, avant son passage au portique de contrôle radiologique du personnel. La particule est restée sur la joue de l'intervenant durant environ deux heures et son activité radioactive a été estimée à 18 kBq. À l'issue de son analyse, le médecin du travail de la centrale du Blayais a estimé que la dose à la peau était supérieure au quart de la limite annuelle réglementaire précitée.

**Le transfert de contamination ayant eu lieu lors du déshabillage, un rappel a été fait aux intervenants « assistance habillage-déshabillage » concernant les bonnes pratiques pour éviter le transfert de contamination lors de ces opérations.**



### Analyse des causes des événements et actions correctives

L'analyse de l'ESR n° 1 a montré que l'exploitant ne disposait que d'informations parcellaires sur l'historique de fonctionnement du dispositif de prélèvement associé aux cuves « vulcathènes » et que la contamination à l'origine de l'évènement, qui était présente derrière la structure du dispositif de prélèvement, devait provenir d'une fuite ou d'un renversement d'effluents non tracé dans cet historique.

Par ailleurs, compte tenu de l'absence de reliquats d'effluents dans le sas et de contamination labile mesurée, la tenue d'intervention initialement prévue (tenue étanche ventilée) a été remplacée par une tenue Tyvek® avec port de l'APVRF. Ce changement, moins adapté à l'environnement de travail, s'est révélé inapproprié.



**La cartographie réalisée en amont du chantier n'a pas été exhaustive compte tenu de l'inaccessibilité de certaines zones de travail.**



**Le changement de cartouche d'un appareil de protection des voies respiratoires filtrant dans une zone où son port est requis ne pourrait être justifié, exceptionnellement, que dans le cas du colmatage de la cartouche susceptible de mettre l'opérateur en difficulté respiratoire.**

Pour ce qui concerne l'ESR n° 2, plusieurs événements ayant entraîné une contamination sur le toit de la chaîne PETRUS avaient été déclarés au cours des précédentes décennies. Comme indiqué ci-avant, des opérations d'assainissement avaient été effectuées et de la contamination résiduelle avait été fixée à l'aide de peinture.

Toutefois, la cartographie des mesures radiologiques (contamination ou débit de dose) réalisée en amont du chantier n'a pas été exhaustive, compte tenu de l'inaccessibilité de certaines zones de travail. Pour pallier ce manque, des contrôles radiologiques des zones de travail ont été effectués, par les intervenants, au fur et à mesure de l'avancement du chantier et de l'accessibilité des zones, visant à détecter au plus tôt l'existence éventuelle de contamination non décelée initialement, ce qui est une bonne pratique. Néanmoins, malgré l'historique radiologique de l'installation (suspicion de présence de contamination ancienne), ces contrôles n'ont été associés ni à des moyens de surveillance radiologique en continu (balises de surveillance de la contamination atmosphérique) ni à des dispositions de limitation de la dispersion de substances radioactives, telle, par exemple, la mise en place d'un sas équipé d'un système de ventilation.

Les actions correctives retenues par l'exploitant en vue d'éviter le renouvellement de ces événements sont une sensibilisation des chargés d'opérations, pour ce qui concerne l'ESR n° 1, sur l'importance d'une évacuation en ligne des déchets radioactifs générés dans un sas de travail exigü et, pour ce qui concerne l'ESR n° 2, sur l'importance de l'alerte immédiate du service « radioprotection » (SPRE) et de l'information du chef d'installation lors d'un événement radiologique. En outre, dans ses CRES, l'exploitant a indiqué avoir notamment prévu :

- › d'initier une réflexion sur la pratique du changement de cartouche filtrante d'un APVRF en cas de contamination et, le cas échéant, de rédiger une consigne ;

- › de rédiger une demande d'intervention en milieu radioactif (DIMR) spécifique à chaque intervention sur le toit de la cellule PETRUS.

À la suite de ces deux événements, l'ASN a effectué une inspection réactive dont l'objectif a été d'examiner le contexte de leur survenue et la pertinence des actions correctives engagées précitées.

### Enseignements dégagés par l'IRSN

De l'analyse qu'il a effectuée de ces deux événements, l'IRSN a retenu les principaux enseignements globaux suivants :

- › lorsque l'historique de fonctionnement d'un équipement, sur lequel une intervention est prévue, est parcellaire, ou lorsque l'accès à certaines zones d'intervention est difficile, il convient d'effectuer des mesures radiologiques au fur et à mesure de l'avancement des travaux ; ceci est notamment indispensable pour vérifier l'adéquation des dispositions retenues de maîtrise des risques qui sont tracées dans l'analyse des risques préalable aux travaux ;
- › la modification du type des équipements de protection individuelle initialement retenus lors d'une intervention dans une ambiance radiologique (travaux) doit être systématiquement confortée par une analyse des risques validée par les personnes compétentes en radioprotection ;
- › le changement de cartouche filtrante d'un APVRF dans une zone où son port est requis doit être normalement pros crit car cette opération est susceptible de générer une contamination de l'opérateur concerné ; l'IRSN estime qu'il ne pourrait être justifié, exceptionnellement, que dans le cas du colmatage de la cartouche susceptible de mettre l'opérateur en difficulté respiratoire ; dans ce cas également, la conduite à tenir devrait être identifiée en amont par l'exploitant et faire l'objet d'une consigne ainsi que d'une formation appropriée.

#### Qu'est-ce qu'une tenue Tyvek® ?



Figure 3.2  
Tenue Tyvek®

La Tenue Tyvek® est un équipement de protection individuelle (EPI) destiné à être porté par une personne en vue de la protéger contre un ou plusieurs risques susceptibles de menacer sa sécurité ou sa santé, tels que ceux liés à une atmosphère contaminée.

#### Qu'entend-on par cartographie des mesures radiologiques ?

Une cartographie radiologique est un schéma de l'installation sur lequel sont reportées des mesures radiologiques (débit de dose, valeurs de contamination labile ou fixée) représentatives de l'environnement radiologique de travail. Cette représentation doit permettre de localiser les « points chauds » du local d'intervention (points les plus irradiants ou les plus contaminés), de représenter les données issues des mesures radiologiques réalisées et d'adapter, en conséquence, l'activité envisagée à ces conditions radiologiques.

## Événement survenu le 15 octobre 2013 dans l'installation ATALANTE

Cet événement illustre le sujet de l'arrêt de systèmes de ventilation d'une installation nucléaire, dû à une conception inadaptée de l'alimentation électrique des ventilateurs ainsi que du système de contrôle-commande qui permet de gérer le fonctionnement de ces systèmes dans toutes les configurations de fonctionnement envisageables. À la demande de l'ASN, l'IRSN a mené une analyse approfondie de cet événement qui a notamment conclu à son caractère potentiellement générique, ce qui a conduit l'Institut à recommander que le retour d'expérience de cet événement soit pris en considération par tous les exploitants d'INB.

### Contexte

L'installation ATALANTE (atelier alpha et laboratoires pour analyses, transuraniens et études de retraitement), implantée au CEA de Marcoule – figure 3.5), est une installation dédiée à la recherche et au développement dans le domaine du traitement des combustibles nucléaires usés, depuis leur dissolution jusqu'au conditionnement des déchets nucléaires de haute activité, mettant en œuvre des produits radioactifs représentatifs ou réels.

Elle est principalement constituée de chaînes blindées (cellules blindées disposées dans un laboratoire de haute activité, dans lesquelles des substances de forte radioactivité sont manipulées à l'aide de télémanipulateurs – figure 3.6) et de laboratoires équipés de « boîtes à gants ».

Cette installation est pourvue de plusieurs réseaux de ventilation

(figure 3.7) qui assurent la mise en dépression des locaux (EG2), des enceintes de confinement (EZ4) et des circuits contenant des substances radioactives (EP). Ces réseaux sont constitués de ventilateurs de soufflage et d'extraction de l'air, de filtres et de gaines dans lesquelles circule l'air.

Figure 3.5  
Vue aérienne de l'installation Atalante



Figure 3.6  
Chaîne blindée de l'installation Atalante



Des automates programmables assurent la conduite de ces réseaux, en commandant l'arrêt ou le démarrage des ventilateurs, afin d'assurer une dépression dans les circuits « procédé » supérieure à celle régnant dans les enceintes et une dépression dans les enceintes supérieure à celle régnant dans les locaux, de façon à limiter les risques de contamination atmosphérique de ces locaux (confinement dynamique). Différentes configurations de fonctionnement sont prévues afin, notamment, de tenir compte du nombre de ventilateurs en service.

### Description succincte de l'événement

Au début du mois d'octobre 2013, des améliorations ont été apportées au système de ventilation, conduisant à un nouveau réglage des protections électriques des ventilateurs concernés.

Le 15 octobre 2013, des travaux de maintenance annuelle programmée nécessitent un passage du régime de la ventilation d'une partie de l'installation ATALANTE du mode normal au mode dit « réduit » (le nombre total de ventilateurs en service est réduit par rapport à celui correspondant au fonctionnement normal de la ventilation).

Pendant une des séquences de démarrage des ventilateurs concernés par ce mode réduit, un défaut électrique induit par le nouveau réglage de la protection électrique d'un des ventilateurs modifiés, a provoqué son arrêt. Un enchaînement d'actions automatiques a alors conduit au démarrage simultané non prévu de plusieurs ventilateurs alimentés par une même voie d'alimentation

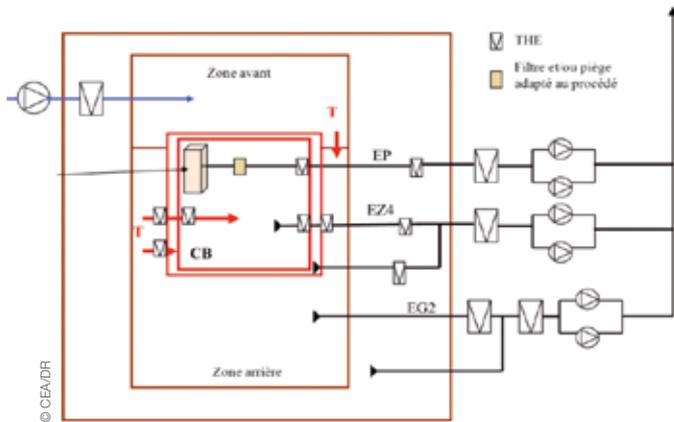


Figure 3.7  
Schéma des réseaux de ventilation  
de l'installation Atalante

électrique générant un fort appel de courant électrique qui a fait déclencher les protections thermiques et entraîné l'arrêt inopiné d'une partie des réseaux de ventilation de l'installation.

Cet événement, qui a conduit à la perte du confinement dynamique des enceintes de confinement et des équipements de procédé pendant environ quatre minutes, n'a eu de conséquence radiologique ni sur le personnel, ni sur l'environnement, en raison notamment de la mise initiale de l'installation en configuration de repli en vue du passage en fonctionnement réduit de la ventilation, conformément à une consigne générale d'exploitation de la ventilation.

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

### Analyse des causes de l'événement et actions correctives

L'analyse de l'événement par l'exploitant a notamment conclu que la perte d'un ventilateur d'extraction à la suite d'un défaut, conduisant à la permutation automatique sur le ventilateur de secours, de façon concomitante avec le démarrage d'un ventilateur de soufflage, n'avait pas été considérée lors de la conception de l'installation.

Cet événement a mis en évidence que l'alimentation électrique des ventilateurs ne permettait pas de répondre à une séquence particulière de permutation de ventilateurs (figure 3.8).

Les actions correctives retenues par l'exploitant ont notamment consisté à augmenter le temps de

déclenchement des disjoncteurs induisant la coupure de l'alimentation électrique des ventilateurs et à modifier la programmation des automates afin d'interdire le démarrage simultané de ventilateurs sur une même voie d'alimentation électrique ainsi que la permutation de certains ventilateurs pendant les phases de démarrage.

### Enseignements dégagés par l'IRSN

En conclusion de son analyse de cet événement, l'IRSN a relevé que les dispositions mises en œuvre par l'exploitant pour éviter son renouvellement étaient globalement adaptées. Toutefois, l'IRSN a formulé plusieurs recommandations visant à ce que l'exploitant s'assure de l'adéquation des dispositions retenues, à la fois pour ce

qui concerne l'augmentation du temps de déclenchement des disjoncteurs concernés et les modifications des automatismes. En outre, l'IRSN a estimé que cet événement présente un caractère potentiellement générique dont le retour d'expérience devrait être pris en considération par tous les exploitants d'INB, notamment dans le cadre des réexamens de sûreté de leurs installations.

Pour l'IRSN, les exploitants devraient notamment vérifier que les dispositions de conception retenues dans leurs installations en matière d'automatisme programmé et d'alimentation électrique des équipements de ventilation permettent d'exclure un événement similaire à celui survenu dans l'installation ATALANTE le 15 octobre 2013.



Cet événement a mis en évidence le fait que l'alimentation électrique des ventilateurs ne permettait pas de répondre à toutes les configurations de fonctionnement des réseaux de ventilation.

Figure 3.8  
Local de ventilation



## Événement survenu le 11 décembre 2013 sur le site du Tricastin

Cet événement illustre le sujet de la défaillance de systèmes de préhension des charges lors de leur manutention. Les « cylindres » 48Y, utilisés pour le transport d'UF<sub>6</sub>, étant employés par de nombreux exploitants à travers le monde, les enseignements de cet événement ont été pris en considération par les autorités de sûreté étrangères et les exploitants nucléaires concernés par ce type de transport. En outre, l'IRSN a proposé de tenir compte des enseignements de cet événement dans la norme relative à la fabrication des « cylindres » 48Y.

### Contexte

Dans le cadre des opérations relatives à la fabrication du combustible nucléaire (partie « amont » du cycle du combustible), dans l'usine AREVA NC COMUHREX, située à Pierrelatte, l'UF<sub>4</sub> est converti en UF<sub>6</sub>, forme chimique permettant l'enrichissement ultérieur de l'uranium en phase gazeuse.

L'UF<sub>6</sub> est ensuite transporté, dans des conteneurs cylindriques de type 48Y, vers l'usine Georges Besse II de Pierrelatte afin d'y être enrichi (augmentation de la proportion d'atomes d'<sup>235</sup>U) jusqu'à une valeur maximale de 5 % par un procédé de centrifugation.

Les conteneurs de type 48Y sont des cylindres en acier, d'un diamètre de 48 pouces (soit 1,22 m) et d'une longueur de 3,8 m. Chaque

cylindre est équipé de trois anneaux raidisseurs et de quatre oreilles de levage; chaque oreille de levage est constituée d'une plaque en acier soudée à un anneau raidisseur d'extrémité, percée d'un trou pour permettre la manutention et l'arrimage du cylindre (figure 3.9).

### Description succincte de l'événement

Le 11 décembre 2013, à l'occasion d'une opération de contrôle des cylindres présents dans un parc d'entreposage du site AREVA NC du Tricastin, un opérateur a constaté la présence, sur le sol, d'une oreille de levage d'un « cylindre » 48Y, qui s'était détachée d'un cylindre. Sa recherche dans ce parc l'a mené à constater l'absence d'une oreille de levage sur l'un des « cylindres » 48Y entreposés. Ce cylindre contenait de l'hexafluorure d'uranium appauvri.

À la suite de cet événement, l'ASN a demandé à la société AREVA NC de ne pas effectuer d'opération sollicitant les oreilles de levage des « cylindres » 48Y sans que la bonne tenue de ces oreilles (figure 3.10) n'ait été préalablement vérifiée suivant des critères approuvés par l'ASN.

Cette demande a conduit les différents exploitants concernés de la plateforme du Tricastin (AREVA NC pour les usines de conversion et de défluoruration, EURODIF pour l'usine d'enrichissement par diffusion gazeuse et la Société d'enrichissement du Tricastin pour l'usine Georges Besse II) à mettre en œuvre des dispositifs particuliers de manutention et d'arrimage des cylindres 48Y ne sollicitant pas les oreilles de levage.

L'événement a été classé au niveau 0 sur l'échelle INES par l'Autorité de sûreté.

“

À l'occasion d'une opération de contrôle des « cylindres » 48Y présents dans un parc d'entreposage du site AREVA NC du Tricastin, un opérateur a constaté la présence, sur le sol, d'une oreille de levage d'un cylindre.



Figure 3.9  
« Cylindre » 48Y  
arrimé sur son moyen  
de transport

### Analyse des causes de l'événement et actions correctives

Dans un premier temps, l'exploitant a procédé à des contrôles visuels et à des contrôles non-destructifs (magnétoscopie<sup>1</sup>) destinés à mettre en évidence des défauts dans les soudures des « cylindres » 48Y entreposés et à retirer temporairement du service les cylindres non conformes. En complément, l'exploitant a engagé plusieurs types d'expertises métallographiques afin de caractériser le type de rupture observé et d'identifier les causes probables de la perte de l'oreille. Pour permettre la reprise des transports, l'exploitant a proposé, pour les cylindres qui ne présentaient pas de défaut lors des contrôles magnétoscopiques, d'effectuer un **essai de surcharge** (figure 3.11), à 1,5 fois la charge maximale d'utilisation, sur les deux paires d'oreilles diagonalement opposées préalablement à toute utilisation de ces cylindres sollicitant les oreilles. Un second contrôle visuel, suivi d'un contrôle par magnétoscopie des soudures, est ensuite effectué pour confirmer la bonne tenue des



Figure 3.10  
« Cylindre » 48Y en cours de manutention à l'aide d'élingues fixées aux oreilles de levage

oreilles avant arrimage et transport des cylindres.

L'ensemble de ces critères de contrôle des oreilles de levage a fait l'objet d'une expertise de l'IRSN. Après approbation par l'ASN, les transports de « cylindres » 48Y pleins sur la voie publique ont pu reprendre.

Par ailleurs, les différentes études menées par l'exploitant ont permis de conclure que la présence de défauts lors du soudage des

oreilles de levage est à l'origine de la rupture de l'organe de manutention. Vraisemblablement, ces défauts provenaient de mauvaises conditions de réalisation des soudures (mauvaise préparation des surfaces avant soudage, énergie de soudage insuffisante...) associées à un procédé de soudage qui n'est plus utilisé aujourd'hui.

### Enseignements dégagés par l'IRSN

Des milliers de transports internationaux ayant lieu chaque année avec des « cylindres » 48Y pour le transport d'UF<sub>6</sub> non enrichi, les leçons tirées de cet événement ont conduit les autorités de sûreté étrangères et les exploitants nucléaires à s'assurer de la bonne tenue des oreilles de levage équipant les « cylindres » 48Y avant leur transport.

Par ailleurs, les règlements modaux de transport de marchandises dangereuses (ADR, RID<sup>2</sup>...) imposent que les « cylindres » 48Y contenant au moins 0,1 kg d'UF<sub>6</sub> soient conçus et fabriqués selon les spécifications indiquées dans la norme ISO 7195. À la suite de cet événement, l'IRSN a saisi le comité en charge de l'élaboration de cette norme pour demander d'y inclure un contrôle non destructif des soudures des oreilles de levage des « cylindres » 48Y en fin de fabrication et lors des contrôles périodiques de maintenance tous les cinq ans. Cette proposition est en cours d'examen au sein du comité de normalisation.

### En quoi consiste l'essai de surcharge réalisé sur les « cylindres » 48Y ?

L'essai de surcharge est réalisé sur chaque paire d'oreilles diagonalement opposées (figure 3.11). Le cylindre est levé d'une hauteur maximale de 10 cm pendant 10 minutes, durée représentative des opérations de manutention des cylindres au moyen des oreilles de levage.

Pour ce test, une charge est accrochée au cylindre de façon à ce que la charge totale représente 1,5 fois la masse du cylindre plein (22,5 tonnes). Ainsi, une charge de 20 tonnes est accrochée sous un cylindre vide et une charge de 8,2 tonnes est accrochée sous un cylindre plein.

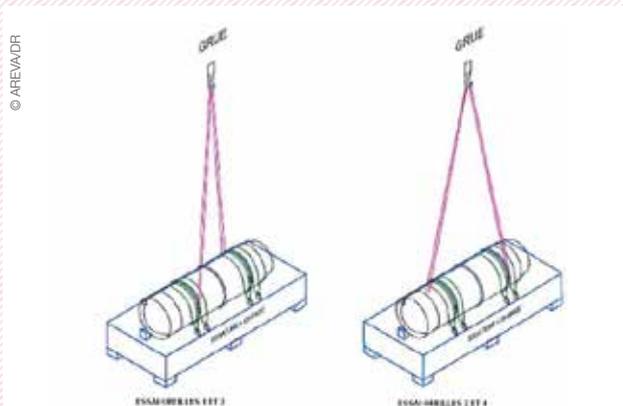


Figure 3.11  
Schéma de la configuration de l'essai de surcharge réalisé sur les « cylindres » 48Y



Les différentes études menées par l'exploitant ont permis de conclure que la présence de défauts lors du soudage des oreilles de levage est à l'origine de la rupture de l'organe de manutention.

1. Le contrôle par magnétoscopie est une méthode de contrôle non destructif permettant de mettre en évidence, dans une soudure, des discontinuités ou des fissures débouchantes ou proches de la surface. Les défauts recherchés sont de type « manque de fusion » révélateur d'une mauvaise qualité de la soudure.

2. ADR : accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route  
RID : règlement concernant le transport international ferroviaire des marchandises dangereuses

## Événement survenu le 15 mai 2014 dans l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague

Cet événement illustre les risques de réactions chimiques pouvant résulter d'une mise en contact involontaire, ou d'une formation, de produits chimiques susceptibles de réagir violemment entre eux. Le retour d'expérience de ce type d'événement est important à établir, en raison notamment des conséquences potentielles pour la sûreté et du caractère relativement fréquent de ces types de risques dans les INB autres que les REP.

### Contexte

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 usés. Ces usines sont divisées en ateliers, dans lesquels sont réalisées les différentes étapes du procédé (cisailage/dissolution des combustibles, séparation/conditionnement/entreposage des matières, traitement des déchets et effluents...).

Les combustibles nucléaires usés sont cisailés puis dissous (figure 3.12), par de l'acide nitrique, dans les ateliers R1 (UP2-800) et T1 (UP3-A). L'uranium, le plutonium et les produits de fission contenus dans la solution de dissolution sont séparés par un procédé d'extraction « liquide-liquide » dans les ateliers R2 (UP2-800) et T2 (UP3-A). La solution de nitrate d'uranyle ainsi produite est transférée à l'atelier de purification T3 (usine UP3-A) et la solution de nitrate de plutonium est transférée aux ateliers de purification et de fabrication de l'oxyde de plutonium R4 (UP2-800) et T4 (UP3-A) où la purification du nitrate d'uranyle et celle du nitrate de plutonium sont également réalisées par un procédé d'extraction « liquide-liquide ».

Dans les procédés d'extraction « liquide-liquide » mis en œuvre dans les ateliers R2, R4, T2, T3 et T4, le tributylphosphate (TBP) est le solvant utilisé comme extractant sélectif de l'uranium et du plutonium, le tétrapropylène hydrogéné (TPH) est utilisé comme diluant organique « inerte » du TBP.

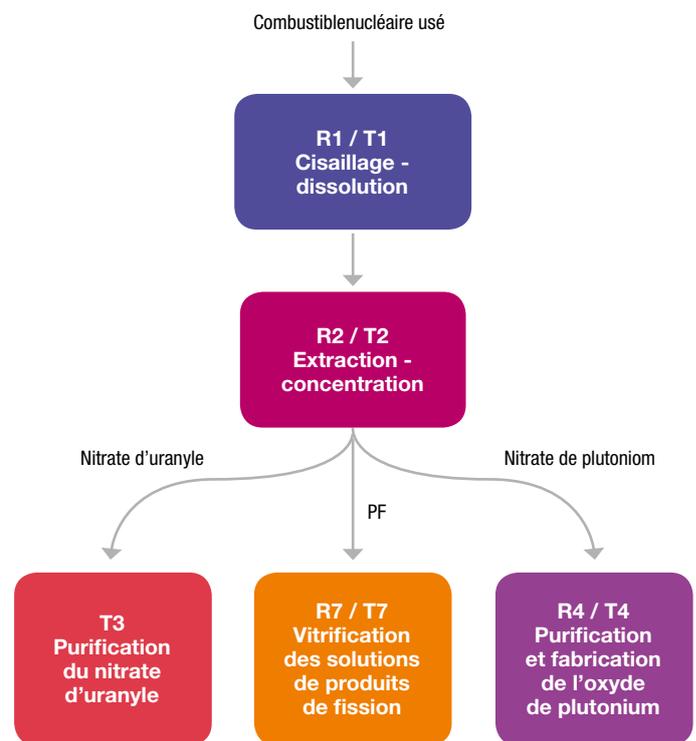


Figure 3.12  
Schéma du procédé de traitement des combustibles usés

Le TPH est également utilisé dans des équipements de lavage afin de débarrasser les solutions aqueuses sortant des procédés d'extraction « liquide-liquide » des traces de TBP entraînées mécaniquement ou solubilisées. Du point de vue de la sûreté, le lavage par une solution de TPH permet d'exclure le transfert de quantités significatives de TBP dans les unités de concentration par évaporation des phases aqueuses issues des procédés d'extraction « liquide-liquide ». Cette disposition participe à la prévention des risques d'explosion liés à la formation de composés instables dits « red-oils » qui sont générés lors de

réactions entre, d'une part l'acide nitrique ou les nitrates de métaux lourds, d'autre part le TBP ou ses produits de dégradation dans des conditions spécifiques.

Dans l'usine UP3-A, le TPH pur est préparé dans l'unité 4001 de l'atelier T3 par mélange de TPH recyclé issu du traitement des effluents organiques (TEO) et de TPH « neuf » conditionné en fûts de 200 L déposés dans une cuve du bâtiment central (BC-UP3).

### Description succincte de l'événement

Le 20 mai 2014, un opérateur, qui allait procéder à un dépotage de

La formation de composés instables dits « red-oils » résulte de réactions entre, d'une part l'acide nitrique ou les nitrates de métaux lourds, d'autre part le tributylphosphate ou ses produits de dégradation, dans des conditions spécifiques.



fûts de TPH au bâtiment central, a observé une incohérence du nombre de fûts vides de TPH présents dans le parc d'entreposage. Après vérification, l'exploitant a établi que, lors de la précédente opération de dépotage, datant du 15 mai 2014, quatre fûts de TBP avaient été dépotés au lieu de quatre fûts de TPH.

La solution résultant du mélange de TBP, dépoté par erreur, et de TPH recyclé, utilisée du 16 au 20 mai 2014 pour les opérations de lavage effectuées dans les

ateliers T3 et T4, a présenté une teneur en TBP plus élevée qu'en fonctionnement normal, ce qui ne permet pas de garantir l'efficacité « nominale » de ces opérations de lavage avant le traitement des solutions aqueuses concernées par évaporation dans les unités situées en aval.

Néanmoins, selon le suivi des paramètres du procédé des ateliers T3 et T4 (températures, densités, débits, niveaux...) et celui de l'atelier T2 qui reçoit des effluents en provenance des ateliers T3

et T4 ainsi que les résultats des prises d'échantillons dans les équipements des unités en fonctionnement réalisées après la détection de l'événement, celui-ci n'a pas eu de conséquence sur la sûreté des installations.

Toutefois, en raison de ses conséquences potentielles sur la sûreté, cet événement a été classé par l'ASN au niveau 1 sur l'échelle INES.

## FOCUS

### La maîtrise des risques liés à la formation de composés « red-oils » dans les usines de traitement du combustible utilisé de l'établissement AREVA NC de La Hague

Le risque associé à l'événement du 15 mai 2014 est celui d'une explosion dans les équipements du procédé liée à la formation éventuelle de composés « red-oils ».

Lors de la conception de l'usine UP3-A, les risques d'explosion liés à la formation éventuelle de composés « red-oils » ont été considérés dans les analyses de sûreté des unités de concentration par évaporation. Les dispositions retenues, établies sur la base de l'état des connaissances et du retour d'expérience disponible à l'époque, ont été la limitation de la température des parois des évaporateurs à une valeur inférieure à 135 °C et le maintien à des concentrations faibles des quantités de solvant présentes dans les solutions alimentant les évaporateurs, notamment par des opérations de lavage avec un diluant.

À cet égard, selon l'exploitant, la gestion de l'alimentation des évaporateurs concernés par les risques liés aux « red-oils » est effectuée de manière à prévenir l'envoi de solvant décanté dans les évaporateurs (solvant décanté ou dissous). Ainsi, un programme de contrôle de la teneur en TBP des solutions aqueuses ou organiques est réalisé périodiquement dans les différents équipements du procédé. En outre, des « chasses solvant » sont effectuées au moins une fois par an en amont des évaporateurs afin d'éliminer les accumulations éventuelles de solvants.

Toutefois, l'analyse du retour d'expérience de l'accident survenu en 1993 à Tomsk en Russie a mis en évidence que la température d'initiation de l'emballement thermique pouvait être inférieure à 135 °C. Un programme expérimental,

piloté conjointement par AREVA, l'IRSN et le CEA, est en cours avec pour objectif d'améliorer les connaissances sur le comportement des phases organiques (TBP/TPH) au contact de solutions aqueuses d'acide nitrique, dans les conditions opératoires des unités d'évaporation des usines UP3-A et UP2-800.

À cet égard, à l'issue de l'examen du dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A par l'IRSN, dont les conclusions ont été présentées lors de la réunion du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines du 18 mars 2015, AREVA s'est engagé à compléter, sous trois ans, les études relatives aux risques liés aux « red-oils » dans l'INB n° 116, en tenant compte des résultats du programme expérimental en cours.



**Figure 3.13**  
Repères visuels mis en place  
concernant les fûts de TBP et de TPH

“  
Les fûts de  
TBP et de TPH  
sont d'apparence  
identique (forme,  
matière et couleur)  
et sont livrés  
dans la même zone  
de l'installation.

“  
Pour éviter  
l'intervention de fûts  
lors du remplissage  
des cuves de TPH  
et de TBP, un système  
de repères visuels  
est mis en place sur  
les fûts de TPH et de  
TBP à leur réception.

### Analyse des causes de l'événement et actions correctives

Le 15 mai 2014, l'opérateur a pris quatre fûts de TBP qu'il pensait être des fûts de TPH, dans la zone de livraison du BC-UP3. Selon AREVA, à la lecture des étiquettes des fûts, l'opérateur aurait confondu les lettres « PH » du mot « tributylphosphate » (TBP) avec celles du mot TPH.

Les fûts de TBP et de TPH sont d'apparence identique (forme, matière et couleur) et sont livrés dans la même zone de l'installation.

De plus, l'installation ne dispose d'aucune disposition technique susceptible d'empêcher l'opérateur de dépoter des fûts de TBP dans la cuve de TPH et inversement.

Les dispositifs de surveillance existants (notamment les analyses périodiques des solutions) n'ont pas permis de détecter cette erreur entre le 15 et le 20 mai 2014 car les prises d'échantillons hebdomadaires pour mesurer la teneur en TBP dans la solution de TPH ont eu lieu en dehors de la période concernée et le TPH « neuf » n'est contrôlé qu'à sa réception au magasin central et non dans les cuves d'alimentation en TPH.

À la suite de la détection de l'événement, les unités concernées des ateliers T2, T3 et T4 ont été mises à l'arrêt et les évaporateurs

ont été vidangés puis remplis avec de l'acide nitrique. Afin d'éviter le renouvellement de cet événement, l'exploitant a mis en place les dispositions suivantes :

- ▶ pour éviter l'intervention de fûts lors du remplissage des cuves de TPH et de TBP, un système de repères visuels est mis en place sur les fûts de TPH et de TBP à leur réception dans le bâtiment BC-UP3; une étiquette portant le nom du produit concerné, de couleur différente suivant le produit, est dorénavant collée sur les fûts de TPH et de TBP; ce code couleur est reporté sur les cuves concernées au poste de dépotage (figure 3.13), permettant ainsi à l'opérateur de vérifier l'adéquation du fût lors d'un dépotage;
- ▶ après avoir examiné différentes options, l'exploitant a retenu la mise en place d'une analyse systématique de la teneur en TBP dans le TPH présent dans la cuve d'alimentation en TPH de l'atelier T3 avant chaque transfert aux unités du procédé en aval, chaque autorisation de transfert n'étant donnée qu'après réception du résultat d'analyse;
- ▶ le programme analytique permettant de vérifier la bonne efficacité des lavages avec un diluant dans l'atelier T3 a été modifié afin de détecter plus rapidement une dérive de la teneur en TBP dans les phases organiques et aqueuses des unités d'extraction « liquide-liquide ».

### Enseignements dégagés par l'IRSN

L'analyse approfondie de cet événement a conduit l'IRSN à souligner, au regard des risques d'explosion liés aux « red-oils », l'importance de la vérification de l'absence de solvant en concentration significative dans les solutions aqueuses alimentant les évaporateurs.

Or, si la teneur en TBP dans la phase aqueuse est bien contrôlée en sortie des équipements de lavage au diluant dans l'atelier T3, cette analyse n'est pas réalisée systématiquement sur tous les flux de solution aqueuse alimentant les évaporateurs des différents ateliers concernés par le risque « red-oils » : une mesure est réalisée seulement en phase organique, ce contrôle n'étant toutefois pas suffisamment précis.

Par ailleurs, les analyses sur les échantillons prélevés dans les cuves d'alimentation des évaporateurs, dans le cadre du contrôle du procédé, ne portent pas sur la teneur en solvant de ces solutions.

**À cet égard, l'IRSN a recommandé qu'un contrôle de la teneur en TBP en phase aqueuse soit réalisé, soit dans tous les flux dirigés vers les évaporateurs ayant préalablement été en contact avec le solvant, soit dans les cuves d'alimentation des évaporateurs.**



Par ailleurs, AREVA ne tire le retour d'expérience de cet événement que pour l'alimentation en TPH de l'atelier T3 et ne l'étend pas de manière plus générale aux cuves de réception des réactifs alimentant le procédé.

L'IRSN a donc recommandé, pour ce qui concerne les réactifs chimiques autres que le TBP et le TPH, qu'AREVA analyse les risques de chargement d'une solution non conforme dans les cuves alimentant le procédé, complète si nécessaire les dispositions permettant d'éviter les erreurs de chargement et s'assure que des contrôles suffisants sont réalisés pour détecter une éventuelle non-conformité du réactif avant son transfert vers les unités du procédé.

Pour l'IRSN, plus globalement, des risques de mise en contact accidentelle de produits chimiques susceptibles de réagir violemment existent dans de nombreuses INB.

Dans certains cas, ils peuvent conduire à un départ de feu ou à une explosion. Par exemple, un départ de feu peut résulter d'une mise en contact d'acide nitrique et de matières organiques (notamment la cellulose constitutive des chiffons servant aux opérations de décontamination), phénomène déjà observé dans des fûts de déchets; une explosion peut résulter d'un mélange à l'intérieur d'un réservoir d'effluents d'eau oxygénée concentrée et de matière organique (par exemple de l'huile de graissage) à la suite d'un transfert de liquide mal maîtrisé.

Ces risques sont connus des exploitants concernés; les situations accidentelles rencontrées résultent le plus souvent de défaillances organisationnelles (identification insuffisante des substances, procédures de transfert de liquides absentes, inadéquates ou non respectées, absence de contrôle, erreur humaine...).

**Aussi, le retour d'expérience de l'événement du 15 mai 2014 confirme l'importance qui doit être accordée par les exploitants, notamment lors de transferts de réactifs chimiques, à l'analyse des risques de mélange de produits incompatibles ainsi qu'à la mise en place de dispositions permettant de prévenir ces risques, en particulier par la réalisation de contrôles suffisants destinés à détecter une éventuelle non-conformité des produits à transférer avant tout transfert effectif.**

# 4



## Sujets transverses

Réexamen de sûreté de l'usine UP3-A  
de l'établissement AREVA NC de La Hague

Réexamen de sûreté de l'usine MELOX

Réexamen de sûreté de la station de traitement  
des déchets solides du CEA/Cadarache

Réexamen de sûreté de la centrale Phénix

En France, les autorisations de création puis de mise en service des INB autres que les REP sont données sans limitation de durée. La réglementation (code de l'environnement) prévoit qu'un réexamen de la sûreté de ces installations doit être effectué tous les dix ans, pouvant conduire l'ASN, après analyse par l'IRSN du rapport transmis par l'exploitant, à émettre de nouvelles prescriptions pour la poursuite d'exploitation de l'installation concernée.

Un réexamen de sûreté vise à apprécier la conformité de l'INB aux règles qui lui sont applicables et à réévaluer sa sûreté en tenant compte, d'une part des évolutions des connaissances, de la réglementation ainsi que des pratiques de sûreté et de radioprotection en vigueur, d'autre part du retour d'expérience de son exploitation (dosimétrie, effluents, déchets, anomalies, incidents...) ainsi que de celui d'autres installations en France ou à l'étranger. L'exploitant transmet à l'ASN un rapport présentant les conclusions de son réexamen de sûreté et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées et pour améliorer la sûreté de l'installation.

Ce chapitre présente la synthèse et les principaux enseignements tirés de l'expertise menée par l'IRSN, en 2013 et en 2014, de quatre dossiers de réexamen de sûreté d'INB autres que les REP.



# Réexamen de sûreté de l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague

L'examen par l'IRSN du premier dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A de l'établissement AREVA NC de La Hague est caractérisé par une approche thématique reprenant les grands sujets de ce dossier (démarche de réexamen, retour d'expérience, opérations de transport interne, conformité/vieillesse et maintenance, mise à jour des analyses de sûreté). Cette approche, retenue compte tenu de la taille de l'usine et de la diversité des opérations qui y sont réalisées, constitue une spécificité de ce réexamen de sûreté.

## Contexte

L'usine UP3-A (INB n° 116) de l'établissement AREVA NC de La Hague (figure 4.1) a pour fonction principale le traitement d'assemblages combustibles irradiés ou de matières nucléaires. Elle comprend une quinzaine d'ateliers dans lesquels sont effectuées les opérations de réception, d'entreposage (figure 4.2) et de traitement des

assemblages combustibles irradiés, ainsi que le conditionnement des matières extraites (uranium et plutonium) et des déchets issus de ce traitement.

Les ateliers de l'usine UP3-A ont été mis en service progressivement entre 1986 et 2013; ils représentent une cinquantaine de bâtiments renfermant environ 4 500 salles ou cellules, dont 1 900 de « haute ou très haute activité radiologique ». Un grand nombre de procédés mécaniques et chimiques y sont mis en œuvre.



Figure 4.1  
Vue aérienne de l'établissement AREVA NC de La Hague



Figure 4.2  
Vue d'une des piscines d'entreposage de combustibles usés de l'établissement de La Hague

## FOCUS

### Les réexamens de sûreté

La loi TSN du 13 juin 2006 dispose que « l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales... Les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans<sup>1</sup>. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient. »

Un dossier de réexamen de sûreté comporte deux grandes parties :

- ▶ un examen de conformité de l'installation à son référentiel de sûreté\* et à la réglementation applicables : cet examen vise à s'assurer que les évolutions de l'installation et de ses conditions d'exploitation, dues notamment à des modifications, à l'obsolescence ou au vieillissement des équipements et des bâtiments, ainsi que les évolutions de son environnement, ne remettent pas en cause la démonstration de sûreté exposée dans ses documents de conception et d'exploitation ;
- ▶ une réévaluation de la sûreté de l'installation

au regard du retour d'expérience, des nouvelles connaissances disponibles ainsi que des dernières réglementations et pratiques de sûreté et de radioprotection en vigueur.

Dans le cadre de ses missions d'appui technique de l'ASN, l'IRSN évalue les dossiers de réexamen de sûreté des INB soumis par les exploitants. Dans les dix dernières années, l'IRSN a examiné plus d'une quinzaine de dossiers de réexamen de sûreté concernant des INB autres que les REP.

\* Le référentiel de sûreté d'une INB se compose en particulier de son décret d'autorisation, de son rapport de sûreté, de ses règles générales d'exploitation, des autorisations délivrées par l'ASN, de son étude déchets, de son plan d'urgence interne et des autorisations de rejets la concernant.

1. Le principe d'un réexamen de sûreté des INB tous les dix ans a depuis été établi dans l'article L.593-18 du code de l'environnement.



**Du fait de la taille de l'INB n° 116 et de la diversité des opérations qui y sont réalisées, l'IRSN a examiné le dossier de réexamen de sûreté de cette INB selon une approche thématique reprenant les grands sujets de ce dossier.**



**L'évaluation initiale des méthodes retenues par l'exploitant pour le réexamen de sûreté de l'INB n° 116 a mis en évidence des lacunes concernant, en particulier, l'examen de conformité et la vérification de la maîtrise du vieillissement.**

**2.** Le terme de colis désigne l'ensemble constitué par les substances radioactives transportées et par l'emballage de transport qui les contient.



**Figure 4.3**  
Télémanipulateurs dans l'atelier de décontamination AD2 de l'usine UP3-A

© P. LESAGE/AREVA

Les matières traitées et les déchets générés sont transférés entre les différents ateliers et INB de l'établissement de La Hague ; certains de ces transferts sont réalisés à l'aide de systèmes de transport interne, spécifiques à l'établissement. En avril 2010, AREVA NC a transmis à l'ASN un dossier de réexamen de la sûreté de l'usine UP3-A (figure 4.3) ; il s'agissait du premier réexamen de sûreté de cette usine depuis sa mise en service.

Du fait de la taille de l'INB n° 116 et de la diversité des opérations qui y sont réalisées, l'IRSN a examiné le dossier de réexamen de sûreté de cette INB selon une approche thématique reprenant les grands sujets de ce dossier (démarche de réexamen, retour d'expérience, opérations de transport interne, conformité/vieillessement et maintenance, mise à jour des analyses de sûreté).

Cet examen s'est déroulé entre mi-2012 et début 2015 ; il a conduit à six réunions du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) associé, lorsque nécessaire, au groupe permanent d'experts pour les transports (GPT) ; au cours de ces réunions l'IRSN a présenté les conclusions de l'examen thématique qu'il a réalisé.

#### **Principaux enseignements tirés de l'évaluation réalisée par l'IRSN**

L'évaluation initiale des méthodes retenues par l'exploitant pour le réexamen de sûreté de l'INB n° 116 a mis en évidence des lacunes concernant, en particulier, l'examen de conformité et la vérification de la maîtrise du vieillissement. Ceci a conduit l'exploitant

à apporter des compléments à son dossier de réexamen de sûreté, pris en compte au cours de l'examen mené par l'IRSN.

Le retour d'expérience établi par l'exploitant a permis de conclure au caractère globalement satisfaisant du fonctionnement des procédés et des dispositions de sûreté définies dans le référentiel de sûreté de l'INB n° 116.

**Toutefois, l'IRSN a estimé que l'exploitant devait encore compléter et mieux formaliser son processus de revue et d'analyse périodique du retour d'expérience.**

Cette conclusion concerne, d'une part les procédés, leurs modifications et les actions d'amélioration envisageables au regard notamment des évolutions technologiques, d'autre part les dispositions de maîtrise des risques (retour d'expérience des événements survenus dans l'INB n° 116, retour d'expérience des exercices – passage en sauvegarde, incendie... – ayant concerné l'INB et retour d'expérience d'autres installations ayant des activités comparables...).

L'expertise par l'IRSN des opérations de transport interne a concerné plus particulièrement cinq systèmes de transport, dont les systèmes « Navette » et « Hermès-Mercure » utilisés dans l'établissement AREVA NC de La Hague pour transporter des déchets de procédé. Cette expertise a notamment montré que les colis<sup>2</sup> utilisés ne répondaient pas à toutes les exigences de sûreté attendues pour des transports

#### **Quels déchets radioactifs sont transportés dans les systèmes de transport « Hermès-Mercure » et « Navette » ?**

Les transports internes à l'intérieur de l'établissement AREVA NC de La Hague concernent essentiellement les déchets de procédé et les déchets technologiques. Les systèmes de transport « Hermès-Mercure » transportent les déchets de structure (morceaux de gaine de combustible et embouts d'assemblages combustibles) avant compactage ; les systèmes de transport « Navette » (figure 4.4) transportent les déchets vitrifiés et les déchets compactés entre les ateliers dans lesquels ils sont produits et entreposés et les ateliers permettant leur retour aux clients.



**Figure 4.4**  
Navette de transport des déchets vitrifiés

© P. LESAGE/AREVA



**Pour l'IRSN, la sûreté des transports doit reposer en premier lieu sur la conception des modèles de colis.**

de substances radioactives dans l'établissement. En particulier, l'exploitant n'a pas apporté une démonstration suffisante que le dimensionnement de ces colis tenait compte de l'ensemble des scénarios incidentels et accidentels (chocs, incendie...) envisageables dans l'établissement ainsi que du retour d'expérience d'événements tels que le **heur d'un mur d'un sas camion par un engin de transport** en 2010.

**L'IRSN a ainsi estimé que les mesures compensatoires organisationnelles** (voies dédiées, limitations de vitesse...) visant à réduire les risques associés aux opérations de transport interne, mises en œuvre par l'exploitant ces dernières années, **ne pouvaient pas suffire, à elles seules, à garantir le niveau de sûreté recherché pour ces colis. En effet, pour l'IRSN, la sûreté des transports doit reposer en premier lieu sur la conception des modèles de colis.** Dans ce cadre, l'exploitant s'est engagé à mettre en œuvre des mesures visant à



**L'examen de conformité a fait apparaître une corrosion nettement plus importante que celle prévue à la conception pour les évaporateurs de concentration de solutions de produits de fission.**

améliorer le niveau de sûreté des dispositifs de transport interne. La démarche mise en œuvre par l'exploitant pour **l'examen de conformité et la vérification de la maîtrise du vieillissement** a permis de tirer des enseignements sur l'état des bâtiments et des équipements et de définir des plans d'amélioration (par exemple la remise à niveau d'ancrages d'équipements d'alimentation électrique qui s'étaient dégradés au fil du temps).

L'IRSN a considéré que le travail effectué était globalement satisfaisant, mais **a estimé que, au plan de la méthode, l'exploitant devait encore améliorer la justification de la représentativité des équipements « témoins » examinés, en s'assurant qu'ils permettent de couvrir l'ensemble des équipements participant à la démonstration de sûreté.**

L'expertise par l'IRSN de la **réévaluation de sûreté** de l'INB n° 116 a permis de conclure que **les dispositions de maîtrise des risques retenues**

**apparaissaient globalement satisfaisantes, moyennant quelques améliorations.**

**Pour l'IRSN, deux points majeurs d'amélioration devront être traités dans les prochaines années :**

► **la corrosion nettement plus importante que celle prévue à la conception pour les évaporateurs de concentration de produits de fission** (évaporateurs PF – figure 4.5), **détectée lors de l'examen de conformité :** compte tenu des conséquences potentielles du percement de ces évaporateurs, pouvant conduire à la dissémination de matières radiotoxiques et irradiantes, l'exploitant s'est engagé à effectuer un suivi annuel de leur épaisseur et à compléter la démonstration de la maîtrise des conséquences d'un percement qui affecterait un évaporateur ;

► **l'analyse des risques liés à l'incendie, qui ne porte pas sur l'ensemble des équipements nécessaires au maintien des fonctions de sûreté**



**Quel événement « transport » en février 2010 dans l'établissement AREVA NC de La Hague ?**

Le 10 février 2010, sur le site AREVA NC de La Hague, un véhicule de transport vide (d'une masse d'environ 30 tonnes), en cours de positionnement dans un sas camion de l'atelier NPH (usine UP2-800) en vue d'une opération de chargement de conteneurs de déchets vitrifiés, a heurté le mur situé au fond du sas. Le choc a provoqué l'ouverture d'une brèche d'environ 3 m sur 2 m dans le mur séparant le sas de la salle adjacente classée en zone contrôlée.

**Figure 4.5**  
Évaporateur PF de l'atelier T2 de l'usine UP3-A



**Quelle démarche suivie par l'exploitant de l'INB n° 116 pour l'examen de conformité et la vérification de la maîtrise du vieillissement ?**

L'exploitant a notamment effectué un examen approfondi d'un certain nombre d'équipements, dits « témoins », qu'il considère représentatifs de familles d'équipements. La sélection de ces équipements a été effectuée de manière à couvrir l'ensemble des exigences de sûreté ainsi que l'ensemble des familles technologiques d'équipements (par exemple les pompes, les circuits, les surpresseurs, les capteurs et équipements électriques...), des conditions de fonctionnement et des mécanismes d'endommagement identifiés.

L'examen de chacun des équipements « témoins » a

consisté à réaliser un état des lieux des référentiels et des pratiques. Dans ce cadre, le respect des exigences définies pour l'équipement pour sa conception, sa maintenance, sa surveillance, les contrôles périodiques et l'approvisionnement a été examiné. Les conditions de maîtrise du vieillissement de l'équipement et les résultats de l'examen de conformité ont été analysés et, si nécessaire, des plans d'actions pour l'équipement concerné et, en cas de défaut à caractère générique, pour les autres équipements de sa famille, ont été définis.



**Figure 4.6**  
Exemple d'équipements redondants : les pompes des circuits de refroidissement des cuves de produits de fission

et n'était pas suffisante pour démontrer, en particulier, qu'un incendie n'est pas susceptible de conduire à la perte d'une telle fonction par la défaillance simultanée des équipements assurant la fonction (par exemple, la perte de la pompe d'un circuit et celle de la seconde pompe prévue pour le cas de défaillance de la première – figure 4.6). Aussi, pour l'IRSN, des éléments de justification relatifs à la démarche et aux critères retenus pour définir les dispositions de protection contre l'incendie doivent encore être apportés par l'exploitant et la démonstration de maîtrise des risques liés à l'incendie est à compléter.

En conclusion, le plan d'actions établi en 2010 par l'exploitant pour améliorer la sûreté de l'usine UP3-A au regard des résultats du réexamen de sûreté tel que présenté dans le dossier initial de l'exploitant a été significativement complété pour tenir compte des échanges intervenus, d'une part dans le cadre de l'instruction du dossier par l'IRSN, d'autre part au cours des six réunions du GPU; ces réunions se sont notamment conclues par des demandes particulières adressées par l'ASN à AREVA NC. À cet égard, une bonne part des engagements pris par l'exploitant au cours de l'instruction du dossier pour combler les lacunes ou insuffisances présentées par son dossier initial de réexamen de sûreté ont d'ores et déjà été suivis d'effet, mais un travail important reste à

réaliser pour respecter la totalité des engagements pris; ceci fera l'objet d'un suivi de l'IRSN dans les années à venir.

**Au final, l'IRSN a estimé que le réexamen de sûreté effectué ne conduisait pas à remettre en cause la poursuite de l'exploitation de l'INB n° 116 jusqu'à son prochain réexamen de sûreté, sous réserve du respect des engagements pris par l'exploitant et des demandes particulières résultant de son évaluation.** Il a également noté que le futur réexamen de sûreté de l'usine UP2-800 (INB n° 117), dont le rapport devrait être transmis par l'exploitant à l'ASN fin 2015, devrait profiter du retour d'expérience du réexamen de sûreté de l'usine UP3-A.



# Réexamen de sûreté de l'usine MELOX

L'évaluation du premier dossier de réexamen de sûreté de l'usine MELOX par l'IRSN a particulièrement concerné le retour d'expérience de l'exploitation de l'usine. Les évolutions prévues dans les dix ans à venir, concernant les postes de production et le procédé, les matières mises en œuvre, les produits élaborés et leur conditionnement, ont également été considérées, particulièrement pour la réévaluation de la sûreté de l'usine.

## Contexte

L'usine MELOX (INB n° 151) a pour activité la fabrication d'assemblages combustibles (figure 4.7) à base d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium (combustibles MOX destinés aux REP).

Cette usine, dont la création a été autorisée en mai 1990 et qui a démarré en 1995, a fait l'objet d'une évaluation de sûreté en 2000 afin que soit prononcée, conformément à la réglementation, sa mise en service. Deux augmentations de sa capacité de production ont ensuite été autorisées successivement, en 2003 et en 2007. Des évolutions importantes sont prévues dans les dix ans à venir pour améliorer la flexibilité de l'usine et l'adapter aux évolutions des combustibles à produire.

En mai 2013, l'IRSN a présenté les conclusions de son évaluation du dossier de réexamen de sûreté de l'usine MELOX devant le groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU), placé auprès de l'ASN.



Figure 4.7  
Vue d'un assemblage combustible MOX

## Principaux enseignements tirés de l'évaluation réalisée par l'IRSN

L'examen du retour d'expérience de l'exploitation de l'usine MELOX a montré une bonne maîtrise des risques par l'exploitant et de faibles rejets d'effluents dans l'environnement en fonctionnement normal. Toutefois, trois axes d'amélioration ont été relevés par l'IRSN :

- › l'optimisation, au sens de la radioprotection, des postes de travail, qui doit être poursuivie

afin de limiter l'augmentation de l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs, résultant de l'augmentation du tonnage produit et de l'évolution des caractéristiques radiologiques des matières mises en œuvre ;

- › la réduction du nombre de ruptures de confinement de la première barrière de confinement, constituée principalement par les « boîtes à gants » (figure 4.8), même si ce nombre est en diminution depuis 2006 et que le nombre de cas ayant conduit à une dose engagée interne reste limité: l'IRSN a estimé qu'un suivi et une analyse particulière de chaque événement de ce type doivent être menés par l'exploitant ;
- › la prévention des risques de criticité, pour laquelle l'exploitant, à la suite de la survenue d'un nombre important d'événements significatifs, a mis en œuvre un plan d'améliorations spécifique: pour l'IRSN, la prévention de ces risques doit être renforcée en particulier pour ce qui concerne la fiabilisation du suivi des masses de matières fissiles présentes dans l'usine, suivi qui est réalisé à l'aide de systèmes informatiques.



L'examen du retour d'expérience de l'exploitation de l'usine MELOX a montré que l'optimisation de l'exposition des personnels aux rayonnements ionisants et l'amélioration de la prévention des risques de criticité devaient être poursuivies.



Figure 4.8  
Postes de travail et « boîtes à gants » dans l'usine MELOX



Les contrôles réalisés par l'exploitant dans le cadre de l'examen de conformité permettent d'avoir une bonne vision de l'état actuel de l'INB et conduisent à un nombre limité de non-conformités.

Pour l'examen de conformité, l'exploitant s'est fondé notamment sur les contrôles réalisés en exploitation et sur des contrôles réalisés spécifiquement pour cet examen, qui permettent d'avoir une bonne vision de l'état actuel de l'INB et conduisent à un nombre limité de non-conformités. L'IRSN a notamment souligné la qualité de l'examen de conformité portant sur l'ensemble des dispositions de maîtrise des risques de criticité, particulièrement sur les systèmes assurant le suivi des matières fissiles et sur l'évaluation des incertitudes sur la masse de matière fissile résiduelle aux postes de travail. Pour ce qui concerne l'état des ouvrages en béton armé, un important travail de contrôle a été réalisé, qui a notamment conduit l'exploitant à réparer ou à mettre en place un suivi des désordres locaux constatés.

La réévaluation de sûreté réalisée a permis à l'exploitant d'identifier et de définir de nombreuses actions d'amélioration de la maîtrise des risques. Ce plan d'actions a été complété par les engagements pris par AREVA NC à l'issue de l'examen du dossier par l'IRSN. Pour

l'Institut, il est important que, notamment dans la perspective des évolutions prévues dans les dix ans à venir, l'exploitant poursuive sa démarche d'optimisation concernant la radioprotection des travailleurs, en améliorant les protections individuelles, notamment des extrémités (mains), et les protections collectives (écrans assurant une protection radiologique...), ainsi que sa démarche d'amélioration destinée à réduire les risques de rupture de confinement.

En conclusion, de l'évaluation du dossier de réexamen de sûreté, l'IRSN a conclu à une maîtrise correcte par l'exploitant des risques et des inconvénients (rejets d'effluents, gestion des déchets...) liés à l'exploitation de l'usine MELOX. Toutefois, il a estimé que l'exploitant devait présenter sa stratégie visant à maîtriser l'exposition aux rayonnements ionisants aux postes de travail en tenant compte de l'évolution des matières mises en œuvre (tonnage, teneur en plutonium et composition isotopique du plutonium). Sur la base des résultats de cette évaluation, l'exploitant a

pris un nombre important d'engagements pour améliorer la sûreté de son installation et, en complément, le groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) a retenu deux recommandations relatives à la détection des accidents de criticité et à la maîtrise des risques d'incendie.

In fine, l'ASN a encadré par la décision 2014-DC-0440 en date du 15 juillet 2014, la poursuite du fonctionnement de l'INB n° 151 par treize prescriptions relatives à :

- l'optimisation des doses reçues par les personnels dans l'usine MELOX;
- la mise en place d'une démarche permettant d'anticiper et d'éviter les dépassements d'objectifs de dose en cohérence avec le suivi dosimétrique opérationnel;
- la prévention et la lutte contre les incendies;
- l'amélioration de la détection des foyers d'accident de criticité à cinétique lente;
- la mise à jour de l'analyse des risques de criticité;
- la surveillance de l'environnement;
- la surveillance des prestataires.

### Quel examen de conformité pour l'usine MELOX ?

Dans le cadre de l'examen de conformité, l'exploitant de l'usine MELOX a vérifié la conformité, d'une part de l'usine aux exigences de conception, d'autre part des pratiques d'exploitation au référentiel de sûreté applicable à l'usine. La méthode mise en œuvre est fondée sur l'examen des équipements importants pour la sûreté (EIS)\* et le respect des exigences de sûreté qui leur sont associées.

Pour chaque équipement, l'exploitant a analysé les phénomènes de vieillissement et d'obsolescence possible en tenant compte des modifications intervenues sur l'équipement ou sur ses conditions d'exploitation et a examiné, le cas échéant, le caractère suffisant de son programme de maintenance.

Les équipements concernés ont été :

- les équipements participant au confinement des matières (bâtiments, parois des locaux, portes...) : l'exploitant a notamment effectué un travail important de contrôle portant sur le diagnostic physique de l'état des ouvrages en béton armé pour 220 locaux des bâtiments abritant les postes de production et 60 locaux du bâtiment dédié au traitement des déchets et des rebuts de fabrication;
- les équipements mécaniques classés EIS contribuant à la réalisation des fonctions importantes pour la sûreté (FIS)\* de confinement des matières radioactives, de prévention des risques de criticité et de limitation de l'exposition aux rayonnements ionisants;

- les équipements de ventilation et les systèmes de refroidissement participant aux fonctions de sûreté de confinement statique et dynamique, et d'évacuation de la puissance thermique;
- les équipements électriques et de contrôle-commande classés EIS participant aux fonctions de sûreté de confinement des matières radioactives et à la limitation de l'exposition aux rayonnements ionisants;
- les équipements et dispositions participant à la maîtrise des risques de criticité et à la maîtrise des caractéristiques des matières entrantes et des produits mis en œuvre, ainsi que les dispositifs d'identification des conteneurs.

Pour ce qui concerne les pratiques d'exploitation,

l'exploitant a vérifié l'exhaustivité de la déclinaison des exigences de sûreté dans les documents d'exploitation ainsi que la maîtrise sur le terrain de ces exigences.

À cet égard, l'analyse des risques liés aux facteurs organisationnels et humains pour les « activités sensibles » ainsi que l'analyse menée dans le cadre du projet d'amélioration de la prévention des risques de criticité (APRC), dont l'objectif est d'améliorer, dans le cadre du référentiel de sûreté applicable, la robustesse des pratiques et la fiabilité des équipements qui participent à la prévention des risques de criticité, ont également permis à l'exploitant de proposer des axes d'amélioration.

\* La notion d'EIS a été « remplacée » par celle d'« élément important pour la protection » (EIP) – Cf. chapitre V du titre 2 de [l'arrêté du 7 février 2012](#).



# Réexamen de sûreté de la station de traitement des déchets solides du CEA/Cadarache

L'évaluation du dossier de réexamen de sûreté de la station de traitement des déchets solides (STD) de l'INB n° 37 par l'IRSN a tenu compte des travaux de rénovation de l'installation que le CEA prévoit de réaliser, dans l'objectif de pérenniser son exploitation, en améliorant notamment le comportement mécanique des structures de l'installation en cas de séisme.

## Contexte

La station de traitement des déchets solides (STD) de l'INB n° 37<sup>3</sup>, exploitée par le CEA sur le site de Cadarache, a pour mission de compacter et de conditionner des déchets solides radioactifs de moyenne activité à vie longue (déchets MA-VL) en provenance de différents producteurs (site CEA de Cadarache, site CEA de Fontenay-aux-Roses...), en vue de leur entreposage dans l'installation CEDRA, également exploitée par le CEA sur le site de Cadarache, dans l'attente d'un futur centre de stockage géologique.

Le dossier de réexamen de sûreté de la STD a été transmis par l'exploitant, en 2012.

Compte tenu des insuffisances de comportement de l'installation actuelle, notamment en cas de séisme, et dans l'objectif de pérenniser son exploitation, le CEA prévoit des travaux de rénovation de l'installation. Dans ce cadre, il prévoit de renforcer les structures de génie civil, de démonter les équipements à l'arrêt et de réaménager les bâtiments.

L'IRSN a examiné ce dossier et présenté ses conclusions devant le groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) en 2014.

## Principaux enseignements tirés de l'évaluation par l'IRSN

L'examen du retour d'expérience d'exploitation de l'INB a montré que les dispositions prévues dans le référentiel de sûreté (alarmes, observations individuelles en poste, contrôles programmés, etc.) sont efficaces dans la mesure où elles ont permis de détecter la majorité des événements survenus dans

l'installation. L'IRSN a toutefois souligné l'importance des dispositions d'essais, de contrôle et de maintenance nécessaires pour assurer la pérennité de la qualification des éléments importants pour la sûreté, ce qui nécessitera une vigilance particulière du CEA dans le cadre des requalifications d'équipements à mener après les travaux de rénovation prévus.

À ce sujet, l'IRSN a estimé que le CEA devait s'assurer que les contrôles et essais périodiques (CEP) réalisés permettent de vérifier la capacité des éléments ou des systèmes testés à respecter les exigences de sûreté.

Les contrôles réalisés par le CEA dans le cadre de l'examen de conformité ont permis d'appréhender de manière convenable l'état actuel de l'INB n° 37. Le diagnostic visuel supplémentaire, prévu dans le cadre de l'élaboration du

futur rapport préliminaire de sûreté de la STD rénovée, permettra de compléter cet examen notamment pour ce qui concerne le comportement de la charpente métallique du bâtiment. Concernant les écarts identifiés, la remise en conformité de l'installation fait l'objet d'un plan d'actions complété par des engagements pris par le CEA en fin d'instruction.

Lors de l'examen de la réévaluation de sûreté, l'IRSN a souligné qu'un élément prépondérant de la démonstration de sûreté concernant en particulier les risques d'incendie, d'explosion et de criticité était la conformité des déchets à leurs spécifications d'acceptation dans l'installation.

À cet égard, l'IRSN a noté que le respect de certaines des restrictions ou interdictions liées à la prévention des risques d'explosion et mentionnées dans la spécification

## Quel contenu pour le dossier de réexamen de sûreté de la STD de l'INB 37 ?

Le dossier de réexamen de sûreté de l'INB n° 37/STD comprend notamment les notes d'études relatives à l'examen de conformité de l'installation, les notes d'études relatives à la réévaluation de la sûreté de l'installation ainsi que les options de sûreté retenues pour le projet de rénovation de l'installation en vue de sa pérennisation. Sur la base des conclusions de l'examen de conformité et de la réévaluation de sûreté réalisés, le CEA a également transmis un plan d'actions pour pallier les écarts identifiés.



Le dossier de réexamen de sûreté de la station de traitement des déchets solides exploitée par le CEA sur le site de Cadarache a été transmis par l'exploitant, dans le but d'obtenir l'autorisation de poursuivre l'exploitation de cette installation.

## Quelles dispositions pour vérifier la conformité des déchets à la spécification d'admission lors de leur réception dans la STD de l'INB n° 37 ?

La conformité des déchets à la spécification d'admission repose essentiellement sur des contrôles par rayons X (figure 4.9) lors de la réception des colis de déchets faiblement irradiants et sur des visites techniques de surveillance des producteurs de déchets, renforcés par le rôle du correspondant déchets en tant que responsable de l'application des directives relatives à la gestion des déchets.

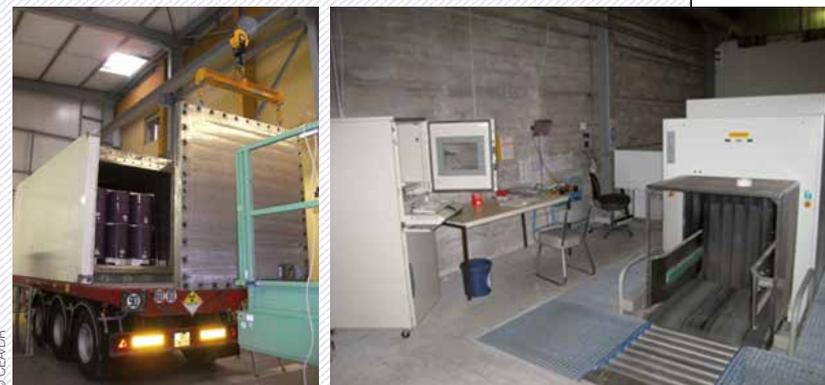


Figure 4.9  
Arrivée de colis faiblement irradiants dans la STD de l'INB n° 37 (photo de gauche) et appareillage de mesure « rayons X » associé (photo de droite)

3. L'INB n° 37 du CEA/Cadarache comporte une station de traitement des déchets solides (STD) et une station de traitement des effluents liquides (STE) actuellement à l'arrêt.



**L'IRSN a conclu que l'exploitant devait mettre en place, dans les meilleurs délais, une stratégie renforcée de contrôle des fûts de déchets réceptionnés à l'égard des risques d'explosion.**

de prise en charge des déchets ne faisait pas l'objet de contrôles à leur arrivée dans l'installation. En particulier, les deux points suivants ont été relevés :

- concernant la surface des déchets en aluminium présents dans les colis de déchets, le retour d'expérience met en évidence un phénomène de dégagement d'hydrogène lors de l'injection, dans les colis, du mortier servant à bloquer les déchets, ce qui est susceptible de conduire à une atmosphère explosive; ce phénomène a également été rencontré dans d'autres installations, en particulier à l'atelier de conditionnement des déchets solides du CEA à Marcoule (8 incidents de 1998 à 2010 liés au déclenchement de l'alarme de l'explosimètre de contrôle de l'atmosphère de l'enceinte de la presse lors du compactage de fûts). La principale mesure retenue par l'exploitant pour limiter ce phénomène consiste à limiter la surface d'aluminium dans la spécification d'acceptation des déchets;
- concernant les colis contenant des copeaux de zinc, le retour d'expérience met également en évidence un phénomène

de dégagement d'hydrogène. À cet égard, un événement survenu dans la STD d'AREVA à Pierrelatte, en juin 2012, a entraîné l'éjection du couvercle d'un fût de déchets, du fait de la production d'hydrogène. Cet événement était dû à la présence, dans le fût, de poussières de peinture au zinc issues de grenailage. Compte tenu de ce risque de formation d'hydrogène, la spécification d'acceptation des déchets dans la STD de l'INB n° 37 stipule que les copeaux de manganèse, de zinc et d'uranium sont des matériaux interdits.

L'IRSN a également noté que la réception des déchets dans la STD de l'INB n° 37 est autorisée principalement sur la base de la fiche de suivi et de la description des fûts établies par le producteur des déchets.

**L'IRSN a conclu que le CEA devait mettre en place, dans les meilleurs délais, une stratégie renforcée de contrôle des fûts à l'égard des risques d'explosion, liés en particulier à la présence d'aluminium ou de zinc.**

Par ailleurs, l'IRSN a examiné le caractère « enveloppe » des scénarios d'incendie retenus par l'exploitant pour étudier la stabilité au feu des structures des bâtiments assurant la dernière barrière de confinement.

Ces scénarios considèrent différents types de foyers, ainsi que différentes **durées de feu** associées, liés en particulier à la présence d'armoires électriques (figure 4.10) ou de chariots automoteurs (figure 4.11) de manutention dans l'installation.

Pour l'IRSN, les durées de feu retenues par l'exploitant n'apparaissent pas « enveloppes » des durées observées lors d'essais de feu concernant ces équipements menés par l'IRSN.

**Aussi, l'IRSN a conclu que le CEA devait vérifier, dans un délai d'un an, que la stabilité au feu de l'installation est assurée pour des durées de feu plus longues que celles qu'il avait retenues représentatives d'un incendie d'armoire électrique ou de chariot automoteur de manutention.**

En conclusion, l'IRSN a estimé que les dispositions de sûreté mises en œuvre par l'exploitant, ainsi que le plan d'actions, transmis dans le cadre du réexamen de sûreté, intégrant les mesures compensatoires d'exploitation de l'installation prévues dans l'attente de la mise en service de la STD rénovée, étaient globalement convenables, sous réserve du respect des engagements pris par l'exploitant concernant la mise en œuvre de ce plan d'actions.

L'IRSN a par ailleurs conclu que les options de sûreté retenues par le CEA pour l'INB rénovée devraient conduire à une amélioration significative de la sûreté des opérations qui y sont menées.

Sur cette base, le GPU a estimé que l'exploitation de la STD pouvait être poursuivie pour une durée limitée, dans l'attente de sa rénovation; il a recommandé que toutes dispositions soient prises par le CEA pour le respect des échéances d'amélioration annoncées.

#### Quelles durées de feu d'armoire électrique et de chariot automoteur observées lors des essais de feu menés par l'IRSN ?

Lors des essais de feux menés par l'IRSN, les durées totales de feu observées ont été :

- comprises entre 30 minutes et plus de 2 heures pour les armoires électriques (figure 4.10);
- de l'ordre de 45 minutes pour les chariots automoteurs (figure 4.11).

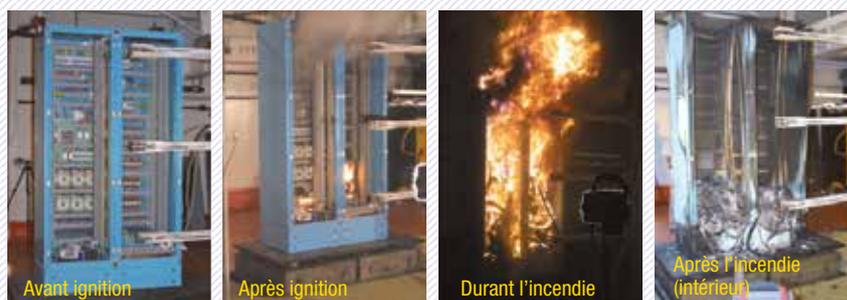


Figure 4.10  
Essais de feu d'armoire électrique



Figure 4.11  
Essais de feu de chariot automoteur



# Réexamen de sûreté de la centrale Phénix

Le réexamen de sûreté de la centrale Phénix a été réalisé par l'exploitant dans un contexte particulier dans la mesure où il a été effectué avec la perspective des futures opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'installation pour lesquelles l'exploitant a concomitamment déposé un dossier de demande d'autorisation. L'IRSN a mené de manière conjointe l'examen de ces deux dossiers et a présenté son rapport d'expertise lors d'une réunion du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines (GPU) à laquelle ont été associés des membres de trois autres groupes permanents d'experts.

## Contexte

**A**utorisée par le décret de création du 31 décembre 1969, la centrale Phénix (INB n° 71 - figure 4.12), exploitée par le CEA sur le site de Marcoule, a été couplée au réseau de transport d'électricité en 1973. La production d'électricité a définitivement cessé en mars 2009. Le fonctionnement « divergé » du réacteur a été ponctuellement poursuivi jusqu'au 1<sup>er</sup> février 2010



© CEA/PHÉNIX

**Figure 4.12**  
Vue aérienne de la centrale Phénix, arrêtée définitivement en 2010

## FOCUS

### Les étapes du démantèlement de la centrale Phénix

Le CEA a retenu une stratégie de démantèlement immédiat de la centrale Phénix et s'est appuyé sur le retour d'expérience récent de projets de démantèlement analogues en France ou à l'étranger. Le choix de cette stratégie permet au CEA de bénéficier de l'expérience du personnel d'exploitation encore présent. L'IRSN souligne à cet égard l'important travail réalisé par le CEA pour mener au mieux la transition entre les phases de fonctionnement et de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de la centrale. La stratégie de démantèlement d'une installation vise à atteindre un état final prédéfini ; à cet égard, l'état final visé par le CEA pour l'installation Phénix à l'issue des opérations de démantèlement comprend la conservation, après leur assainissement, des cinq bâtiments principaux de la centrale\* vidés des

infrastructures, des systèmes et des équipements qu'ils abritaient. Cet état final sera atteint à l'issue des principales étapes suivantes :

- les opérations de préparation à la mise à l'arrêt définitif de l'installation (OPMAD) : ces étapes, engagées en 2010, seront poursuivies après la publication du décret de MAD-DEM ; il s'agit principalement du retrait, puis de l'évacuation, des éléments combustibles du réacteur et des composants amovibles du réacteur (figure 4.13) ;
- le traitement du sodium, comprenant principalement les opérations suivantes :
  - ⚙️ l'épuration du sodium du circuit primaire par piégeage du césium provenant du fonctionnement du réacteur, l'hydrolyse du sodium dans la future installation dénommée NOAH et la neutralisation chimique de

la soude produite dans une installation dédiée (future installation INES), les effluents neutralisés étant ensuite rejetés, après contrôles, dans le Rhône ;

- ⚙️ le lavage d'objets sodés dans la future enceinte de lavage en actif (ELA) ;

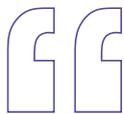
- ⚙️ l'entreposage de déchets sodés dans les futurs entreposages dénommés « EROS » ;
- le démantèlement des structures du bloc réacteur, y compris les opérations de traitement du sodium résiduel. À l'issue de l'ensemble de ces opérations, dont l'achèvement est prévu à l'horizon 2045, les infrastructures des installations NOAH et ELA, créées dans le périmètre de l'INB n° 71 pour les besoins du démantèlement à l'extérieur des bâtiments existants, seront déconstruites. Une fois les opérations d'assainissement réalisées, le CEA pourra demander l'autorisation de procéder à la radiation de l'INB n° 71 de la liste des INB.



© CEA/PHÉNIX

**Figure 4.13**  
Une OPMAD : le déchargement d'un gros composant amovible du bloc réacteur de la centrale Phénix

\* Il s'agit du bâtiment du réacteur, du bâtiment des manutentions, du bâtiment des annexes, du bâtiment des générateurs de vapeur et du bâtiment ayant accueilli l'installation de production d'électricité.



**L'IRSN a mené de manière conjointe l'instruction de la demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement ainsi que du rapport de réexamen de sûreté de la centrale Phénix.**



**Le plan d'actions du CEA associé au réexamen de sûreté doit être complété, notamment en vue d'achever l'examen de conformité de la centrale Phénix.**

pour des essais de « fin de vie », en réponse à des besoins d'études et de recherches.

Dès 2010, le CEA a engagé les premières opérations préparatoires à la mise à l'arrêt définitif de la centrale. En 2011 et en 2012, l'exploitant a transmis la demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD-DEM) ainsi que le rapport de réexamen de sûreté de la centrale Phénix, le CEA ayant avancé la date de ce réexamen<sup>4</sup>, qui a été réalisé dans la perspective des opérations de démantèlement de l'installation :

► le dossier de **demande d'autorisation de MAD-DEM** comprend notamment le rapport de sûreté de MAD-DEM, les règles générales de surveillance et d'entretien (RGSE), le plan d'urgence interne (PUI) et l'étude d'impact sur la population et l'environnement des opérations de MAD-DEM ;

► le rapport de réexamen de sûreté comprend un examen

de la conformité de l'installation à son référentiel de sûreté et aux exigences qui lui sont applicables, en tenant compte de l'arrêt du fonctionnement du réacteur et du démantèlement à venir, ainsi qu'une réévaluation de la sûreté de l'installation à la lumière des standards de sûreté et de la réglementation actuels ; il comprend également une analyse du retour d'expérience des événements survenus dans l'installation, ainsi qu'un plan d'actions d'amélioration découlant des conclusions du réexamen de sûreté.

L'IRSN a mené de manière conjointe l'instruction de ces deux dossiers et a présenté, en novembre 2014, son rapport d'expertise au GPU, ainsi qu'à des membres des groupes permanents d'experts pour les déchets (GPD), pour les réacteurs nucléaires (GPR) et pour la radioprotection des travailleurs (autres

que les professionnels de santé), la radioprotection du public ainsi que dans le domaine de l'environnement (GPRADE).

### **Principaux enseignements tirés de l'évaluation réalisée par l'IRSN**

L'**examen de conformité** de la centrale Phénix a plus particulièrement concerné :

► l'état des structures de génie civil : sur ce sujet, l'IRSN a relevé que le CEA n'avait pas procédé à des contrôles permettant de vérifier la largeur des joints entre les bâtiments, qui garantissent l'absence d'interaction entre ces derniers en cas de séisme ; de même, les têtes des câbles de précontrainte, qui maintiennent entre eux les panneaux de façade et les poteaux du bâtiment réacteur, n'avaient pas été contrôlées. Aussi, l'IRSN a estimé que la mise en œuvre du plan d'actions établi par l'exploitant pour pallier ces manques devait être achevée dans les meilleurs délais ;

► les **équipements de levage et de manutention** qui, dans le cadre des opérations préparatoires à la mise à l'arrêt définitif et des opérations de démantèlement, continueront d'être exploités dans des conditions similaires à celles en vigueur lors de l'exploitation de la centrale Phénix : l'examen de conformité a conclu au bon état général de ces équipements et à l'absence de signe de vieillissement particulier et a permis d'identifier les actions correctives à apporter concernant notamment les fixations des voies de roulement.

À la suite de l'examen du dossier de **réévaluation de sûreté**, l'IRSN a conclu au caractère globalement convenable des dispositions techniques et organisationnelles déjà mises en œuvre par le CEA pour la maîtrise des risques et des inconvénients présentés par l'installation Phénix aussi bien dans sa configuration actuelle<sup>5</sup> que pour les futures opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

#### **Qu'est-ce qu'une demande d'autorisation de MAD-DEM ?**

La demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD-DEM) est constituée de plusieurs documents (rapport de sûreté, étude d'impact...). L'objectif de ces documents est de montrer que les dispositions techniques, organisationnelles et humaines retenues pour les futures opérations de MAD-DEM permettent d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, un niveau de risques et d'inconvénients aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables.

Pour ce qui concerne l'installation Phénix, au-delà des questions habituellement traitées pour ce type d'opérations de démantèlement (radioprotection des travailleurs, du public et de l'environnement, risques de dispersion de substances dangereuses lors du démantèlement, risques d'incendie...), le démantèlement se caractérise par la nécessité de traiter une grande quantité de sodium.

#### **Quel examen de conformité des équipements de levage et de manutention de la centrale Phénix ?**

Le programme d'examen de conformité des équipements de levage et de manutention défini par le CEA a visé en particulier à vérifier :

- l'état des soudures ;
- l'état des voies de roulement ;
- le bon serrage des assemblages boulonnés.

Cet examen, réalisé en complément des contrôles réglementaires applicables aux appareils et équipements de manutention, a ainsi permis de contrôler les éléments structuraux des ponts (soudures, éléments de liaison, rails, poutres).

Il a porté sur les équipements de manutention comprenant des matériels importants pour la sûreté (freins, instrumentation, dispositifs limitant les mouvements de l'appareil de levage et de la charge, treuils) qui seront utilisés dans l'installation tant pour les opérations liées au fonctionnement actuel de la centrale (opérations préparatoires à la mise à l'arrêt définitif) que pour les futures opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

<sup>4</sup>. L'échéance réglementaire au plus tard pour la transmission, par le CEA, du rapport de réexamen de sûreté de la centrale Phénix était novembre 2017.

<sup>5</sup>. En particulier, les OPMAD sont réalisées dans le cadre du décret de création de la centrale Phénix et du référentiel de sûreté associé.



Cet examen a néanmoins permis d'identifier des améliorations de la sûreté que le CEA s'est engagé à effectuer en particulier pour la maîtrise des risques d'incendie et d'exposition externe aux rayonnements ionisants.

Pour ce qui concerne les aspects plus spécifiquement liés au démantèlement, les opérations de traitement du sodium et des objets sodés nécessitent la construction de nouvelles installations pour lesquelles les dossiers de sûreté transmis par l'exploitant présentent des niveaux de détail et de profondeur d'analyse variables selon l'état d'avancement du projet; cet état d'avancement est lié aux échéances plus ou moins lointaines de la mise en service de ces nouvelles installations.

Ainsi, la présentation et l'analyse des opérations de traitement du sodium résiduel de la cuve du réacteur et de démantèlement du bloc réacteur présentent un niveau de détail insuffisant pour permettre, à ce stade, de se prononcer sur le caractère adapté de l'ensemble des dispositions de maîtrise des risques.

Aussi, l'IRSN a recommandé que ces opérations fassent l'objet d'un « point d'arrêt ».

Avant leur engagement, ces étapes du démantèlement devront faire l'objet d'un examen particulier des dispositions de sûreté retenues.

En conclusion, l'IRSN a considéré que le plan d'actions d'amélioration de la sûreté prévu par le CEA, tel que complété à l'issue de l'instruction technique de l'IRSN, est satisfaisant. Il présume toutefois que le CEA achève dans les meilleurs délais la vérification de la conformité de certains équipements et structures. Par ailleurs, l'IRSN a souligné que, certains procédés de traitement peuvent encore être optimisés, et que le CEA devra réviser en conséquence ses prévisions de rejets radioactifs et chimiques.



Les dispositions retenues par l'exploitant pour la gestion des déchets, la maîtrise et la limitation des rejets d'effluents gazeux et liquides liés aux opérations de traitement du sodium et le démantèlement prennent en considération le retour d'expérience de chantiers de démantèlement similaires, passés ou en cours.



L'IRSN a recommandé que certaines étapes nécessaires à l'atteinte de l'état final visé à la fin du démantèlement fassent l'objet d'un « point d'arrêt ».

#### Qu'est-ce que la notion de « point d'arrêt » dans un décret d'autorisation de MAD-DEM ?

Un décret de MAD-DEM d'une INB prescrit un certain nombre de dispositions qui encadrent la sûreté des opérations prévues. Notamment, un découpage par phase permet, si nécessaire, de conditionner le début d'une phase à une autorisation de l'ASN. En particulier, le « point d'arrêt » permet à l'exploitant, pour des opérations qui seront réalisées dans les phases les plus tardives, et pour lesquelles seules les options de sûreté sont en général définies par l'exploitant, de présenter dans le détail les dispositions de sûreté retenues pour cette phase, en tenant compte des meilleures techniques disponibles à cette époque qui pourront éventuellement conduire à des conditions de sûreté meilleures que les techniques actuellement disponibles.

# Glossaire

## A

### Accélérateur de particules

Appareillage ou installation dans lequel des particules sont soumises à une accélération émettant des rayonnements ionisants d'une énergie supérieure à 1 mégaélectronvolt (MeV)

### Accident ou incident

Tout événement non prévu en fonctionnement normal et susceptible d'avoir des conséquences pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement ; les conséquences potentielles ou réelles d'un accident sont plus graves que celles d'un incident

### Accident de criticité

Déclenchement d'une réaction de fission en chaîne incontrôlée au sein d'un milieu initialement sous-critique

### Activité

Nombre de désintégrations spontanées de noyaux atomiques par unité de temps. L'unité d'activité est le Becquerel (Bq)

### Activité importante pour la protection (AIP)

une Activité Importante pour la Protection des intérêts [...] est une « *activité participant aux dispositions techniques ou d'organisation [prises par l'exploitant pour prévenir ou limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente] ou susceptible de les affecter* » (cf. l'art. 1.3 de l'arrêté INB)

### Activité spécifique

Activité par unité de masse de substance radioactive (s'exprimant en Becquerel par gramme – Bq/g)

### ADR

Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route

### AIEA

Agence internationale de l'énergie atomique

### ALARA

As Low as reasonably achievable (aussi bas que raisonnablement possible)

### ANDRA

Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs

### Analyse de sûreté

Ensemble des examens techniques destinés à apprécier, en fonction de l'évaluation des risques, les dispositions propres à assurer la sûreté nucléaire

### APVR

Appareil de protection des voies respiratoires

### AREVA

Groupe industriel intervenant dans le domaine de l'énergie

### Arrêté TMD

Texte spécifiant les exigences spécifiques applicables aux transports nationaux et internationaux de marchandises dangereuses par route, par chemin de fer et par voies de navigation intérieures effectués sur le territoire français

### ASN

Autorité de sûreté nucléaire pour les activités civiles en France

### Assemblage combustible

Faisceau de crayons de combustible, reliés par une structure métallique, utilisé dans les réacteurs nucléaires

### ATALANTE

ATelier Alpha et Laboratoires pour Analyses, Transuraniens et Études de retraitement

### Autorisation de rejet

Autorisation, accordée par arrêté interministériel, qui fixe pour chaque INB les limites et les conditions de contrôle des rejets d'effluents liquides ou gazeux, après dépôt d'un dossier soumis aux ministères chargés de l'Industrie, de la Santé et de l'Environnement

## B

### BàG

Boîte à gants

### BCOT

Base chaude opérationnelle du Tricastin, exploitée par EDF

### Becquerel (Bq)

Unité de radioactivité, 1 Bq = 1 désintégration par seconde. Cette unité est très petite et la mesure se fait souvent en utilisant un multiple du Bq, le méga becquerel (MBq) = 10<sup>6</sup> Bq = 1 million de Bq. Le Bq a remplacé le curie (Ci) qui donnait l'activité de 1 gramme de

radium, 1 Ci = 3,7 10<sup>10</sup> désintégrations par seconde, soit 37 milliards de Bq

## C

### CEA

Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

### CENTRACO

Centre nucléaire de traitement et de conditionnement des déchets faiblement radioactifs

### CEP

Contrôles et essais périodiques

### CERCA

Compagnie pour l'étude et la réalisation de combustibles atomiques

### CIGEO

Centre industriel de stockage géologique

### CIRES

Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (anciennement le centre de stockage des déchets de très faible activité - CSTFA)

### CNPE

Centre nucléaire de production d'électricité

### CNRS

Centre national de la recherche scientifique

### Colis

Ensemble constitué par les substances radioactives transportées et par l'emballage de transport qui les contient

### Combustible nucléaire

Matière fissile (capable de subir une réaction de fission) utilisée dans un réacteur pour y développer une réaction nucléaire en chaîne. Après utilisation dans un réacteur nucléaire, on parle de combustible irradié ou de combustible usé

### Combustible usé

Combustible nucléaire ayant été irradié dans le cœur d'un réacteur duquel il est définitivement retiré

### Confinement

Maintien des substances radioactives à l'intérieur d'un espace déterminé grâce à un ensemble de dispositions visant à empêcher leur dispersion en quantités inacceptables au-delà de cet espace ; par extension, ensemble des dispositions prises pour assurer ce maintien

**Contamination**

Présence de substances radioactives à la surface ou à l'intérieur d'un milieu quelconque. Pour l'homme, la contamination peut être externe (sur la peau) ou interne (par respiration ou ingestion)

**CRES**

Compte rendu d'événement significatif

**Criticité**

État d'un milieu dans lequel s'entretient à niveau constant une réaction nucléaire en chaîne

**CSA**

Centre de stockage de l'Aube

**CSTFA**

Centre de stockage des déchets TFA (désormais CIRES)

**Cycle du combustible**

Ensemble des opérations industrielles auxquelles est soumis le combustible nucléaire

**D****D3SDD**

Direction sûreté santé sécurité développement durable du groupe AREVA

**Débit d'équivalent de dose (DeD)**

Débit de quantité de dose absorbée, pondérée quant aux effets biologiques par des facteurs de qualité différents selon les rayonnements. S'exprime généralement en millisievert par heure (mSv/h)

**Déchets radioactifs**

Les déchets radioactifs sont des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée

**Décroissance radioactive ou désactivation**

Diminution naturelle de l'activité nucléaire d'une substance radioactive par désintégrations spontanées

**Défense en profondeur**

Principe de sûreté qui consiste à mettre en place plusieurs niveaux de défense successifs, et suffisamment indépendants, visant une prévention efficace des dégradations des fonctions de sûreté des installations, ou des colis, et de leurs équipements, afin d'en limiter les conséquences éventuelles

**Dimensionnement**

Détermination des caractéristiques d'une installation lors de sa conception pour satisfaire à des critères préétablis et à la pratique réglementaire

**DIMR**

Dossier d'intervention en milieu radiologique

**Dose**

Quantité d'énergie communiquée à un milieu par un rayonnement ionisant

**Dosimètre**

Dispositif électronique individuel de surveillance radiologique qui permet de mesurer l'exposition externe aux rayonnements ionisants avec une lecture directe de la dose reçue pour le corps entier

**DSND**

Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités relevant de la défense

**E****Écarts de conformité**

Ensemble des écarts par rapport au référentiel de sûreté en vigueur dans une INB considérée. Ces écarts peuvent résulter d'erreurs de conception, de défauts de réalisation, de défauts de qualification, ou de défauts rencontrés au cours de l'exploitation des installations (vieillesse des matériels, défauts de maintenance...)

**Échelle INES**

Échelle destinée à faciliter la perception par les médias et le public de l'importance, en matière de sûreté, des incidents et des accidents nucléaires ; elle définit 8 niveaux de gravité (de 0 à 7) en fonction des conséquences de ces événements

**ECS**

Évaluation complémentaire de sûreté

**EDF**

Électricité de France

**Élément important pour la protection (EIP)**

Un Élément Important pour la Protection est « une structure, équipement, système (programmé ou non), matériel, composant, ou logiciel présent dans une INB ou placé sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction

nécessaire à la démonstration de la protection des intérêts (...) ou contrôlant que cette fonction est assurée » (cf. l'art. 1.3 de l'arrêté INB)

**Emballage**

Assemblage des composants nécessaires pour contenir de façon sûre les substances radioactives transportées. L'emballage peut inclure différents matériaux spécifiques destinés à absorber les rayonnements ou à assurer une isolation thermique, des équipements de service, des structures antichocs, des dispositifs pour la manutention et l'arrimage

**Enrichissement**

Procédé par lequel on accroît la teneur en isotopes fissiles d'un élément. Le processus conduit à la séparation du produit en deux parties dites respectivement enrichie et appauvrie en l'isotope recherché

**Entreposage**

Solution provisoire de gestion de déchets ou de combustible irradié dans l'attente de la mise en œuvre d'une solution de traitement ou d'élimination définitive

**Enveloppe de confinement**

Dispositif capable d'empêcher ou de limiter la dispersion des substances radioactives hors de l'emballage

**EPI**

Équipement de protection individuelle

**EPR**

European Pressurized water Reactor

**ES**

Événement significatif

**ESE**

Événement significatif ayant impliqué le domaine de l'environnement

**ESR**

Événement significatif ayant impliqué le domaine de la radioprotection des travailleurs et des personnes du public

**ESS**

Événement significatif ayant impliqué le domaine de la sûreté des installations

**EURATOM (ou CEEA)**

Communauté européenne de l'énergie atomique

**Événement intéressant la sûreté**

Écart déclaré par un exploitant (ou un expéditeur) et qui n'entre pas dans les critères précisés par l'Autorité de sûreté nucléaire

# Glossaire

## Événement significatif

Écart présentant une importance particulière selon des critères précisés par l'Autorité de sûreté nucléaire

## Exploitant

Personne physique ou morale exploitant une installation nucléaire de base (INB)

## Exposition

Fait d'être exposé aux rayonnements ionisants (exposition externe si la source est située à l'extérieur de l'organisme, exposition interne si la source est située à l'intérieur de l'organisme)

## F

### Facteurs organisationnels et humains

Facteurs ayant une influence sur la performance humaine, tels que les compétences, l'environnement de travail, les caractéristiques des tâches et l'organisation

### FBFC

Société Franco-belge de fabrication de combustibles

### Fissile

Un nucléide est dit fissile si son noyau est susceptible de subir une fission sous l'effet de neutrons de toutes énergies

### Fission

Éclatement du noyau d'un atome sous l'action de neutrons. Cette réaction est accompagnée d'une émission de neutrons, de rayonnements ionisants et d'un fort dégagement de chaleur

### FMA-VC

Faible et moyenne activité à vie courte (déchets de)

### Frittage

Le frittage est une opération de cuisson à très haute température qui permet de transformer les pastilles d'uranium « crues » composées d'uranium compacté en pastilles proches de la composition d'une céramique

## G

### GANIL

Grand accélérateur national d'ions lourds

### GIE

Groupement d'intérêt économique

### GPD

Groupe permanent d'experts pour les déchets (radioactifs)

### GPR

Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires

### GPU

Groupe permanent d'experts pour les installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires à l'exception des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs (encore appelé groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines)

### GPT

Groupe permanent d'experts pour les transports (de substances radioactives)

## H

### HA

Haute activité

### HA-VL

Haute activité à vie longue (déchets de)

### Hexafluorure d'uranium (UF<sub>6</sub>)

Composé de l'uranium utilisé dans l'étape d'enrichissement isotopique de l'uranium lors de la fabrication du combustible nucléaire

## I

### ICPE

Installation classée pour la protection de l'environnement

### ILL

Institut Laue Langevin

### IN2P3

Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules

## Installation nucléaire de base (INB)

Installation soumise, de par sa nature ou en raison de la quantité ou de l'activité des substances radioactives qu'elle contient, à la loi du 13 juin 2006 (dite loi TSN) et à l'arrêté du 7 février 2012. Ces installations doivent être autorisées par décret pris après enquête publique et avis de l'ASN. Leurs conception, construction, exploitation (en fonctionnement et à l'arrêt) et démantèlement sont réglementés

## Irradiation

Exposition, volontaire ou accidentelle, d'un organisme, d'une substance ou d'un corps à des rayonnements ionisants

## IRSN

Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

## Isotopes

Éléments dont les atomes possèdent le même nombre d'électrons et de protons, mais un nombre différent de neutrons. Ils ont le même nom et les mêmes propriétés chimiques mais des propriétés nucléaires (notamment une probabilité de fission ou une radioactivité) pouvant être différentes

## ITER

International Thermonuclear Experimental Reactor

## L

### Laboratoire chaud

Laboratoire équipé pour la manipulation ou le traitement de substances fortement radioactives

## M

### MAD- DEM

Mise à l'arrêt définitif et démantèlement

### Maintenance

Ensemble des actions permettant de maintenir ou de rétablir un matériel dans un état spécifié ou en mesure d'assurer un service déterminé

### Matière dangereuse

Substance qui peut présenter un danger grave pour l'homme, les biens ou l'environnement, par ses propriétés physiques ou chimiques, ou encore par la nature des réactions qu'elle est

susceptible de provoquer. Elle peut être inflammable, toxique, explosive, corrosive ou radioactive. Les matières dangereuses sont énumérées dans la liste des marchandises dangereuses des règlements du transport ou, si elles ne figurent pas sur cette liste, sont classées conformément aux réglementations internationales

#### Matière fissile

Substance constituée de radionucléides capable de subir une fission

#### Matière valorisable

Matière radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement. Il s'agit notamment d'uranium provenant du traitement de combustibles irradiés et de plutonium

#### MA-VL

Moyenne activité à vie longue (déchets de)

#### MELOX

Installation nucléaire du groupe AREVA dans laquelle est produit le combustible MOX pour des réacteurs nucléaires français et étrangers

#### Modérateur

Matériau susceptible de ralentir les neutrons issus de la fission nucléaire

#### MOX

Mélange d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium

## N

#### Neutron

Particule fondamentale électriquement neutre qui entre, avec les protons, dans la composition du noyau de l'atome. Lorsqu'un neutron est à l'état de particule libre portée à grande vitesse, sa collision avec certains noyaux d'atome provoque la fission de ces noyaux. La chaleur dégagée par cette réaction est utilisée dans les réacteurs nucléaires

#### NORM

Matières premières naturellement radioactives (« Naturally Occurring Radioactive Materials »)

## O

#### Opération de transport interne

Transport de marchandises dangereuses réalisé dans le périmètre d'une installation nucléaire de base à l'extérieur des bâtiments et des parcs d'entreposage ou opération concourant à sa sûreté y compris à l'intérieur des bâtiments et des parcs d'entreposage

#### OPMAD

Opérations préliminaires à la mise à l'arrêt définitif

## P

#### Période radioactive

Temps nécessaire pour que la quantité d'atomes d'un élément radioactif ait diminué de moitié (période aussi appelée « demi-vie »)

#### PF

Produits de fission

#### Plan d'urgence interne (PUI)

Plan qui définit toute l'organisation interne à une installation ou un site nucléaire, ainsi que les moyens particuliers à mettre en place en cas de situation accidentelle. Le PUI est déclenché par la direction du site. Il est coordonné avec le plan particulier d'intervention (PPI) qui traite les conséquences survenant à l'extérieur du site

#### Plutonium

Élément chimique transuranien de numéro atomique 94 et de symbole Pu; l'isotope 239 a une période radioactive de 24 110 ans

#### Produits de fission

Fragments de noyaux lourds produits par la fission nucléaire ou la désintégration radioactive ultérieure des éléments formés selon ce processus. Les produits de fission sont issus de la fission des atomes d'uranium et de plutonium (césium, strontium, iode, xénon...). Radioactifs pour la plupart, ils se transforment d'eux-mêmes en d'autres éléments. Ceux qui ne se désintègrent pas rapidement constituent une part des déchets radioactifs

#### PUREX

Procédé « Plutonium Uranium Refining by Extraction » (récupération du plutonium et de l'uranium par extraction)

## R

#### Radioactivité

Propriété de certains éléments chimiques dont les noyaux se désintègrent spontanément pour former d'autres éléments en émettant des rayonnements ionisants

#### Radioélément

Élément radioactif naturel ou artificiel  
Radiolyse : décomposition de matière sous l'effet des rayonnements ionisants

#### Radionucléide

Isotope radioactif d'un élément

#### Rayonnement ionisant

Ondes électromagnétiques (gamma) ou particules (alpha, bêta, neutrons) émises lors de la désintégration de radionucléides, qui produisent des ions en traversant la matière

#### Référentiel de sûreté

Ensemble des documents définissant les exigences associées à la conception, la construction et l'exploitation d'une INB

#### Règles générales d'exploitation (RGE)

Recueil de règles approuvées par l'ASN, qui définissent le domaine autorité de fonctionnement d'une installation nucléaire en exploitation

#### Règles générales de surveillance et d'entretien (RGSE)

Recueil de règles approuvées par l'ASN, qui définissent le domaine autorité de fonctionnement d'une installation nucléaire en phase de MAD-DEM

#### REP

Réacteur à eau sous pression

#### Retraitement

Traitement des combustibles usés pour en extraire les matières fissiles et fertiles (uranium et plutonium), de façon à permettre leur réutilisation et pour conditionner les différents déchets sous une forme apte au stockage

# Glossaire

## REX

Retour d'expérience

## RHF

Réacteur à haut flux

## RID

Règlement concernant le transport international ferroviaire des marchandises dangereuses

## RJH

Réacteur Jules Horowitz

## RS

Rapport de sûreté

## RX

Rayons X

## S

### Sievert (Sv)

Unité qui permet de mesurer les effets biologiques produits par les rayonnements ionisants sur un organisme exposé (selon sa nature et les organes exposés) également appelés équivalent de dose. Cette unité étant très grande, il est courant d'utiliser un sous-multiple du Sv, le millisievert (mSv) =  $10^{-3}$  Sv ou 1 millième de Sv

### SOCODEI

Société pour le conditionnement des déchets et des effluents industriels

### SOMANU

Société de maintenance nucléaire

### Sources radioactives

Substances qui contiennent un ou plusieurs radionucléides dont l'activité ou la concentration ne peut être négligée du point de vue de la radioprotection

### SPR

Service de protection contre les rayonnements

### STD

Station de traitement des déchets solides

### STEL

Station de traitement des effluents liquides

### Substances radioactives

Substances contenant des radioéléments naturels ou artificiels, dont l'activité ou la concentration justifie un contrôle de radioprotection

### Sûreté nucléaire

Ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires ainsi qu'au transport des substances radioactives prises en vue de prévenir les accidents et d'en limiter les effets

## T

### TBP

Tributylphosphate

### TEO

Traitement des effluents organiques

### TFA

Très faible activité (déchets de)

### THA

Très haute activité

### THE

Très haute efficacité (filtre à)

### Thermolyse

Décomposition d'un corps par la chaleur

### TPH

Tetrapropylène hydrogéné

### Transuraniens

Famille des éléments chimiques plus lourds que l'uranium (numéro atomique 92) ; les principaux sont : Neptunium (93), Plutonium (94), Americium (95), Curium (96)

### TSN

Transparence et sécurité en matière nucléaire (loi relative à la)

## U

### UF<sub>4</sub>

Tétrafluorure d'uranium

### UF<sub>6</sub>

Hexafluorure d'uranium (cf. Glossaire)

### UNGG

Uranium naturel - graphite - gaz

### UOX

Combustible à base d'uranium naturel enrichi

### Uranium

Élément chimique de numéro atomique 92 et de symbole U, possédant trois isotopes naturels : l'uranium 234, l'uranium 235 et l'uranium 238. L'uranium 235 est le seul nucléide fissile naturel, une qualité qui explique son utilisation comme source d'énergie

### URT

Uranium de retraitement

## W

### WENRA

Acronyme anglais pour "Western European Nuclear Regulators Association" (Association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest)

## Z

### Zone contrôlée

Zone dont l'accès et/ou le séjour sont soumis à une réglementation spéciale pour des raisons de protection contre les rayonnements ionisants et de confinement de la contamination radioactive. Une zone surveillée fait l'objet d'une surveillance appropriée à des fins de radioprotection

POUR TOUT RENSEIGNEMENT :

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

Téléphone : 01 58 35 78 44

Télécopie : 01 58 35 79 73

**Mail : [irsn\\_rapports\\_mission\\_psn@irsn.fr](mailto:irsn_rapports_mission_psn@irsn.fr)**

Le présent rapport est disponible  
sur internet à l'adresse suivante :

[www.irsn.fr/INB-hors-REP-2013-2014](http://www.irsn.fr/INB-hors-REP-2013-2014)

N° de rapport : IRSN/DG/2015-00004

Tous droits réservés IRSN

Novembre 2015

Conception graphique :

**[www.grouperougevif.fr](http://www.grouperougevif.fr) - ROUGE VIF**

Impression :

Ce document a été imprimé  
par une entreprise certifiée Imprim'vert  
sur du papier PEFC.

PHOTO DE COUVERTURE

**Vue d'ensemble du site**

**CEA Marcoule**

© A. MILLOT/IRSN

**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

**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 :**

BP 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

**Site Internet :**

[www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)

 @IRSNFrance, @suretenucleaire