



**Direction des Déchets,  
des installations de Recherche et du Cycle**

Montrouge, le 3 mai 2016

Réf. : CODEP-DRC-2016-003965

**Rapport d'instruction**

à l'attention de

**Madame la Ministre de l'environnement, de l'énergie et de la mer,  
chargée des relations internationales sur le climat**

**Dossier de réexamen de sûreté de l'installation nucléaire de base n° 116,  
dénommée « usine UP3-A », usine de traitement de combustible irradié,  
exploitée par AREVA NC dans l'établissement de La Hague  
(département de la Manche)**

-----

## SOMMAIRE

1.	REFERENCES.....	3
2.	PRESENTATION DE L'INSTALLATION.....	5
3.	CADRE REGLEMENTAIRE DU DOSSIER .....	8
4.	PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPERIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA .....	9
4.1.	La démarche d'évaluation complémentaire de sûreté.....	9
4.2.	Les conclusions de la démarche d'ECS pour l'INB n° 116.....	9
5.	ANALYSE DU DOSSIER DE REEXAMEN DE SURETE .....	11
5.1.	Démarche adoptée .....	11
5.2.	Bilan des évènements.....	14
5.3.	Examen de conformité.....	15
5.3.1.	Examen du dossier initial.....	15
5.3.2.	Mise à jour et poursuite de l'examen de conformité.....	16
5.3.3.	Conclusions de l'ASN.....	16
5.4.	Examen du référentiel de sûreté – réévaluation de sûreté.....	17
5.4.1.	Démarche EIP/AIP .....	17
5.4.2.	Risques d'origine nucléaire.....	18
5.4.3.	Autres risques d'origine interne .....	20
5.4.4.	Risques liés aux opérations de transport interne.....	23
5.4.5.	Risques d'origine externe .....	24
6.	PERSPECTIVES POUR LES ANNEES A VENIR .....	26
7.	CONCLUSIONS SUR LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT .....	29

## 1. REFERENCES

- [1] Décret du 12 mai 1981 modifié autorisant la Compagnie générale des matières nucléaires à créer, dans son établissement de La Hague, des usines de traitement d'éléments combustibles irradiés provenant des réacteurs nucléaires à eau ordinaire. Usine dénommée UP3-A
- [2] Décret n° 2003-31 du 10 janvier 2003 autorisant la Compagnie des matières nucléaires à modifier les périmètres des installations nucléaires de base du site de La Hague
- [3] Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances
- [4] Courrier AREVA NC HAG 0 0518 10 20047 du 16 avril 2010
- [5] Décision n° 2016-DC-0554 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 mai 2016 relative au réexamen de la sûreté de l'installation nucléaire de base n° 116 dénommée « usine UP3-A », exploitée par AREVA NC dans l'établissement de La Hague (département de la Manche)
- [6] Décision n° 2016-DC-XX de l'Autorité de sûreté nucléaire du XX 2016 relative aux évaporateurs concentrateurs de solutions de produits de fission des installations nucléaires de base n° 116, dénommée usine « UP3-A », et n° 117, dénommée « usine UP2-800 », exploitées par AREVA NC dans l'établissement de La Hague (département de la Manche)
- [7] Décision n° 2011-DC-0217 de l'ASN du 5 mai 2011 prescrivant à AREVA NC de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de ses installations nucléaires de base au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [8] Rapports AREVA des évaluations complémentaires de sûreté des installations des sites de Tricastin et La Hague et des installations MELOX et FBFC transmis par courrier COR ARV 3SE DIR 11-043 du 13 septembre 2011
- [9] Avis n° 2012-AV-0139 de l'ASN du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [10] Décision n° 2012-DC-0302 de l'ASN du 26 juin 2012 fixant à la société AREVA NC des prescriptions complémentaires applicables aux installations nucléaires de base n° 33 (UP2-400), n° 38 (STE2), n° 47 (ELAN IIB), n° 80 (HAO), n° 116 (UP3-A), n° 117 (UP2-800) et n° 118 (STE3), situées sur le site de La Hague (département de la Manche) au vue des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS)
- [11] Courrier AREVA COR ARV 3SE DIR 12-026 du 28 juin 2012
- [12] Décision n° 2015-DC-0483 de l'ASN du 8 janvier 2015 fixant à la société AREVA NC des prescriptions complémentaires relatives au noyau dur et à la gestion des situations d'urgence, applicables aux installations nucléaires de base n° 33 (UP2-400), n° 38 (STE2), n° 47 (ELAN IIB), n° 80 (HAO), n° 116 (UP3-A), n° 117 (UP2-800) et n° 118 (STE3), situées sur le site de La Hague (Manche)
- [13] Lettre ASN CODEP-DRC-2015-021807 du 30 juin 2015
- [14] Courrier AREVA NC 2014-50518 du 29 juillet 2014
- [15] Courrier AREVA NC 2015-2422 du 20 janvier 2015
- [16] Courrier AREVA NC 2015-6794 du 2 février 2015
- [17] Courrier AREVA NC 2015-12897 du 31 mars 2015
- [18] Lettre ASN CODEP-DRC-2011-028561 du 27 mai 2011

- [19] Lettre ASN CODEP-DTS-2011-055835 du 19 octobre 2011
- [20] Courrier AREVA NC HAG 0 0518 12 20077 du 5 juin 2012
- [21] Lettre ASN CODEP-DRC-2012-064799 du 2 janvier 2013
- [22] Courrier AREVA NC HAG 0 0518 13 20070 du 17 mai 2013
- [23] Lettre ASN CODEP-DRC-2013-042256 du 19 septembre 2013
- [24] Courrier AREVA NC 2013-39465 du 9 décembre 2013
- [25] Lettre ASN CODEP-DTS-2014-004210 du 6 février 2014
- [26] Courrier AREVA NC 2014-16177 du 3 mars 2014
- [27] Lettre ASN CODEP-DRC-2014-020149 du 6 juin 2014
- [28] Courrier AREVA NC 2014-86618 du 10 février 2015
- [29] Lettre ASN CODEP-MEA-2015-012199 du 26 mars 2015
- [30] Lettre ASN CODEP-DRC-2016-008693 du 20 mai 2016
- [31] Décision n° 2014-DC-0462 de l'ASN du 7 octobre 2014 relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base
- [32] Arrêté ministériel du 31 décembre 1999 modifié fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base
- [33] Courrier AREVA NC HAG 0 0518 12 20092 du 2 juillet 2012
- [34] Courrier AREVA NC HAG 00510 12 20403 du 26 septembre 2012
- [35] Décision n° 2014-DC-0417 de l'ASN du 28 janvier 2014 relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base pour la maîtrise des risques liés à l'incendie
- [36] Lettre ASN CODEP-DRC-2011-005384 du 9 mai 2011
- [37] Lettre ASN CODEP-DRC-2014-019584 du 12 juin 2014
- [38] Décision n° 2015-DC-0508 de l'ASN du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base
- [39] Décision n° 2015-DC-0536 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 décembre 2015 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n°s 33 (UP2-400), 38 (STE2 et AT1), 47 (ELAN IIB), 80 (HAO), 116 (UP3-A), 117 (UP2-800) et 118 (station de traitement des effluents STE3) exploitées par AREVA NC sur le site de La Hague (département de la Manche)
- [40] Décision n° 2015-DC-0535 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 décembre 2015 fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement, de consommation d'eau et de rejet dans l'environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n°s 33 (UP2-400), 38 (STE2 et AT1), 47 (ELAN IIB), 80 (HAO), 116 (UP3-A), 117 (UP2-800) et 118 (station de traitement des effluents STE3) exploitées par AREVA NC sur le site de La Hague (département de la Manche)
- [41] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base

## 2. PRESENTATION DE L'INSTALLATION

L'usine UP3-A (INB n° 116) est une usine de traitement d'assemblages combustibles irradiés exploitée par AREVA NC sur le site nucléaire de La Hague (Manche).

L'usine UP3-A assure principalement la réception, l'entreposage, le traitement de combustibles à base d'oxyde d'uranium enrichi irradiés dans les réacteurs nucléaires français (EDF) ou étrangers de la filière à eau ordinaire et de combustibles irradiés dans les réacteurs de recherche. Elle assure également le conditionnement et l'entreposage des produits valorisables (uranium, plutonium) et des déchets (solutions de produits de fission et fines provenant de l'usine UP3-A, déchets de structure provenant de l'usine UP3-A et de l'usine UP2-800, déchets technologiques provenant de l'ensemble des ateliers de l'établissement ou de certaines autres installations nucléaires).

Cette usine est répartie sur 85 ha. Elle comprend une quinzaine d'ateliers ou d'extensions mis en service principalement entre 1986 et 2002 :

- **Atelier T0/piscine D, unité T0** : dans cette unité, sont réceptionnés les emballages de transport des éléments combustibles irradiés (EC). Ces EC sont déchargés à sec et placés dans des paniers entreposés sous eau dans les piscines de l'établissement de La Hague.
- **Piscines D et E** : les EC sont entreposés dans des paniers immergés dans les bassins des piscines.
- **Atelier T1** : dans cet atelier, les EC sont cisailés et les pastilles de combustible dissoutes dans de l'acide nitrique. La solution de dissolution obtenue est clarifiée, afin de récupérer les parties insolubles (appelées fines), puis transférée dans l'atelier T2. Les fines sont transférées dans l'atelier T7, tandis que les déchets de structure des EC sont transférés vers l'atelier ACC.
- **Atelier T2** : dans cet atelier sont réalisées des opérations de séparation des produits de fission, du plutonium et de l'uranium, par un procédé d'extraction à l'aide d'un solvant. Les solutions de produits de fission sont concentrées dans des évaporateurs et entreposées en attente de transfert dans l'atelier T7. Les solutions de nitrate d'uranyle sont transférées dans l'atelier T3 et les solutions de nitrate de plutonium dans l'atelier T4.
- **Atelier T3/T5** : dans l'atelier T3 sont réalisées les opérations de purification du nitrate d'uranyle par un procédé d'extraction à l'aide d'un solvant. Des opérations de recyclage des réactifs sont également effectuées dans cet atelier. Le nitrate d'uranyle purifié est entreposé dans l'atelier T5 avant expédition.
- **Atelier T4** : dans cet atelier sont réalisées les opérations de purification du nitrate de plutonium par un procédé d'extraction à l'aide d'un solvant. Le nitrate de plutonium purifié est transformé en oxyde de plutonium et est conditionné en boîtes avant transfert vers l'atelier BSI.
- **Atelier T7** : dans cet atelier sont effectuées les opérations de vitrification des solutions de produits de fission concentrées, de fines, de solutions de rinçage basique et de concentrats d'effluents basiques provenant de l'atelier T2. L'atelier T7 renferme également un entreposage de colis standards de déchets vitrifiés (CSD-V).
- **Atelier T7, E/EV/SE et E/EV/LH** : ces unités constituent des extensions des entreposages de CSD-V.

- **Atelier BSI** : dans cet atelier, sont réalisés l'entreposage de l'oxyde de plutonium provenant de l'atelier T4 et les opérations d'expédition de cet oxyde.
- **BC UP3** : dans cet atelier, sont centralisés les moyens de conduite de l'usine UP3-A et de surveillance du procédé, de la radioprotection, et ceux relatifs aux risques de criticité et d'incendie. Dans la partie distribution des réactifs, sont réalisées les opérations de réception et de préparation de certains réactifs avant transfert vers différents ateliers de l'usine UP3-A, ainsi que la distribution d'utilités. Des analyses sont effectuées dans les laboratoires sur des prélèvements provenant des ateliers des usines UP3-A et UP2-800.
- **Atelier ACC** : dans cet atelier est effectué le traitement par compactage de déchets non susceptibles d'un stockage en surface en particulier les déchets de structure des EC ou des déchets technologiques provenant des ateliers du site de La Hague. Les colis standards de déchets compactés (CSD-C) produits sont transférés dans l'atelier ECC.
- **Atelier AD2** : dans cet atelier sont principalement effectuées les opérations de réception et de conditionnement, éventuellement après compactage, de déchets technologiques susceptibles ou non d'un stockage en surface. Les colis de déchets produits sont expédiés vers un centre de stockage ou entreposés dans l'atelier EDS.
- **Atelier EDS** : dans cet atelier est effectué l'entreposage, dans des bâtiments ou des aires ouvertes, des colis de déchets technologiques produits par l'atelier AD2 ou de déchets de structure cimentés produits avant la mise en œuvre de la filière de compactage de ces déchets (atelier ACC).
- **Atelier ECC** : dans cet atelier sont entreposés les colis de déchets de structure ou de déchets technologiques compactés produits dans l'atelier ACC.
- **Atelier D/E EDS** : dans cet atelier sont entreposés les fûts contenant les déchets de structure inertés à l'eau, produits avant mise en service de l'atelier ACC. Les fûts, après traitement de leur contenu dans l'atelier ACC, sont entreposés vides dans l'atelier D/E EDS.

Ces ateliers comportent au total une cinquantaine de blocs et de bâtiments, environ 4 500 salles ou cellules (environ 370 cellules classées en catégorie 4<sup>1</sup> et 1 530 cellules classées en catégorie 3 ou 3R). Une trentaine de liaisons (canaux, caniveaux, réseau pneumatique...) assurent les transferts de matières radioactives entre les ateliers (solutions, échantillons, effluents...) ou les transferts des fluides nécessaires à l'exploitation de l'usine.

Le décret d'autorisation de création (DAC) de l'INB n° 116 a été délivré en mai 1981 [1] et la mise en service industrielle a été effectuée 1986. Le DAC a été modifié à plusieurs reprises (1989, 1993, 2003)

---

<sup>1</sup> Dans les installations de retraitement, la prévention contre le risque de dispersion de substances radioactives est assurée par l'organisation des bâtiments en « systèmes de confinement » qui associent des barrières physiques (confinement statique) et une cascade de dépression générée par des ventilations (confinement dynamique). Ceci se traduit par un découpage en différentes « zones » suivant les niveaux attendus de contaminations surfaciques et atmosphériques et les équipements sont installés en accord avec cette classification. Les zones 4 correspondent aux zones géographiques interdites au personnel en fonctionnement normal (eau des piscines d'entreposage, cellules des équipements du procédé, boîtes à gants, ...) contenant l'enveloppe directement en contact avec les substances radioactives (gainés du combustibles, solutions issues du procédé, ...). Les zones 3 ou 3R correspondent aux zones normales de présence du personnel immédiatement adjacentes aux zones 4.

pour prendre en compte les grandes évolutions de l'installation, notamment les caractéristiques des combustibles pouvant être traités, la quantité annuelle maximale de combustible traitée, les capacités maximales des piscines d'entreposage d'éléments combustibles irradiés, les modalités d'adaptation des conditions d'exploitation à des types de combustibles significativement différents des combustibles irradiés jusqu'ici traités dans l'installation. Le périmètre de l'installation UP3-A a par ailleurs été modifié en 2003 par le décret [2].

L'usine UP3-A est actuellement l'une des seules usines au monde de traitement de combustible irradié, avec l'usine voisine UP2-800, l'usine de Sellafield (Royaume-Uni, prévue d'être mise à l'arrêt à l'horizon 2020), l'usine de Mayak (Russie) et l'usine de Rokkasho-mura (Japon, actuellement à l'arrêt).

La quantité annuelle de combustible nucléaire irradié traitée dans l'installation est limitée à 1000 tonnes. Actuellement, l'usine UP3-A traite environ 600 tonnes par an de combustible utilisé majoritairement en provenance d'EDF.

Les principaux risques inhérents au fonctionnement de l'installation sont le risque de dissémination de substances radioactives en cas d'accident, en particulier en cas de perte de la fonction refroidissement ou en cas d'incendie dans l'installation, le risque de criticité et les risques liés à l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

### 3. CADRE REGLEMENTAIRE DU DOSSIER

L'ASN contrôle le respect des règles et des prescriptions auxquelles sont soumises l'ensemble des installations nucléaires. Ainsi, l'INB n° 116 fait régulièrement l'objet d'inspections. En outre, les écarts déclarés par l'exploitant sont analysés par l'ASN, ainsi que les actions entreprises pour les corriger et éviter qu'ils puissent se reproduire. Les modifications de l'installation ne relevant pas d'une autorisation gouvernementale mais de nature à affecter les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement sont déclarées et instruites par l'ASN au titre de l'article 26 du décret du 2 novembre 2007 [3].

En complément de ce contrôle, l'exploitant est tenu de réexaminer tous les dix ans la sûreté de son installation, conformément aux articles L. 593-18 et L. 593-19 du code de l'environnement.

Ce réexamen de la sûreté a pour but d'une part d'examiner en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables et d'autre part d'améliorer son niveau de sûreté en tenant compte de l'évolution des exigences, des pratiques, des connaissances et des meilleures techniques disponibles en matières de sûreté nucléaire et de radioprotection ainsi qu'en prenant en compte le retour d'expérience national et international.

À l'issue de ce réexamen, l'exploitant doit fournir un dossier à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et au ministre chargé de la sûreté nucléaire. Ce dossier doit présenter les conclusions du réexamen mené, les dispositions que l'exploitant envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de l'installation et la justification de l'aptitude de l'installation à fonctionner jusqu'au prochain réexamen de sûreté dans des conditions satisfaisantes.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, AREVA NC, exploitant de l'installation, a adressé à l'ASN le rapport de réexamen ainsi que les éléments constituant le dossier de réexamen par lettre [4]. Ce dossier a ensuite été significativement complété à la demande de l'ASN et au cours de l'instruction.

Ce réexamen de sûreté est le premier depuis la publication du décret d'autorisation de création de l'usine UP3-A.

Le présent rapport constitue l'analyse de l'ASN, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, des conclusions du réexamen de l'INB n° 116. Les conclusions de cette analyse ont conduit l'ASN à prescrire à AREVA NC plusieurs actions par les décisions [5] et [6].



## **4. PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPERIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA**

### **4.1. La démarche d'évaluation complémentaire de sûreté**

L'ASN considère qu'il est fondamental de tirer les leçons de l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale de Fukushima Daiichi, comme cela a été le cas notamment après ceux de Three Mile Island et de Tchernobyl. Le retour d'expérience approfondi sera un processus long s'étalant sur plusieurs années. Néanmoins, les premiers enseignements ont d'ores et déjà été tirés.

Le 5 mai 2011, l'ASN a adopté des décisions prescrivant aux exploitants d'installations nucléaires de base françaises la réalisation d'une évaluation complémentaire de la sûreté de leurs installations au regard de l'accident de Fukushima. Conformément à la décision [7], AREVA NC a remis son évaluation complémentaire de sûreté [8] pour le site de La Hague, et en particulier l'INB n° 116.

L'évaluation complémentaire de sûreté (ECS) consiste en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave. Trois aspects principaux sont inclus dans cette évaluation :

- les dispositions prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et la conformité de l'installation aux exigences de conception qui lui sont applicables,
- la robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée, l'exploitant devant identifier les situations pouvant conduire à une brusque dégradation des conditions accidentelles et présenter les mesures permettant de les éviter,
- toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

### **4.2. Les conclusions de la démarche d'ECS pour l'INB n° 116**

L'ASN a fait part de ses premières conclusions [9] sur les évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, dont fait partie l'INB n° 116, au regard de l'accident survenu le 11 mars 2011 sur la centrale de Fukushima Daiichi.

L'ASN considère que le niveau de sûreté de l'INB n° 116 est suffisant pour que son arrêt immédiat ne soit pas demandé. Cependant, la poursuite de son exploitation nécessite d'augmenter sa robustesse face aux situations extrêmes.

En particulier, par décision [10], l'ASN a édicté des prescriptions complémentaires applicables à l'exploitant du site de La Hague et en particulier de l'INB n° 116, notamment concernant la mise en place d'un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maintenir les fonctions fondamentales de sûreté et d'assurer la gestion de crise dans des situations extrêmes, afin de prévenir l'occurrence d'un accident grave ou d'en limiter la progression et les rejets associés.

Par courrier [11], AREVA NC a transmis sa proposition de noyau dur.

Par décision [12], l'ASN a défini, pour le site de La Hague et de fait l'INB n° 116, les niveaux d'aléas à prendre en compte et les situations redoutées que les systèmes, structures et composants (SSC) constitutifs du noyau dur sont censés prévenir ainsi que les exigences associées à ces SSC.

Les situations redoutées retenues dans la décision [12] sont les suivantes :

- a. la perte du refroidissement des piscines NPH, C, D et E d'entreposage des combustibles usés,
- b. la perte du refroidissement des cuves d'entreposage des solutions concentrées de produits de fission dans les ateliers T2 C/D, SPF5/6, R7 et T7,
- c. la perte du refroidissement des condenseurs des évaporateurs des ateliers R2 et T2,
- d. la perte de la fonction de décolmatage des décanteuses pendulaires centrifuges (DPC) des ateliers R1 et T1,
- e. la perte de l'alimentation en air assurant la dilution de l'hydrogène de radiolyse produit dans les cuves de solutions de fines concentrées et de rinçages basiques des ateliers R1, T1, T2, R7 et T7,
- f. la perte du refroidissement des entreposages de PuO<sub>2</sub> des ateliers BST1 et BSI,
- g. la perte du confinement des substances radioactives contenues dans les silos d'entreposage de déchets anciens des installations : silo 130, silo HAO et silos STE2 de l'usine UP2-400,
- h. un incendie dans les équipements appartenant à la voie sèche des ateliers R4 et T4,
- i. un incendie dans les équipements des cellules « solvant » des ateliers R2, T2, R4 et T4,
- j. un incendie dans les silos 115 et 130 d'entreposage des déchets magnésiens anciens de l'usine UP2-400.

Les situations h. et i. sont cependant susceptibles d'être exclues de la liste des situations redoutées ci-dessus si l'exploitant apporte la démonstration de l'absence d'effet falaise pouvant entraîner un accident grave associé à ces situations. A l'inverse, la situation d'agression de la piscine NPH par les bâtiments adjacents, non dimensionnés au séisme, en cas d'aléas sismique noyau dur serait à considérer en tant que situation redoutée si des dispositions visant à prévenir cette situation n'étaient pas définies et mise en œuvre. A la date du 30 juin 2015, AREVA NC n'a pas justifié que la situation d'agression de la piscine NPH pouvait être exclue et par conséquent, l'ASN considère dans son courrier [13] que « *la situation d'agression de la piscine NPH est à considérer en tant que situation redoutée supplémentaire pour le site de La Hague* » et que « *les moyens de remédiation correspondants doivent être mis en œuvre dans des échéances compatibles avec les autres situations* ».

Selon la décision [12], l'ensemble des SSC, nouveaux ou préexistants, constituant le noyau dur et de ceux nécessaires à la mise en œuvre du noyau dur (SSC en interface) doit être mis en œuvre avant le 31 décembre 2016, à l'exception des locaux robustes de gestion des situations d'urgence qui doivent quant à eux être disponibles avant le 31 octobre 2018.

Afin de se conformer à ces exigences, AREVA NC a transmis [14] les dossiers d'options de sûreté relatifs aux modifications liées à la mise en œuvre des stratégies de remédiation des 7 premières situations redoutées a. à g. au titre du noyau dur d'une part, et à la définition et au dimensionnement des nouveaux locaux de gestion de crise d'autre part. Après instruction, l'ASN a indiqué [13] qu'elle considérerait que les options techniques de remédiation associées à ces situations redoutées étaient globalement convenables sur le principe, sous réserve que l'exploitant tienne compte de plusieurs demandes particulières concernant notamment la suffisance du dimensionnement du réseau d'eau de remédiation.

L'exploitant a par ailleurs transmis [15], [16] des éléments permettant, selon lui, d'exclure les situations h. et i. de la liste des situations redoutées retenues au titre des ECS, ainsi que la stratégie de remédiation retenue [17] vis-à-vis de la situation redoutée g. Ces dossiers sont actuellement en cours d'instruction et l'ASN prendra prochainement une position à leur sujet.

La présente analyse est faite sans préjudice des conclusions à venir dans le cadre de l'examen de la mise en œuvre du noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles de l'installation.

## 5. ANALYSE DU DOSSIER DE REEXAMEN DE SURETE

### 5.1. Démarche adoptée

L'article L. 593-18 du code de l'environnement 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. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 [du code de l'environnement], en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires* ».

De plus, l'article L. 593-19 du code de l'environnement dispose que « *l'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et aux ministres chargés de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de cet examen et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation. Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique aux ministres chargés de la sûreté nucléaire son analyse du rapport* ».

Dans le cadre du réexamen de l'INB n° 116, l'exploitant a :

- procédé à un examen de conformité, en examinant en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables,
- travaillé à améliorer le niveau de sûreté de l'installation en s'appuyant notamment sur la comparaison entre les exigences applicables et celles en vigueur pour des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en considération l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

Le dossier de réexamen de sûreté transmis par l'exploitant, complété des éléments transmis à la suite de la réunion d'enclenchement de l'instruction du 6 juin 2011, comprend :

- le rapport de réexamen de sûreté, incluant le programme d'actions établi à la suite du réexamen de sûreté,
- les 12 pièces « thématiques » suivantes :
  - Pièce A : Introduction et présentation générale ;
  - Pièce B : Évolutions réglementaires ;
  - Pièce C : Bilan exploitation et surveillance ;
  - Pièce D : Bilan du dernier réexamen de sûreté (réalisé pour la mise en service actif) ;
  - Pièce E : Bilan du retour d'expérience et de l'évolution des méthodologies de maîtrise des risques ;
  - Pièce F : Évolution de l'environnement de l'INB n° 116 ;
  - Pièce G : Conformité/Vieillesse ;
  - Pièce H : Réévaluation de sûreté ;
  - Pièce J : Examen des situations incidentelles ;
  - Pièce K : Perspectives ;
  - Pièce L : Plan de démantèlement de l'usine UP3-A ;
  - Pièce M : Prise en compte de la réglementation relative à la malveillance ;
- la révision des rapports de sûreté des ateliers,
- les notes de vérification de la conformité des équipements et du génie civil de chaque atelier,

- la démarche de vérification de la conformité et de prise en compte du vieillissement et son application,
- les notes d'étude du risque d'incendie (ERI) de chaque atelier,
- les notes de réévaluation du comportement sismique des ateliers,
- les notes de réévaluation de la tenue des structures métalliques à la neige et au vent,
- l'étude d'impact d'une pluie centennale sur l'INB n° 116,
- des documents relatifs aux méthodes de calculs des conséquences radiologiques,
- des documents concernant les méthodes d'analyse des risques liés aux agressions d'origine externe.

L'exploitant a intégré dans les révisions des rapports de sûreté les modifications apportées aux installations jusque fin 2006<sup>2</sup>. La prise en compte du retour d'expérience concerne également les événements ou incidents antérieurs à cette date.

Les documents relatifs aux opérations de transport internes ont été transmis au cours de l'instruction, notamment les rapports de sûreté des différents emballages concernés.

Le dossier initial a été significativement complété au cours de l'instruction, qui s'est étalée sur 4 ans, notamment à l'issue et compte tenu des différentes réunions du groupe permanent d'experts qui se sont succédées. En particulier, le référentiel de sûreté de l'INB n° 116 ne comportant pas d'EIS (EIP restreints au domaine de la sûreté tel que prévu par l'arrêté du 10 août 1984)<sup>3</sup> en 2010 et n'étant donc pas conforme à la réglementation en vigueur, l'ASN a demandé à l'exploitant d'initier une démarche d'identification des EIS (EIP) et de leurs exigences de sûreté (définies) afférentes. Sur cette base, AREVA NC a par ailleurs complété son examen de conformité initial en s'attachant dès lors à vérifier la conformité des EIS (EIP) identifiés à leurs exigences de sûreté définies.

Les aspects relatifs à la sécurité classique et à la réglementation des équipements sous pression nucléaires (ESPN) n'ont pas été examinés dans la mesure où les aspects relatifs à la sécurité au travail ne sont pas du ressort de l'ASN et où les ESPN sont soumis à un suivi en service périodique conformément aux articles 13 et 14 de l'arrêté ESPN du 12 décembre 2005. Les risques liés à la malveillance n'ont pas non plus été examinés.

Ces documents ont fait l'objet d'un examen par l'ASN et son appui technique, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

L'ASN a sollicité l'avis du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines (GPU). Dans ce cadre, elle a demandé, par lettre [18], au président du groupe permanent d'experts précité de statuer sur le niveau de sûreté actuel et pour les dix années à venir de l'usine UP3-A, en tenant compte des résultats de l'évaluation complémentaire de sûreté de cette usine demandée à la suite de l'accident survenu en 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

---

<sup>2</sup> Les modifications postérieures à cette date ont néanmoins été prises en compte puisqu'ayant, pour la plupart, fait l'objet d'une analyse de sûreté au titre de l'article 26 du décret du 2 novembre 2007 [3]. Elle ont été intégrées dans les « masters de rapports de sûreté » (versions informatisées mises à jour en ligne et tenues à disposition de l'ASN).

<sup>3</sup> EIS : élément important pour la sûreté ; EIP : élément important pour la protection de la sécurité, la santé et la salubrité publique ainsi que pour la protection de la nature et de l'environnement, c'est-à-dire structure, équipement, système (programmé ou non), matériel, composant, ou logiciel présent dans une installation nucléaire de base ou placé sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction nécessaire à la démonstration de sûreté ou contrôlant que cette fonction est assurée

L'ASN a demandé que le groupe permanent s'attache en particulier à examiner les points suivants :

- la démarche et les données utilisées par AREVA NC pour réaliser son réexamen, ainsi que la méthode d'identification des équipements importants pour la sûreté (EIS) et la liste des EIS établie par AREVA NC,
- l'examen de la conformité des EIS des ateliers constituant l'usine UP3-A aux exigences de sûreté définies, notamment au regard des évolutions qu'ils ont pu subir et de leur vieillissement,
- la réévaluation de sûreté réalisée par AREVA NC, notamment au regard de l'évolution de la réglementation et des meilleures pratiques en matière de sûreté et de radioprotection ainsi que du retour d'expérience de l'exploitation de l'installation,
- le programme d'actions établi par AREVA NC pour améliorer la sûreté de son installation.

Par lettre [19], l'ASN a demandé au groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines ainsi qu'au groupe permanent d'experts pour les transports de matières radioactives et fissiles à usage civil (GPT) d'examiner la sûreté des opérations de transport réalisées à l'intérieur du périmètre de l'INB n° 116 avec les modèles de colis suivants :

- NAVETTES chargées de conteneurs de déchets de haute activité vitrifiés ou compactés,
- châteaux HERMES et MERCURE chargés de fûts de déchets de structure des assemblages irradiés (coques, embouts, ...),
- CBFC2 avec porteur utilisé pour le transport interne de déchets technologiques,
- EMEM à operculaire utilisé pour le transport interne de déchets ou de matériel,
- emballage pour fûts CEFÉ chargés de déchets ou de pièces mécaniques.

Les dispositions de l'arrêté « INB » [41] relatives à la définition des EIP étant entrés en vigueur au 1<sup>er</sup> juillet 2013 en lieu et place des dispositions relatives aux EIS, le travail d'instruction s'est poursuivi sur la base des dispositions réglementaires prévalant au début du processus de réexamen.

L'examen du dossier de réexamen de sûreté de l'usine UP3-A a été réalisé par thèmes techniques. Cinq réunions du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines (GPU), dont une conjointe avec le groupe permanent pour les transports de matières radioactives (GPT), ont ainsi été nécessaires entre 2012 et 2015 pour examiner successivement les thèmes suivants :

- Démarche de réalisation du réexamen de sûreté ;
- Retour d'expérience d'exploitation ;
- Opérations de transport internes ;
- Examen de la conformité et du vieillissement ;
- Réévaluation de sûreté.

La première réunion, consacrée à l'examen des méthodes et des données utilisées par AREVA NC pour réaliser ce réexamen ainsi qu'à l'examen de la démarche d'identification des éléments importants pour la sûreté (EIS) et son application à l'INB n° 116, a eu lieu le 27 juin 2012. Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet d'engagements de la part de l'exploitant par courrier [20]. A l'issue de cette réunion, l'ASN a formulé ses demandes complémentaires relatives à la démarche de réexamen de sûreté et notamment celles visant à compléter la liste d'EIS (ou EIP depuis le 1<sup>er</sup> juillet 2013) et leurs exigences de sûreté dans la lettre [21].

La deuxième réunion du 12 juin 2013 a été consacrée à l'examen du retour d'expérience acquis lors de l'exploitation de l'INB n° 116 concernant le fonctionnement des procédés et la mise en œuvre des dispositions de sûreté définies dans le référentiel de sûreté. Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet d'engagements de la part de l'exploitant par courrier [22]. A l'issue de cette réunion, l'ASN a formulé ses demandes complémentaires aux engagements pris par l'exploitant dans le cadre de l'instruction dans la lettre [23].

La troisième réunion du 14 janvier 2014 a été consacrée à l'examen de la sûreté des opérations de transport internes réalisées avec les modèles de colis HERMES-MERCURE et NAVETTE. Faute de dossier transmis, les groupes permanents GPU et GPT n'ont pas pu examiner les opérations de transport interne réalisées avec les modèles de colis CBF-C2 EMEM et CEFÉ. Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet d'engagements de la part de l'exploitant par courrier [24]. A l'issue de cette réunion, l'ASN a formulé ses demandes complémentaires aux engagements pris par l'exploitant dans le cadre de l'instruction par lettre [25].

La quatrième réunion du 26 mars 2014 a été consacrée à l'examen de la conformité de l'INB n° 116 à son référentiel de sûreté, à la maîtrise du vieillissement de cette installation et à la sûreté des opérations de maintenance. Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet d'engagements de la part de l'exploitant par courrier [26]. A l'issue de cette réunion, l'ASN a formulé ses demandes complémentaires aux engagements pris par l'exploitant dans le cadre de l'instruction par lettre [27].

La cinquième réunion des 18 et 25 mars 2015 a été consacrée à l'examen des conclusions de la réévaluation de sûreté de l'INB n° 116 réalisée par l'exploitant, en particulier la mise à jour des analyses de sûreté au regard de l'évolution des réglementations et des meilleures pratiques en matière de sûreté et de radioprotection en tenant compte du retour d'expérience. Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet d'engagements de la part de l'exploitant par courrier [28]. A l'issue de cette réunion, le groupe permanent d'experts (GPU) a rendu son avis à l'ASN par lettre [29].

L'ASN a communiqué son analyse des conclusions du réexamen de l'INB n° 116 à l'exploitant et formulé des demandes complémentaires par lettre [30].

Sur la base de l'examen de ces documents et de l'avis du GPU, l'ASN expose ci-après son analyse des conclusions du réexamen de sûreté de l'INB n° 116.

## **5.2. Bilan des événements**

Entre 1990 et 2011, l'exploitant de l'INB n° 116 a déclaré 144 événements significatifs (ES).

Le bilan statistique des événements significatifs déclarés sur la période 2001-2011, composé de 107 ES impliquant la sûreté (83 ESS), la radioprotection (6 ESR) ou l'environnement (18 ESE), fait état de :

- 18 non classés sur l'échelle INES,
- 67 de niveau 0 sur l'échelle INES,
- 22 de niveau 1 sur l'échelle INES,
- 0 de niveau 2 sur l'échelle INES.

Concernant les origines des ES déclarés par l'exploitant de l'INB n° 116 :

- la majorité des ESS est imputable à un « évènement ayant conduit au franchissement d'une ou plusieurs limites de sécurité telles que définies dans le rapport de sûreté ou le décret d'autorisation de création » ou à un « évènement pouvant porter atteinte à l'intégrité du confinement des matières dangereuses »,
- la majeure partie des ESR est liée à un « écart significatif affectant la propreté radiologique » ou à un « défaut de signalisation ou non-respect des conditions techniques d'accès ou de séjour dans une zone spécialement réglementée ou interdite (zones oranges et rouges) »,
- 16 des 18 ESE sont relatifs à des émissions ponctuelles de fluides frigorigènes.

Près des trois quart des évènements (hors ESE) se sont produits dans les ateliers des deux lignes principales : ateliers « haute activité » (T1, T2 et T7) et « moyenne activité » (T3, T4 et T5), durant la période d'exploitation normale.

Les systèmes associés à la maîtrise des risques de dissémination des substances radioactives et de criticité sont affectés par plus de la moitié des ES (hors ESE).

Conformément aux modalités de déclaration des évènements significatifs, AREVA NC a informé l'ASN après leur détection et procédé pour chacun d'entre eux à une analyse des causes. Au travers des rapports d'analyse transmis à l'ASN, l'exploitant a également défini les actions pour corriger les situations. La bonne réalisation de ces plans d'amélioration est suivie par l'ASN notamment au cours de ses inspections.

De manière générale, l'ASN retient que l'analyse du retour d'expérience présentée dans le dossier de réexamen a dû être enrichie lors de l'instruction par les données les plus récentes, notamment pour étendre le champ considéré. Nonobstant l'engagement de l'exploitant à poursuivre une animation régulière du retour d'expérience et à formaliser périodiquement les résultats de cette démarche, l'ASN estime nécessaire d'améliorer l'exploitation par AREVA NC du retour d'expérience.

Pour ce qui concerne la maîtrise des risques, l'ASN considère que les dispositions retenues par l'exploitant sont mises en œuvre de façon globalement satisfaisante et que les mesures définies à la suite des évènements marquants analysés apparaissent adaptées. L'ASN souligne toutefois l'émergence d'évènements de portée limitée mais récurrents qui doivent être assimilés à des signaux faibles et faire l'objet d'une attention particulière de l'exploitant ainsi que d'analyses détaillées visant à améliorer les dispositions de sûreté correspondantes.

Ces derniers points ont fait l'objet de demandes spécifiques dans la lettre [23].

### **5.3. Examen de conformité**

L'examen de conformité consiste en la comparaison de l'état de l'installation au référentiel de sûreté et à la réglementation applicables, comprenant notamment son décret d'autorisation de création et l'ensemble des prescriptions de l'ASN. Cet examen de conformité vise à s'assurer que les évolutions de l'installation et de son exploitation, dues à des modifications ou à son vieillissement, respectent l'ensemble de la réglementation applicable et ne remettent pas en cause son référentiel de sûreté. Cet examen décennal ne dispense cependant pas l'exploitant de son obligation permanente de garantir la conformité de son installation.

#### **5.3.1. Examen du dossier initial**

L'ASN relève que l'examen de conformité présenté par l'exploitant dans son dossier initial était très insuffisant. En effet, l'INB n° 116 ne disposant pas d'EIS (EIP) en 2010, l'examen de conformité originel

consistait essentiellement en des visites de conformité et des analyses du vieillissement prévisible, au regard des phénomènes d'endommagement potentiels, des équipements participant aux fonctions importantes de sûreté (FIS), mais sans réel lien avec les exigences de sûreté en matière de fonctionnalité ou d'opérationnalité attendues de ces équipements. En outre, seuls les équipements de la FIS « confinement » bénéficiaient d'une véritable démarche de maîtrise de leur vieillissement. Enfin, les examens de conformité réalisés n'étaient pas représentatifs de l'ensemble des équipements importants pour la sûreté : ainsi, par exemple, l'examen de conformité des équipements importants situés en zone rouge<sup>4</sup> ne portait que sur 5 % de ces zones.

Dans le cadre de l'instruction du rapport de réexamen de sûreté de l'INB n° 116 transmis par AREVA NC, l'ASN a demandé d'une part l'identification d'EIS (EIP) et de leurs exigences associées tels que requis par l'arrêté « qualité » du 10 août 1984 et par l'arrêté « INB » du 7 février 2012, et d'autre part la réalisation d'un examen de conformité complémentaire à l'examen initial, en lien avec la démarche d'identification des EIS et des exigences de sûreté afférentes initiée [4]. A la suite de la première réunion du groupe permanent d'expert consacrée à l'examen des méthodes et des données utilisées par AREVA NC pour réaliser ce réexamen, l'ASN a [21], en outre, précisé les compléments attendus et jugé nécessaire que l'examen de conformité de l'usine UP3-A soit aussi exhaustif que possible, porte sur l'ensemble des EIS identifiés et comprenne des examens *in situ* représentatifs de l'ensemble de ces éléments et couvrant l'ensemble des exigences de sûreté définies.

### 5.3.2. Mise à jour et poursuite de l'examen de conformité

AREVA NC a alors notablement complété les éléments figurant dans son dossier initial relatifs à l'examen de conformité et de maîtrise du vieillissement, tant sur les méthodes utilisées que sur les contrôles effectués. La démarche conformité/vieillessement présentée a été cette fois fondée sur un regroupement des éléments importants pour la sûreté en familles thématiques et sur la sélection d'EIS puis d'EIP dits « témoins » représentatifs de ces familles, en termes de fonctions de sûreté, d'exigences associées, de conditions de fonctionnement et de mécanismes d'endommagement possibles, qui font l'objet d'investigations poussées (visite de terrain généralisée, analyse de maîtrise du vieillissement pouvant se traduire par la réalisation d'essais ou de contrôles complémentaires).

AREVA NC a ainsi procédé à l'examen d'environ 800 EIP « témoins » sur les 13 000 EIP identifiés par AREVA NC dans l'INB n° 116. Cet examen de conformité/vieillessement a donné lieu à plus de 2 000 actions, regroupées sous forme de plans d'action. À la fin du mois de mars 2015, 45 % de ces actions étaient achevées, 15 % sont en cours de traitement et 40 % restent à traiter. Toutefois, les 121 actions de priorité 1 (actions de type « correctif » sur les EIP les plus importants, dits de rang 1 ou 2) étaient, soit en cours, soit achevées.

Sur la base d'un indicateur interne mesurant la conformité et la maîtrise globale du vieillissement des EIP, AREVA NC estime le niveau de conformité de l'INB n° 116 à 80 %. Cet indicateur sera suivi périodiquement par AREVA NC pour intégrer l'avancement des plans d'actions.

### 5.3.3. Conclusions de l'ASN

**L'ASN souligne l'ampleur du travail réalisé par AREVA NC au cours de l'instruction, tout en relevant que ce travail aurait dû être engagé beaucoup plus tôt, en amont de la constitution du dossier. L'ASN considère que la méthode déployée par AREVA NC, qui conduit à un accroissement et une meilleure structuration des contrôles réalisés, est adaptée à l'atteinte d'une référence fiable de l'état des installations. L'ASN juge positivement que l'exploitant prévoit de**

---

<sup>4</sup> Une zone radiologique rouge est une zone spécialement réglementée et contrôlée où le débit de dose ambiant est supérieur à 100 mSv/h.



pérenniser cette démarche et de s'assurer de la conformité et de la maîtrise du vieillissement des équipements en continu et non plus seulement à l'occasion des réexamens de sûreté. L'ASN restera toutefois vigilante sur le déploiement intégral de cette démarche, sa pérennité et le suivi des écarts.

Sur le plan de la méthode, l'ASN estime que l'exploitant devra, conformément à ses engagements, notamment améliorer la justification de la représentativité des EIP témoins qu'il a retenus pour examiner la conformité des EIP d'une même famille et vérifier qu'à chaque EIP est associé un EIP témoin.

Cet aspect fait l'objet de la prescription [116-REEX-04].

L'ASN note que la démarche conformité/vieillessement déployée a d'ores et déjà permis de tirer des enseignements sur l'état des installations et de définir des plans d'améliorations importants : remplacement des appuis d'aéroréfrigérants de circuits de refroidissement, remise à niveau des ancrages de certains équipements électriques, suivi particulier de l'épaisseur des parois des évaporateurs concentrateurs de solutions de produits de fission compte tenu de la mise en évidence de phénomènes de corrosion nettement plus importants que ceux prévus à la conception, ... L'ASN estime néanmoins que les plans d'action définis à la suite des examens de conformité et de maîtrise du vieillissement effectués doivent être achevés rapidement.

Cet aspect fait l'objet de la prescription [116-REEX-05].

#### 5.4. Examen du référentiel de sûreté – réévaluation de sûreté

##### 5.4.1. Démarche EIP/AIP

Comme rappelé ci-avant, le référentiel de sûreté de l'INB n° 116 ne comportait pas d'EIS (EIP) au démarrage du processus de réexamen en 2010 et n'était donc pas conforme aux exigences de l'arrêté « qualité » du 10 août 1984. La démarche de sûreté était en effet fondée sur les notions moins détaillées de « fonction de sûreté » et de « fonction importante de sûreté » ainsi que sur celle d'« équipements à disponibilité requise » (EDR). De fait, les démonstrations de sûreté n'intégraient pas la notion d'EIS (EIP), ni celle d'exigences de sûreté (définies) afférentes aux EIS (EIP). À réception du rapport de réexamen de sûreté de l'INB n° 116, l'ASN a indiqué à AREVA NC qu'elle jugeait l'identification d'EIS et de leurs exigences de sûreté indispensable au réexamen de sûreté puisque structurante vis-à-vis de l'examen de conformité et de la réévaluation de sûreté. À la demande de l'ASN et afin de pallier cette lacune, AREVA NC a donc entrepris une démarche d'identification des EIS et de leurs exigences de sûreté associées. Cette démarche a fait l'objet d'une première évaluation à l'occasion de la réunion du groupe permanent d'experts du 27 juin 2012. À l'issue de cette réunion, l'ASN a considéré [21] que la méthode appliquée pour définir les EIS de l'usine UP3-A et leurs exigences associées nécessitait d'être révisée, notamment afin de compléter la liste des EIS identifiés et de rendre leurs exigences de sûreté plus opérationnelles.

En application de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (dit « arrêté INB ») et compte tenu des réserves dont la démarche initiale avait fait l'objet lors de la réunion du GPU du 27 juin 2012, AREVA NC a par la suite révisé sa démarche d'identification des EIP de l'INB n° 116 et de leurs exigences définies afférentes. Cette démarche a, à nouveau, été examinée par le GPU le 18 mars 2015.

**Bien que l'identification d'EIS (EIP) et de leurs exigences de sûreté associées eusse dû être effective depuis longtemps, l'ASN considère que la mise en œuvre de cette démarche constitue une évolution positive et indispensable afin de clarifier les démonstrations de sûreté des risques**

**inhérents à l'INB n° 116. L'ASN relève cependant que cette démarche d'identification des EIP/AIP n'est pas achevée et doit encore être complétée sur de nombreux points ce qui nécessitera des travaux importants.**

En particulier, la liste des EIP identifiés, classés à ce stade selon trois rangs en fonction de leur importance, ne couvre pas l'ensemble des structures, équipements systèmes, matériels, composants ou logiciels présents dans l'INB n° 116 assurant une fonction nécessaire à la démonstration de sûreté ou contrôlant que cette fonction est assurée, selon la définition de l'arrêté « INB ». La liste des EIP établie devra donc être complétée pour prendre en compte des éléments complémentaires de moindre importance mais néanmoins appelés par le référentiel de sûreté (câbles de liaison aux tableaux de repli, mesures d'activité volumique en clôture de l'établissement ou dans les villages voisins, détecteurs de passage des cruchons du réseau de transport pneumatique, éléments des emballages de transport participant au confinement du contenu radioactif ou à la prévention des risques d'exposition externe, ...). L'intégration de ces éléments entraînera la création par AREVA NC d'un quatrième rang de hiérarchisation des EIP rassemblant des éléments répondant aux exigences de qualité courante.

La démarche d'identification des EIP/AIP devra en outre être complétée de façon à :

- prendre en compte pour chaque fonction, l'ensemble des agressions définies dans l'arrêté « INB »,
- justifier la hiérarchisation des EIP retenue ainsi que le lien entre le rang des EIP et le niveau des exigences associées,
- formaliser la méthode d'identification des AIP et de leur exigences définies en intégrant la notion de gestion de la sous-traitance et la fabrication ainsi que certaines AIP « transverses » non rattachée à des EIP (contrôles SPR, gestion des déchets, analyses dans les laboratoires, conduite et gestion des alarmes, ...).

L'ASN retient que les évolutions prévues de la démarche d'identification et de hiérarchisation des EIP et AIP seront précisées sous un an et que la déclinaison de la démarche devrait permettre de disposer à l'échéance de fin 2018 d'un référentiel de sûreté de l'INB n° 116 adapté en vue de son prochain réexamen de sûreté.

**Les évolutions requises de la démarche d'identification des EIP/AIP ont fait l'objet d'engagements de la part d'AREVA NC et sont l'objet des prescriptions [116-REEX-01] et [116-REEX-02] de l'ASN.**

#### **5.4.2. Risques d'origine nucléaire**

##### *Risque de dispersion des substances radioactives*

Le risque de dispersion de substances radioactives est présent dans tous les ateliers de l'INB n° 116. Sa maîtrise repose sur la mise en place d'un confinement statique, assuré par différentes barrières successives, et d'un confinement dynamique (cascade de dépressions) assuré par la ventilation.

Pour ce qui concerne le confinement statique, AREVA NC n'a pas transmis, dans le cadre de l'instruction de la réévaluation de la sûreté de l'INB n° 116, tous les éléments permettant de pouvoir statuer sur ce point. Les éléments en question visent, pour la plupart, à répondre aux engagements pris dans le cadre de l'instruction de l'examen de conformité des EIP de l'usine UP3-A. L'ASN instruira les éléments qui seront transmis par AREVA NC dans le cadre du suivi des engagements pris et du suivi des plans d'action définis à la suite des examens de conformité et de maîtrise du vieillissement.

L'examen de conformité réalisé a cependant d'ores et déjà permis de mettre en évidence des phénomènes de corrosion des évaporateurs concentrateurs de solutions de produits de fission de l'atelier T2 nettement plus importants que ceux prévus à la conception, conduisant à une diminution sensible des épaisseurs de paroi de ces équipements. L'exploitant a donc modifié les conditions de fonctionnement (diminution de la pression de fonctionnement, de la température maximale du liquide de chauffe,...) des évaporateurs afin de limiter la corrosion et se placer dans un domaine où l'épaisseur minimale de tenue à la pression serait plus faible. Outre ces dispositions visant à atténuer la vitesse de corrosion et à accroître le délai avant percement, l'exploitant s'est engagé, d'une part à effectuer un suivi annuel de l'épaisseur de la paroi de ces équipements, d'autre part à compléter la démonstration de la maîtrise d'une perte de confinement de ces équipements.

Il est à noter que des équipements similaires situés dans l'atelier R2 de l'INB n° 117 (usine UP2-800) sont également sujets à un phénomène de corrosion excessive, c'est pourquoi l'ASN a choisi d'encadrer la poursuite du fonctionnement de ces équipements dans le cadre d'une décision *ad-hoc* s'appliquant aux INB n°s 116 et 117.

**L'ASN relève qu'à ce stade les phénomènes de corrosion affectant les évaporateurs des ateliers T2 et R2 restent mal connus et considère que la limitation de la vitesse de corrosion résultant des mesures palliatives prises par l'exploitant n'est pas acquise et doit être confortée par des mesures régulières. L'ASN estime donc, d'une part qu'il convient de rester vigilant à cet égard, d'autre part que les éléments de démonstration relatifs à la situation de percement des évaporateurs que l'exploitant s'est engagé à apporter devront expliciter et justifier les interventions prévues pour maîtriser une telle situation.**

**Ces aspects font l'objet de la décision [6] s'appliquant aux INB n°s 116 et 117.**

Pour ce qui concerne le confinement dynamique, fondé sur le principe d'une cascade de dépressions qui oriente les transferts d'air de ventilation vers les zones où le risque de contamination est le plus grand, l'équilibrage des réseaux de ventilation et le taux de renouvellement d'air des locaux n'avaient pas fait l'objet de vérifications depuis la mise en service de l'installation. Dans le cadre de l'instruction, l'exploitant a vérifié l'équilibrage aéraulique de l'atelier T1. Cette vérification s'est révélée plutôt satisfaisante puisque les débits de ventilation mesurés avaient très peu évolué depuis la mise en service de l'installation et que seuls trois locaux présentaient un écart par rapport aux niveaux de dépression attendus, sans conduire à une inversion des sens d'air. **L'ASN considère néanmoins que, dans le cadre du prochain réexamen de sûreté de l'INB n° 116, une telle vérification devrait être étendue aux autres ateliers de l'usine UP3-A, le cas échéant par échantillonnage.**

A la suite d'un évènement ayant conduit à un entraînement de vésicules<sup>5</sup> dans le circuit de vide des airlifts de prélèvement d'échantillons, l'exploitant a par ailleurs défini un plan d'action visant à prévenir la remontée de vésicules radioactives dans les circuits de vide et prévoit de l'appliquer à l'ensemble de ces équipements avant la fin de l'année 2015. **L'ASN considère que les actions entreprises vont dans le sens d'une amélioration des pratiques avec notamment l'augmentation de la fréquence de rinçage des airlift de prélèvement d'échantillons afin de prévenir leur encrassement. Le suivi du plan d'action fera l'objet de vérifications au travers des inspections.**

#### Risque de criticité

Le risque de criticité, qui peut être défini comme le risque d'occurrence d'une réaction en chaîne incontrôlée au sein d'un milieu initialement sous-critique, est présent dans la plupart des ateliers de

---

<sup>5</sup> Micro gouttes chargées en particules radioactives

l'INB n° 116 avec une grande variété de milieux fissiles, liée à la diversité des matières mises en œuvre et des modes de contrôle.

La réévaluation de sûreté des dispositions visant à assurer la maîtrise de ce risque sur les ateliers T1, T2, T3 et T4 n'a pas mis en évidence de dysfonctionnement notable et n'a pas conduit à réviser les limites associées aux différents modes de contrôle de la criticité. L'exploitant a cependant établi un plan de révision d'un certain nombre de notes techniques de criticité des ateliers de l'INB n° 116 au regard de l'évolution des connaissances, des techniques et des outils de calcul de criticité. Ce plan de révision s'est achevé à la fin de l'année 2015. L'instruction a, par ailleurs, mis en évidence que d'autres notes techniques que celles identifiées par AREVA NC dans son plan de révision pourraient également devoir être mises à jour. L'exploitant s'est engagé à évaluer, pour le début de l'année 2017, la nécessité de réviser ces notes complémentaires au regard de l'évolution de l'état de l'art en matière de criticité.

**L'ASN considère que l'installation devra en tout état de cause mettre à jour son référentiel documentaire pour se conformer à la décision de l'ASN du 7 octobre 2014 relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base [31], notamment pour ce qui concerne, d'une part les dispositions de limitation des conséquences d'un accident de criticité, et d'autre part les dispositions en matière d'organisation et de ressources qui entreront en vigueur le 1<sup>er</sup> juillet 2017.**

#### *Risques liés au phénomène de radiolyse*

Le risque lié au phénomène de radiolyse de l'eau, qui peut se définir comme le phénomène de dissociation par décomposition chimique des molécules d'eau en hydrogène et hydroxyle sous l'effet d'un intense rayonnement ionisant, est le risque d'explosion de l'hydrogène produit. Dans l'installation UP3-A, la prévention de ce risque repose notamment sur un balayage à l'air pulsé des ciels des cuves contenant les solutions de produits de fission et de fines de cisailage.

La réévaluation de sûreté n'a pas mis en évidence d'éléments susceptibles de remettre en cause la démonstration de sûreté relative aux risques liés aux phénomènes de radiolyse. Toutefois en l'absence de certains éléments complémentaires (exigences associées aux systèmes d'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse, autres que ceux d'alimentation en air de balayage, résultats de l'examen de conformité des EIP en lien avec la maîtrise des risques liés à la radiolyse, notamment ceux situés en zone inaccessible) que l'exploitant s'était engagé à transmettre mais qui n'ont toujours pas été reçus à ce jour, il n'a pas été possible de statuer de façon définitive sur ce point.

**L'ASN estime que cet aspect devra être pris en compte dans le cadre du suivi des engagements pris dans le cadre de l'instruction et des plans d'action définis à la suite des examens de conformité et de maîtrise du vieillissement et, le cas échéant, faire l'objet d'une analyse complémentaire spécifique.**

#### **5.4.3. Autres risques d'origine interne**

##### *Risques liés à l'incendie*

Les risques liés à l'incendie sont présents dans tous les ateliers de l'INB n° 116, en particulier dans ceux utilisant des solvants ou contenant d'autres matières combustibles et les risques associés peuvent concerner à la fois l'atteinte d'équipements contenant des substances radioactives et le dysfonctionnement d'équipements participants à la maîtrise des risques. Les principes de protection contre les risques liés à l'incendie retenus à la conception ne répondent toutefois plus aux exigences actuelles. Ils ont été revus à l'occasion de la réalisation des études du risque incendie (ERI) de chaque

atelier requises par l'arrêté ministériel l'arrêté du 31 décembre 1999 modifié [32]. Les ERI des différents ateliers de l'INB n° 116 ont été transmises en 2010 et 2011. AREVA NC a obtenu une dérogation à l'échéance de mise en œuvre des préconisations définies dans le cadre des ERI de l'INB n° 116, fixée à 2 ans après la première remise des ERI par l'arrêté susmentionné. L'échéancier prévisionnel de mise en œuvre des améliorations complémentaires aux dispositions existantes et portant sur trois niveaux de défense en profondeur (prévention des départs de feu, détection et maîtrise du développement du foyer initial dans le local, maîtrise de la propagation de l'incendie hors du local) s'étend de 2011 à 2022 [33], [34], sachant en outre que certaines de ces améliorations sont conditionnées à des études de faisabilité devant être engagées.

La démonstration de la maîtrise des risques liés à l'occurrence d'un incendie dans l'INB n° 116 repose en grande partie sur les ERI réalisées et sur le document de synthèse de leurs conclusions transmis dans le cadre de la réévaluation de sûreté. L'instruction de ces documents a révélé une certaine incohérence d'ensemble, les principes de protection et les exigences à respecter n'étant pas clairement explicités, ne faisant pas le lien avec la démarche EIP/AIP mise en œuvre et se référant à plusieurs textes (guide inter-exploitants, fonction générale incendie, ...) parfois contradictoires. Par ailleurs, il s'est avéré que les documents transmis dans le cadre du réexamen de sûreté se contentent de décrire les dispositions complémentaires retenues au titre des niveaux de défense en profondeur sans présenter les règles de mise en place de ces dispositions pour chacun des niveaux de défense en profondeur et sans apporter de justification sur leur suffisance en lien avec la sûreté de l'installation et les cibles à protéger. Des faiblesses dans les dispositions de protection contre l'incendie présentes actuellement dans les locaux ont été relevées, en particulier dans le cas des locaux contenant des équipements redondants participant à une fonction de sûreté.

**L'ASN souligne l'ampleur du travail réalisé par l'exploitant pour élaborer ces ERI et en synthétiser les conclusions dans le cadre du réexamen de sûreté, eu égard au nombre très important de locaux de l'INB n° 116. L'ASN estime que les actions d'amélioration (détection, protection, sectorisation, évacuation des charges calorifiques, ...) prévues par l'exploitant à la suite des ERI devraient constituer un gain significatif pour la maîtrise des risques liés à l'incendie. L'ASN considère cependant que la démonstration de la maîtrise des risques liés à l'incendie est à compléter significativement et en conformité avec la décision de l'ASN du 28 janvier 2014 [35]. La démarche d'analyse de sûreté suivie, les principes ayant conduit aux préconisations de mise en œuvre des dispositions de protection complémentaires de maîtrise des risques liés à l'incendie ainsi que les exigences et les règles d'installation et d'exploitation relatives à ces dispositions devront ainsi être précisées. La démonstration de sûreté devra en outre porter sur l'ensemble des composants nécessaires au maintien des fonctions de sûreté et démontrer que les systèmes redondants sont protégés des modes communs pouvant être induits par les différents effets d'un incendie.**

**L'ASN estime enfin que, compte tenu des enjeux de sûreté importants inhérents à cette INB, la mise en œuvre des dispositions préconisées à la suite des ERI, ainsi que de celles susceptibles de résulter de la mise à jour de la démonstration de sûreté, doit être effective dans les meilleurs délais et en tout état de cause avant la remise du prochain rapport de réexamen de l'INB n° 116, pour les ateliers présentant les enjeux de sûreté les plus importants.**

**Ces aspects font l'objet des prescriptions [116-REEX-08] et [116-REEX-09].**

#### *Risques d'explosion interne*

Les risques d'explosion d'origine interne sont présents dans l'INB n° 116 du fait des substances utilisées dans le procédé ou les fonctions support (TPB/TPH, hydrogène), ou de réactions non contrôlées (formation de « red-oils », éclatement d'équipements sous pression, pyrophoricité du zircaloy).

Pour ce qui concerne le risque d'explosion de l'hydrogène produit par les batteries, AREVA NC a transmis une analyse de sûreté visant à démontrer la maîtrise du risque d'explosion dans les locaux batteries de l'atelier T1, au regard de l'agression d'EIP. Ce type d'analyse est prévu d'être étendu aux autres ateliers et bâtiments de l'INB n° 116 avant fin 2017 dans le cadre de la mise en conformité réglementaire des locaux batteries de l'établissement. À l'issue de la réévaluation de sûreté, AREVA NC s'est engagé à compléter, pour début 2017, l'analyse des risques d'explosion liés à la production d'hydrogène dans les locaux batteries de l'atelier T1 en intégrant les conséquences sur les locaux adjacents aux locaux batteries de T1 et en retenant des hypothèses de dilution de l'hydrogène réalistes. AREVA NC s'est en outre engagé à évaluer les conséquences potentielles sur les fonctions de sûreté d'une explosion dans les locaux non dédiés contenant des batteries de taille significative. Sur la base de ces compléments, la méthodologie définie sera intégrée à la note relative aux onduleurs, chargeurs et accumulateurs en application et, le cas échéant, des dispositions spécifiques seront prises.

**L'ASN considère que la réévaluation de sûreté des risques d'explosion de l'hydrogène produit par les batteries aurait dû concerner l'ensemble des ateliers et bâtiments de l'usine UP3-A et pas seulement l'atelier T1. L'ASN estime donc que l'extension de l'analyse relative à l'atelier T1 aux autres ateliers de l'INB n° 116, sur la base de la méthodologie définie à l'occasion de la réévaluation de sûreté réalisée, doit être effective rapidement.**

**Cet aspect fait l'objet de la prescription [116-REEX-10].**

Concernant le risque d'explosion interne lié à l'utilisation de solvants tels que le TBP ou le TPH dans le procédé, AREVA NC a transmis une analyse démontrant, hors situation d'incendie, l'absence de risque d'explosion en raison du fait que ces produits sont utilisés à des températures inférieures à leurs points éclair. À l'issue de la réévaluation de sûreté, AREVA NC s'est toutefois engagé à compléter, pour début 2017, l'analyse des risques d'explosion liés à l'utilisation de TBP/TPH afin de confirmer l'absence de risque d'explosion en cas de séisme, d'intégrer l'étude d'une situation dégradée représentative issue de la défaillance du procédé ou de l'une des dispositions de prévention et d'estimer les conséquences potentielles d'une explosion sur les fonctions de sûreté

**L'ASN estime que les éléments complémentaires qui seront apportés par l'exploitant devront conduire, le cas échéant, à mettre en place des dispositions préventives spécifiques. L'ASN considère également que l'exploitant devra justifier la suffisance des dispositions prises pour prévenir l'initiation ou la propagation d'un incendie susceptible de conduire à une explosion de TBP/TPH.**

**Cet aspect fait l'objet de la prescription [116-REEX-11].**

Concernant le risque d'explosion interne lié à l'éclatement d'équipements sous pression (ESP), AREVA NC a transmis une analyse, limitée aux locaux contenant à la fois un ESP de catégorie III ou IV et un EIP de rang 1 ou 2 (EIP dont la défaillance est susceptible d'entraîner des conséquences radiologiques supérieures à 1 mSv à la clôture), qui a conclu, en cas d'éclatement d'un ESP, au maintien des fonctions de sûreté assurées par les EIP présents dans ces locaux, soit parce que les EIP ne sont pas directement affectés, soit parce qu'il existe des équipements redondants pouvant pallier leur perte. À l'issue de la réévaluation de sûreté, AREVA NC s'est néanmoins engagé à compléter, pour début 2017, son analyse des risques liés à un éclatement d'ESP notamment en l'étendant à l'ensemble des cibles assurant une fonction de sûreté ainsi qu'aux ESP mobiles de catégorie III et IV et en justifiant la non prise en compte des ESP de catégories I et II.

**L'ASN considère là encore que la réévaluation de sûreté des risques d'explosion interne liés à l'éclatement d'ESP aurait dû être plus exhaustive et ne pas nécessiter autant de compléments à**

la suite de son instruction. L'ASN attache donc une grande importance à ce que l'analyse effectuée soit complétée rapidement. L'ASN estime en outre que la démarche définie à l'issue de ces analyses complémentaires devra être appliquée à l'ensemble des ateliers de l'INB n° 116 dans le cadre du prochain réexamen de sûreté de cette INB.

**Cet aspect fait l'objet de la prescription [116-REEX-12].**

Par ailleurs, comme cela a été mentionné plus haut, les aspects liés aux ESPN n'ont pas été abordés dans le cadre du présent réexamen de sûreté.

Concernant les risques d'explosion liés à la formation des « red-oils » (composés issus de la réaction entre, d'une part le solvant et ses produits de dégradation, d'autre part les nitrates), AREVA NC contribue à des travaux de recherche et développement visant à améliorer les connaissances sur ce sujet. Parallèlement à ces actions d'approfondissement en cours, AREVA NC s'est engagé, à l'issue de la réévaluation de sûreté, à compléter, pour début 2018, son estimation des marges de sûreté existantes vis-à-vis de ce risque en fonctionnement normal pour ce qui concerne les équipements chauffés et non chauffés des ateliers T2, T3 et T4 par une étude d'identification des marges résiduelles en fonctionnement dégradé et incidentel pour ces mêmes équipements. AREVA NC s'est en outre engagé à réviser, dans le cadre du prochain réexamen de sûreté de l'INB n° 116, ses analyses de sûreté des risques d'explosion liés à la formation de « red-oils » dans les unités d'évaporation des ateliers T2, T3 et T4 pour tenir compte des résultats des programmes de R&D en cours, et à proposer s'il y a lieu des dispositions complémentaires aux dispositions actuellement mises en œuvre.

**L'ASN considère satisfaisants les engagements d'AREVA NC sur cet aspect qui fait l'objet de la prescription [116-REEX-13].**

#### Risques liés aux facteurs organisationnels et humains

Les risques liés aux facteurs organisationnels et humains ont été examinés dans le cadre de la réunion du groupe permanent d'experts pour les laboratoires et les usines (GPU) du 27 juin 2012 relative au « management de la sûreté » des installations d'AREVA NC pour ce qui concerne la nouvelle organisation déployée dans l'établissement de La Hague depuis 2011. L'analyse du retour d'expérience a mis en évidence la part importante de la maintenance dans les événements significatifs déclarés par AREVA NC. Le thème de la maintenance a donc fait l'objet d'un examen particulier dans le cadre de la réunion du GPU du 26 mars 2014. A cet égard, AREVA NC a pris des engagements dans le courrier [26] et l'analyse de la sûreté des opérations de maintenance a fait l'objet d'une demande spécifique de l'ASN, formulée dans la lettre [27], enjoignant l'exploitant à recenser et prendre des dispositions vis-à-vis des configurations où des équipements assurant de manière redondante une fonction de sûreté pourraient être affectés simultanément lors d'une opération de maintenance, entraînant une perte de la fonction.

#### **5.4.4. Risques liés aux opérations de transport interne**

La réévaluation de sûreté des risques liés aux transports internes à l'INB n° 116 a concerné principalement les systèmes de transport HERMES-MERCURE utilisés pour le transport interne des fûts de coques et embouts et NAVETTE utilisé pour le transport interne des colis de déchets vitrifiés et compactés (CSD-V et CSD-C). Les autres systèmes de transport, utilisés pour le transport interne des fûts CEFE, des enceintes mobiles d'évacuation de matériel (EMEM) et des colis CBF-C2, ont néanmoins été examinés.

Il s'avère que les principes de conception des systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE ne répondent pas à l'état de l'art actuel pour les transports effectués à l'intérieur d'un site. En effet, la conception des modèles de colis doit viser à garantir des niveaux minimaux de performance

à l'issue d'épreuves (chutes, immersion, incendie, ...) représentatives de scénarios incidentels et accidentels définis pour le site concerné et les conditions d'utilisation pratiquées, ce qui n'est pas le cas des systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE. Dans le cadre de la réévaluation de sûreté de ces systèmes de transport, AREVA NC a donc entrepris de développer une nouvelle démarche de justification de la sûreté des opérations de transport en définissant en particulier les scénarios incidentels et accidentels à considérer ainsi que les exigences de sûreté associées. AREVA NC a en outre proposé de mettre en œuvre avant fin 2018 des dispositions d'améliorations des systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE : renforcement des arrimages des colis à leurs plates-formes de transport, renforcement structurel du système de transport HERMES-MERCURE par l'ajout d'un exosquelette autour du colis, ...

A la suite de l'instruction, l'exploitant s'est engagé à dimensionner les systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE en prenant en compte des situations de collision et de telle sorte que le débit de dose à 1 m du colis reste limité à 10 mSv/h en situation accidentelle. AREVA NC s'est en outre engagé à vérifier par des essais l'efficacité en situation accidentelle des améliorations apportées au système de verrouillage du fût transporté par le système de transport HERMES-MERCURE. Par ailleurs, concernant les systèmes de transport CBF-C2, CEFÉ et EMEM, l'exploitant s'est engagé à démontrer le maintien des fonctions de sûreté dans toutes les situations de transport et, le cas échéant, à proposer des améliorations.

**L'ASN considère que, compte tenu de la fréquence d'utilisation importante des systèmes de transport, la démonstration de la sûreté des transports sur l'établissement de La Hague doit reposer avant tout sur la conception des modèles de colis ou des systèmes de transport. L'ASN estime que les améliorations prévues sur les systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE et les principes retenus pour le dimensionnement de ces systèmes devraient permettre d'atteindre un niveau de sûreté convenable pour les opérations de transport concernées. L'ASN considère par ailleurs que la démonstration de sûreté des autres systèmes de transport CBF-C2, CEFÉ et EMEM devra être achevée et les dispositions d'amélioration éventuelles mises en place à la même échéance que pour les systèmes HERMES-MERCURE et NAVETTE.**

**Ces aspects font l'objet des prescriptions [116-REEX-06] et [116-REEX-07].**

#### **5.4.5. Risques d'origine externe**

Pour ce qui concerne les risques d'origine externe aux ateliers, l'ASN relève que l'exploitant s'est engagé notamment à :

- compléter sa démonstration de la maîtrise des risques liés à la foudre. L'ASN estime à cet égard que cette démonstration doit être réalisée sur la base de l'application de la norme NF EN 62305-2 qui vise à atteindre un niveau de protection minimal des bâtiments susceptibles d'être concernés, en la complétant au regard des enjeux de sûreté d'une installation nucléaire. L'ASN estime en outre que des dispositions de protection doivent être mises en œuvre rapidement à l'issue des évaluations menées,
- confirmer la tenue au vent de référence des charpentes métalliques et des cheminées de rejets de l'usine UP3-A,
- réviser son analyse des phénomènes dangereux induits par les installations de stockage de fioul de l'établissement et des risques de perte simultanée d'équipements redondants situés à proximité les uns des autres à l'extérieur des bâtiments.



**Ces aspects font l'objet des prescriptions [116-REEX-14], [116-REEX-15], [116-REEX-16] et [116-REEX-17].**

Par ailleurs, pour ce qui concerne les risques liés au séisme, AREVA NC a, dans le cadre du réexamen de sûreté de l'INB n° 116, d'une part réévalué l'aléa sismique (SMS) considéré pour le site de La Hague, et d'autre part réévalué le comportement sismique des ouvrages de génie civil, en tenant compte pour ces ouvrages, du diagnostic effectué à l'occasion de l'examen de conformité.

A l'issue de l'instruction, AREVA NC s'est notamment engagé à réexaminer la définition du séisme de dimensionnement du site de La Hague et à compléter son analyse du comportement sismique des planchers des ateliers T0 à T7.

## 6. PERSPECTIVES POUR LES ANNEES A VENIR

Dans le cadre du réexamen de sûreté de l'installation, l'exploitant a présenté sa stratégie pour les dix années à venir pour l'exploitation de l'INB n° 116.

Le rapport de réexamen prévoyait ainsi deux nouvelles activités :

- l'implantation d'une nouvelle piscine (piscine F) d'entreposage des combustibles irradiés pour faire face à l'insuffisance de la capacité actuelle des piscines (NPH, C, D, E) du site,
- la mise en place d'une unité adaptée au traitement de matières plutonifères (projet TMP).

A ce jour, la construction d'une nouvelle piscine n'est plus envisagée et l'unité TMP (dont la dénomination est devenue unité de « traitement des combustibles particuliers » dite « TCP ») est finalement prévue dans l'INB n° 117.

Le rapport de réexamen prévoyait également :

- l'extension du domaine de fonctionnement autorisé de l'usine à des combustibles à base d'uranium de retraitement enrichis (URE), à taux de combustion élevé (jusqu'à 65 GWj/t), à gainage dopé au niobium, RTR de type siliciure, ...
- des adaptations du procédé : rinçages des dissolvants et roues au carbonate de sodium, augmentation de l'acidité des solutions de dissolution, utilisation d'antimousse dans les évaporateurs de solutions de produits de fission, ...
- des évolutions techniques : extension de la technologie du creuset froid à l'atelier T7, construction d'une extension de l'entreposage E/EV/SE de conteneurs standards de déchets vitrifiés nommée E/EV/LH, ...

Ces évolutions sont traitées conformément aux procédures décrites aux articles 31 (cas de l'extension E/EV/LH 2 pour l'entreposage des colis CSD-V) ou 26 du décret du 2 novembre 2007 [3]. Elles sont, pour certaines, déjà réalisées ou en cours.

A cet égard, l'ASN précise que, si les évolutions prévues de l'INB n° 116 n'appellent pas de commentaires à ce stade, les conclusions du réexamen ne valent pas autorisation pour les projets susmentionnés.

Par ailleurs, certains thèmes de portée plus large que la seule INB n° 116 n'ont pas été abordés dans le cadre de l'instruction du réexamen de sûreté de l'usine UP3-A. Ces thèmes instruits dans d'autres cadres, et qui ont néanmoins un lien direct avec l'installation, sont tels :

- la gestion des entreposages de déchets,
- le plan de démantèlement,
- l'étude déchets de l'établissement,
- le Plan d'Urgence Interne (PUI),
- les autorisations de rejets.

Ainsi, dans le cadre du dossier relatif à la « Cohérence du cycle du combustible REP français », l'ASN a demandé aux différents exploitants concernés, dont AREVA NC, de mettre en œuvre une démarche « Veille et anticipation » afin d'anticiper suffisamment en amont les enjeux de sûreté associés au cycle du combustible français, comme par exemple ceux qui pourraient être consécutifs à la saturation d'entreposages ou à l'indisponibilité d'installations de traitement, et de s'assurer d'un fonctionnement cohérent du cycle du combustible sur une période suffisamment longue en démontrant la pérennité des

flux et stocks de matière, de combustibles et de déchets et en anticipant les difficultés ou aléas de fonctionnement du cycle. Dans ce cadre, l'ASN a demandé [36] à AREVA NC de fournir avant le 30 juin 2016 un dossier synthétique évaluant l'impact à quinze ans des projets EDF sur les installations placées sous sa responsabilité, en tenant compte des actions ou projets d'évolutions qu'il envisage. Pour ce qui concerne l'usine UP3-A, cette synthèse permettra notamment de disposer d'une vision robuste et pérenne quant à la nature et à la quantité de substances présentes dans les entreposages, leurs échéances d'évacuation et de traitement et, de fait, d'anticiper une éventuelle saturation des piscines C et D d'entreposage de combustibles irradiés ou des ateliers E/EV/SE, E/EV/LH et ECC d'entreposage des conteneurs standards de déchets vitrifiés (CSD-V) et compactés (CSD-C), en créant ou augmentant, le cas échéant, les capacités d'entreposage.

Par ailleurs, l'ASN a estimé nécessaire d'examiner les orientations stratégiques en matière de gestion des déchets et de démantèlement des installations envisagées par AREVA NC sur le site de La Hague et a demandé [37] à l'exploitant de transmettre avant le 30 juin 2016 :

1. Un dossier relatif à la stratégie de gestion des déchets, comprenant :
  - la déclinaison de la stratégie globale AREVA concernant la gestion des déchets,
  - les bilans de production des déchets issus du fonctionnement des installations, des opérations de démantèlement et d'assainissement et des programmes de reprise et conditionnement des déchets anciens de ces dix dernières années,
  - les actions de réduction à la source de la quantité et de la nocivité des déchets produits,
  - les modalités de gestion des entreposages et actions d'amélioration prévues,
  - les études déchets,
  - les contrôles, suivi des colis non-conformes et retour d'expérience (REX) des 10 dernières années de production de colis de déchets,
  - l'état d'avancement des solutions de conditionnement des déchets existants ou à produire non conditionnés.
2. Un dossier relatif à la stratégie de démantèlement, comprenant :
  - l'évolution de la stratégie de démantèlement des installations de La Hague depuis 2008 et la justification de la cohérence de cette stratégie avec la stratégie de démantèlement globale AREVA,
  - les principes retenus pour la planification des opérations de démantèlement et la justification de cette planification comprenant l'articulation avec les opérations de préparation à la mise à l'arrêt définitif et de reprise de déchets préalables aux opérations de démantèlement et la prise en compte des contraintes liées notamment aux activités de production des autres installations du site,
  - le bilan des opérations de démantèlement réalisées sur site au cours des dix dernières années et le retour d'expérience que vous en tirez, notamment en termes de conduite des projets et de prise en compte des risques projet,
  - une estimation de la nature et des quantités de déchets de démantèlement qui seront produites, la description des dispositions prises pour la gestion de l'ensemble de ces déchets de démantèlement et la justification de la compatibilité des flux de déchets prévisionnels avec les filières existantes ou envisagées,

AREVA NC démontrera la robustesse des stratégies présentées pour les dix prochaines années, en justifiant notamment leur faisabilité technique aux échéances prévues et en intégrant les jalons réglementaires et autorisations nécessaires au déroulement des opérations.

L'ensemble de ces dossiers fera l'objet d'examens conjoints des groupes permanents d'experts chargés des déchets et des usines.

En outre, conformément à la décision de l'ASN du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les INB [38], AREVA NC doit transmettre avant le 1<sup>er</sup> juillet 2017 une révision de l'étude déchets du site conforme aux dispositions de la décision. Cette étude sera instruite dans le cadre de la procédure relevant de l'article 26 du décret [3].

Une mise à jour du Plan d'Urgence Interne (PUI) du site de La Hague, intégrant notamment les résultats des Evaluations Complémentaires de Sûreté (ECS) réalisées à la suite de l'accident de Fukushima Daïichi, est par ailleurs en cours d'élaboration. Elle sera instruite à partir de 2016 dans le cadre de l'instruction du rapport de réexamen de sûreté de l'INB n° 117 (usine UP2-800).

Enfin, les limites de rejets autorisées des effluents chimiques et radiologiques ont été révisées en 2015 par les décisions [39] et [40], notamment dans le cadre de l'instruction des dossiers technico-économiques remis par AREVA NC au titre de l'article 42 de l'arrêté ministériel de rejets et de prélèvements d'eau de La Hague du 10 janvier 2003.

## 7. CONCLUSIONS SUR LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT

L'ASN a reçu en 2010 le rapport de réexamen de sûreté de l'INB n° 116. Comme il s'agissait du premier réexamen de sûreté depuis la mise en service des principaux ateliers de l'usine UP3-A au début des années 1990, l'ASN a souhaité que ce réexamen de sûreté soit aussi complet et représentatif que possible.

Le rapport de réexamen de l'INB n° 116 transmis par AREVA NC s'est avéré notablement insuffisant, en particulier du fait de l'absence de définition par l'exploitant d'EIP, entachant la lisibilité de la démarche de réexamen de sûreté engagée, et du manque d'exhaustivité et de représentativité de l'examen de conformité effectué.

L'ASN s'est donc attachée à faire compléter, au fil des 5 réunions du GPE ayant jalonné l'instruction entre 2012 et 2015, les évaluations de sûreté et les examens de conformité réalisés. AREVA NC a pris près de 200 engagements en cours d'instruction pour répondre aux standards en vigueur et atteindre le niveau d'exigence attendu. Cette pratique, acceptable dans le cadre du premier réexamen de sûreté mené par AREVA pour une usine du cycle en fonctionnement, ne saurait toutefois être reconduite pour les réexamens à venir (INB n°s 117 et 118 en particulier).

L'exploitant a globalement respecté des engagements structurants pour le réexamen pris dans le cadre de l'instruction ce qui a conduit, notamment, à l'élaboration d'une démarche d'identification des EIP et de leurs exigences définies associées, à affiner et compléter les évaluations de sûreté réalisées et à disposer d'un examen de conformité plus représentatif.

L'ASN considère donc que, compte tenu des éléments complémentaires transmis depuis 2010, le dossier de réexamen de l'usine UP3-A constitue un dossier de réexamen acceptable.

La mise en œuvre de la démarche d'identification des EIP et des exigences définies a notamment permis d'améliorer le référentiel de sûreté de l'usine au regard des standards réglementaires, de faciliter et clarifier la démonstration de sûreté, d'améliorer la pertinence et la représentativité des examens de conformité.

L'examen de conformité et de maîtrise du vieillissement de l'ensemble des EIP témoins identifiés initialement a été finalisé et s'est traduit par la définition de plus de 2 000 actions, dont environ 200 jugées prioritaires à fort enjeux de sûreté.

La réévaluation de sûreté réalisée, bien qu'insuffisamment approfondie et exhaustive, a toutefois permis de réviser, ou d'engager la révision, des démonstrations de sûreté pour les principaux risques et de définir en conséquence des plans d'améliorations. Il s'agit notamment des risques liés aux emballages de transport interne et des risques liés à l'incendie ou à la foudre.

De façon générale, à l'issue de l'instruction du dossier de réexamen et compte tenu des engagements pris par AREVA NC dans ses lettres des 5 juin et 16 juillet 2012, 17 mai et 9 décembre 2013, 3 mars 2014 et 10 février 2015, l'ASN n'a pas identifié d'éléments susceptibles de remettre en cause la poursuite du fonctionnement de l'usine UP3-A.

L'ASN a néanmoins estimé nécessaire d'encadrer, par la décision [5], la poursuite du fonctionnement de cette installation, notamment en fixant les échéances des engagements présentant le plus d'enjeux.

Ces prescriptions portent sur :

- la mise à jour de la démarche d'identification des éléments importants pour la protection (EIP), des activités importantes pour la protection (AIP) et des exigences définies (ED) afférentes,
- la mise à jour du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation,
- la révision de la méthodologie de contrôle de la conformité et de maîtrise du vieillissement des EIP et la finalisation du plan d'action établi à la suite de l'examen de conformité effectué,
- la mise en œuvre de dispositions d'amélioration des systèmes de transport HERMES-MERCURE et NAVETTE et la révision de la démonstration de sûreté des modèles de colis EMEM, CEFÉ et CBFC2,
- la mise à jour de la démonstration de la maîtrise des risques liés à l'incendie et la mise en œuvre de dispositions concrètes d'amélioration,
- la maîtrise des risques d'explosion interne à l'INB,
- la mise à jour de la démonstration de la maîtrise des risques liés à la foudre et la mise en place de dispositions de protection contre les effets directs et indirects de la foudre de façon à atteindre un niveau de protection adapté aux enjeux de sûreté de l'INB,
- la maîtrise des risques liés au vent,
- la maîtrise des risques d'explosion externe liés aux installations de stockage de fioul.

La maîtrise du risque de percement des parois des évaporateurs concentrateurs de solutions de produits de fission des ateliers T2 (INB n° 116) et R2 (INB n° 117) est encadrée par la décision [6].

Le rapport du prochain réexamen de sûreté devra être déposé avant le 16 avril 2020.

La présente analyse est rendue sans préjudice des conclusions à venir dans le cadre de l'examen de la mise en œuvre par l'exploitant du noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles de l'installation menée à la suite de l'accident de Fukushima.

Enfin, l'ASN continuera à exercer un contrôle régulier de l'exploitation de l'INB n° 116. Conformément à l'article L. 593-22 du Code de l'environnement, en cas de risques graves et imminent, l'ASN peut suspendre, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de cette installation.