

**SYNTHESE DE LA DEUXIEME REVISION DECENNALE DE  
TIHANGE 3**

10/2012



**LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE TIHANGE 3**

# INDEX

|   |           |
|---|-----------|
| <b>1. LISTE DES ABREVIATIONS.....</b>                                     | <b>3</b>  |
| <b>2. CONTEXTE.....</b>   | <b>3</b>  |
| <b>3. OBJECTIFS ET METHODOLOGIE.....</b>                                  | <b>3</b>  |
| 3.1. SUJETS TRAITES .....   | 3         |
| 3.2. REALISATION DES ETUDES.....  | 3         |
| <b>4. REALISATION DES OBJECTIFS GENERAUX .....</b>                        | <b>4</b>  |
| 4.1. OBJECTIF 1 : CONFIRMATION DU MAINTIEN DU NIVEAU DE SURETE .....      | 4         |
| 4.2. OBJECTIF 2 : ANALYSE PREVISIONNELLE DU VIEILLISSEMENT.....           | 5         |
| 4.3. OBJECTIF 3 : PRISE EN COMPTE DES NOUVELLES REGLES ET PRATIQUES ..... | 5         |
| <b>5. GESTION DU VIEILLISSEMENT.....</b>                                  | <b>6</b>  |
| <b>6. SYNTHESE DES RESULTATS PAR THEMES.....</b>                          | <b>7</b>  |
| 6.1. REGLEMENTATION .....   | 7         |
| 6.2. PRISE EN COMPTE DES RISQUES SPECIFIQUES INTERNES ET EXTERNES .....   | 7         |
| 6.3. ETUDES DE SURETE.....  | 8         |
| 6.4. GESTION DES INCIDENTS ET ACCIDENTS .....                             | 8         |
| 6.5. VIEILLISSEMENT ET RENOUVELLEMENT DES EQUIPEMENTS .....               | 8         |
| 6.6. SYSTEMES DE SURETE .....   | 9         |
| 6.7. MAINTIEN ET ACCROISSEMENT DES CONNAISSANCES .....                    | 9         |
| 6.8. APPLICATION D'UNE POLITIQUE PREVENTIVE DE SURETE.....                | 9         |
| <b>7. CONCLUSION .....</b>  | <b>10</b> |

## **1. Liste des abréviations**

|       |   |
|-------|---|
| AFCN  | Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire       |
| AIEA  | Agence Internationale de l'Energie Atomique |
| ALARA | As Low As Reasonably Achievable             |
| ASME  | American Society of Mechanical Engineers    |
| CEU   | Circuit d'Eau d'Ultime secours              |
| LOCA  | Loss Of Coolant Accident                    |
| PSA   | Probabilistic Safety Assessment             |
| RD    | Révision Décennale                          |
| SAMG  | Severe Accident Management Guideline        |
| T3    | Tihange 3                                   |
| USNRC | US Nuclear Regulatory Commission            |

## **2. Contexte**

Le Rapport de Synthèse de la deuxième Révision Décennale de Tihange 3 (en abrégé 2RD T3) a été rédigé afin de répondre aux exigences légales concernant l'exploitation des unités nucléaires belges ([\*« La sûreté dans les centrales nucléaires belges de Doel et Tihange : de l'exploitation quotidienne aux révisions décennales » – § 5.5.1.\*](#)).

## **3. Objectifs et méthodologie**

Les objectifs et la méthodologie d'une RD sont décrits dans le document [\*« La sûreté dans les centrales nucléaires belges de Doel et Tihange : de l'exploitation quotidienne aux révisions décennales » – § 5.5.\*](#)

### **3.1. SUJETS TRAITES**

La liste des sujets traités dans le cadre de la 2RD T3 (voir §4 ci-après) a été établie durant l'été 2000. Il est apparu lors des RD précédentes que la plupart des préoccupations de sûreté à traiter sont communes à toutes les unités nucléaires belges. Sur la base de cette expérience, une approche globale a été choisie dans laquelle tous les points d'attention ont été examinés pour toutes les unités en même temps.

Pour chacun des sujets sélectionnés, une fiche a été rédigée afin de décrire brièvement la préoccupation de sûreté, la situation initiale, l'objectif poursuivi et la méthodologie adoptée.

Lors de la détermination des sujets à traiter, il a été tenu compte des projets déjà en cours visant à l'amélioration de la sûreté nucléaire (p.ex. le projet « Barsebäck » relatif à l'amélioration de la fiabilité de la fonction de recirculation...).

### **3.2. REALISATION DES ETUDES**

Les préoccupations de sûreté des différents sujets ont été analysées en profondeur, ce qui a parfois débouché sur la scission d'un sujet en plusieurs sujets spécifiques.

Les résultats de ces premières analyses ont ensuite été traduits en plans d'action. Une attention particulière a été portée à la description précise des études détaillées (scope) éventuellement nécessaires pour identifier de nouvelles mesures d'amélioration.

A partir de l'automne 2001, les études détaillées ont été entamées pour la plupart des sujets.

Les résultats de ces études sont de deux types :

- soit l'étude indique que la situation est acceptable et que, par conséquent, aucune action supplémentaire ne doit être envisagée,
- soit l'étude indique un certain nombre d'améliorations possibles à apporter aux installations ou aux procédures d'exploitation.

#### **4. Réalisation des objectifs généraux**

Les sujets choisis pour la 2RD T3 visent à rencontrer les trois objectifs fondamentaux d'une révision décennale. Les thèmes et sous-thèmes repris ci-après sont en rapport avec un ou plusieurs de ces objectifs.

Dans le choix et le développement des sujets, un équilibre a été recherché entre l'augmentation du niveau de sûreté et le progrès technique d'une part, et les difficultés qui accompagnent la réalisation des modifications d'autre part.

##### **4.1. OBJECTIF 1 : CONFIRMATION DU MAINTIEN DU NIVEAU DE SURETE**

Depuis la mise en service initiale, la démonstration du maintien du niveau de sûreté est assurée par le suivi continu de la sûreté des installations au cours de leur exploitation quotidienne.

Dans le cadre de la 2RD T3, certains aspects ont été analysés de façon plus systématique et globale. On pense en particulier :

- au respect des critères de conception,
- à la prévention des accidents et à la limitation de leurs conséquences,
- à la prise en compte de l'expérience acquise au niveau national et international,
- à l'évaluation de l'environnement de la centrale.

Thèmes abordés lors de la 2RD T3 :

- Réglementation :
  - analyse des modifications de la réglementation ;
  - évolution de la section XI du Code ASME (et Code Cases) postérieures à 1992 ;
  - réévaluation de la conformité des engins de levage ayant une fonction de sûreté ;
  - tarage des soupapes de sûreté à ressort sur les circuits fluides.
- Prise en compte des risques spécifiques internes et externes :
  - réévaluation de l'environnement du site ;
  - réévaluation de l'impact des conditions climatiques extrêmes ;
  - réévaluation de la protection contre l'inondation du site ;
  - approche systématique de l'évaluation du risque d'incendie ;
  - réévaluation du risque d'une explosion dans les espaces confinés ;
  - réévaluation de la capacité de la nappe phréatique ;
  - sécurité de fonctionnement des systèmes informatisés en cas de dégagement de fumée.
- Etudes de sûreté :
  - révision de l'étude probabiliste de sûreté (PSA) ;
  - réévaluation de la sûreté dans les états "hors puissance" ;
  - dissymétrie de débit entre boucles primaires ;
  - intégrité structurelle du compartimentage du bâtiment du réacteur et du bâtiment eau-vapeur.
- Gestion des incidents et accidents :
  - optimisation de la gestion des accidents graves ;
  - processus de rédaction, de vérification et de mise à jour des procédures d'accident ;
  - procédures de stabilisation des situations d'incident lors de la manutention d'assemblages de combustible.

- Vieillessement et renouvellement des équipements :
  - mesures de température dans les tuyauteries de by-pass des boucles primaire ;
  - système de suivi de la précontrainte de l'enceinte primaire ;
  - évaluation des phénomènes de fatigue thermique non pris en compte à la conception ;
  - suivi des phénomènes de corrosion dans les tuyauteries ;
  - réévaluation de la qualification à la fatigue des composants soumis au Code ASME ;
  - vieillissement des plots élastomères supportant des équipements de sûreté ;
  - rénovation des composants des systèmes de sûreté ;
  - rénovation des bâtiments et des structures ;
  - disponibilité à long terme de la détection et de la protection incendie.
  
- Systèmes de sûreté :
  - disponibilité et fiabilité des équipements importants pour la sûreté ;
  - réévaluation des fonctions de ventilation de sûreté et d'extraction des fumées ;
  - réévaluation de la fonction d'isolement de l'enceinte et des tests associés ;
  - pressurisation thermique des tronçons isolés dans l'enceinte après un accident ;
  - vérification de la capacité de refroidissement des échangeurs de chaleur ayant une fonction de sûreté.
  
- Maintien et accroissement des connaissances :
  - formation et qualification du personnel ;
  - documentation et connaissance des bases de conception.

#### **4.2. OBJECTIF 2 : ANALYSE PREVISIONNELLE DU VIEILLESSEMENT**

Le suivi et le contrôle de la situation en ce qui concerne le vieillissement et l'usure des installations s'effectuent en principe par le biais des programmes In Service Inspection & In Service Testing (ISI & IST) et du programme d'entretien périodique. Dans le cadre de la 2RD T3, un certain nombre de composants ont été examinés de plus près. Il a été vérifié que l'organisation mise en place pour gérer le vieillissement demeure adéquate (voir § 5). Lors de la préparation de la rénovation de certains composants, on a également tenu compte des problèmes liés à l'obsolescence.

Thèmes abordés lors de la 2RD T3 :

- Vieillessement et renouvellement des équipements :
  - mesures de température dans les tuyauteries de by-pass des boucles primaire ;
  - système de suivi de la précontrainte de l'enceinte primaire ;
  - suivi de la fragilisation de la cuve du réacteur et de la protection contre les surpressions à froid ;
  - suivi du guidage radial des composants internes de la cuve du réacteur ;
  - suivi de la dégradation des broches des tubes guides des grappes ;
  - suivi des vis des plaques de cloisonnement du réacteur ;
  - vieillissement thermique de l'acier inoxydable du circuit primaire ;
  - évaluation des phénomènes de fatigue thermique non pris en compte à la conception ;
  - suivi des phénomènes de corrosion dans les tuyauteries ;
  - réévaluation de la qualification à la fatigue des composants soumis au Code ASME ;
  - vieillissement des plots élastomères supportant des équipements de sûreté ;
  - rénovation de l'instrumentation et des systèmes de contrôle-commande ;
  - rénovation des composants des systèmes de sûreté ;
  - rénovation des bâtiments et des structures ;
  - disponibilité à long terme de la détection et de la protection incendie.

#### **4.3. OBJECTIF 3 : PRISE EN COMPTE DES NOUVELLES REGLES ET PRATIQUES**

Depuis la mise en service des unités, les pratiques ont été régulièrement adaptées pour tenir compte de l'évolution des règles au niveau international et de l'expérience d'exploitation interne et externe.

Les règles de sûreté en vigueur n'ont pas évolué de manière significative ces dix dernières années. Néanmoins, un état des lieux de la mise en pratique récente d'un certain nombre de nouvelles règles a été dressé.

Certains thèmes identifiés pour la 2RD T3 répondent au troisième objectif général.

Thèmes abordés lors de la 2RD T3 :

- Réglementation :
  - analyse des modifications de la réglementation ;
  - impact de l'utilisation d'un nouveau terme source ;
  - évolution de la section XI du Code ASME (et Code Cases) postérieures à 1992 ;
  - réévaluation de la conformité des engins de levage ayant une fonction de sûreté.
- Prise en compte des risques spécifiques internes et externes :
  - approche systématique de l'évaluation du risque d'incendie.
- Application d'une politique préventive de sûreté :
  - politique de prévention sur le plan de la limitation des doses.

## **5. Gestion du vieillissement**

La méthodologie utilisée pour la gestion du vieillissement est décrite dans le document [« La sûreté dans les centrales nucléaires belges de Doel et Tihange : de l'exploitation quotidienne aux révisions décennales » – § 5.3.](#) Elle répond aux recommandations générales de l'AIEA.

Les étapes principales de cette méthodologie sont les suivantes :

- partage du scope en "systèmes" (au sens large, un système pouvant être un bâtiment, un gros équipement, un circuit fluide, un système d'instrumentation...) et identification des systèmes prioritaires ;
- sélection des composants les plus importants sur la base de différents critères (importance pour la sûreté nucléaire, importance pour la sécurité classique, importance pour la disponibilité, coût de réparation, impact sur l'environnement...) ;
- identification et étude des mécanismes de dégradation ;
- évaluation du programme de suivi existant et définition des adaptations nécessaires.

L'outil principal de suivi du vieillissement consiste en "fiches d'équipement", établies suivant un canevas standard pour des couples composant/dégradation. Ces fiches résument les informations disponibles ainsi que la situation unité par unité ; elles font référence aux projets spécifiques (dont les révisions décennales) dans le cadre desquels ces problèmes sont suivis et précisent les recommandations éventuelles.

Une organisation spécifique a été mise en place depuis plusieurs années pour gérer les problèmes de vieillissement. Dans le cadre des révisions décennales, il a été vérifié que cette organisation demeure adéquate.

Cette organisation comprend actuellement cinq groupes de pilotage dans les domaines suivants : équipements mécaniques primaires et auxiliaires nucléaires (y compris les équipements de manutention du combustible et le pont polaire) ; équipements mécaniques secondaires et auxiliaires ; génie civil ; instrumentation et contrôle ; électricité. Ces groupes de pilotage sont chargés de la collecte du retour d'expérience dans leur domaine d'activité, de l'identification des problèmes pouvant affecter les unités belges, de la coordination des études (effectuées par les spécialistes dans le cadre de projets spécifiques), de la définition de la stratégie et des études économiques.

Une cellule de coordination assure la coordination de ces groupes de pilotage et la gestion d'ensemble des problèmes de vieillissement.

Un Steering Committee détermine les priorités, alloue les moyens humains et financiers et approuve le planning de réalisation des études, travaux et investissements.

## **6. Synthèse des résultats par thèmes**

### **6.1. REGLEMENTATION**

Les nouvelles règles ou pratiques éditées durant les dix dernières années ont en majorité déjà été prises en compte ou mises en application durant la dernière période d'exploitation.

Le suivi de l'évolution des règles et pratiques consiste donc principalement en une vérification de l'exhaustivité de ces applications et en la préparation des adaptations du Rapport de Sécurité.

Dans cette catégorie, les résultats suivants ont été obtenus :

- L'analyse des nouvelles réglementations, en provenance de l'USNRC d'une part et de l'Union européenne d'autre part, a été effectuée et sera documentée dans le rapport de sécurité de l'unité.
- Un terme de source alternatif proposé par l'USNRC pour l'accident de référence LOCA peut être utilisé dans le but de réduire des exigences fonctionnelles de certains équipements, avec une incidence acceptable au niveau de sécurité de l'installation.
- L'analyse du retour d'expérience lié à l'utilisation de l'édition 1992 du Code ASME XI a été effectuée. Les résultats de cette analyse ainsi que l'évaluation des modifications apportées aux éditions plus récentes ont permis de confirmer la validité des consignes utilisées et de les compléter sur certains points.
- La conformité du pont polaire avec la réglementation applicable aux engins de levage ayant une fonction de sécurité a été confirmée. L'évaluation des autres engins de levage est terminée. Un nombre limité de modifications (électriques) sont en cours.
- L'évaluation de la méthode de tarage des soupapes de sécurité à ressort sur les circuits véhiculant des liquides confirme que les coefficients de corrélation utilisés dans les essais en air restent valables.

### **6.2. PRISE EN COMPTE DES RISQUES SPECIFIQUES INTERNES ET EXTERNES**

Hormis le risque d'inondation par la Meuse, la réactualisation des données concernant les risques spécifiques internes et externes (inondations internes, explosions, conditions atmosphériques extrêmes, chute d'avion...) a montré qu'il n'y a pas de nouveaux éléments qui remettent fondamentalement en question les hypothèses actuelles par rapport à la conception de l'unité.

Les nouveaux référentiels internationaux, les crues de la Meuse survenues en 1993 et 1995, ainsi que l'incident survenu à la centrale de Blayais en 1999 ont été analysés. Il en ressort que la crue de conception pour le site de Tihange passe d'une crue avec une récurrence de 100 ans comme décrite dans le Rapport de Sécurité à une crue avec une récurrence de 10.000 ans.

Des mesures d'amélioration ont été identifiées :

- amélioration de la disponibilité des équipements de sécurité en cas de vague de chaleur. Les procédures d'exploitation ont été adaptées afin de garantir le maintien de la température du circuit CRI en dessous de la valeur maximale considérée à la conception ;
- amélioration de la protection du site vis à vis des risques d'inondation interne. Un plan d'action avec des mesures correctives est en cours d'implémentation ;
- remplacement des pompes d'eau de nappe. De nouvelles pompes d'eau de nappe ont été installées en 2005 sur les trois trains du système CEU. Un des puits utilisés depuis le démarrage de l'unité ne fournissait plus le débit d'eau de nappe attendu. Il a été remplacé par un puits de réserve ;
- mise en application d'une méthode permettant de mieux évaluer le risque d'incendie en cas de modification des installations ;
- confirmation de la capacité des systèmes informatiques à supporter un dégagement de fumées.

D'importants travaux (dont de génie civil) sont en cours d'exécution afin d'établir plusieurs lignes de défense en profondeur pour maintenir les réacteurs dans un état sûr en cas de crue avec une récurrence d'au minimum 10.000 ans. Les travaux déjà réalisés permettent de maintenir les réacteurs en état sûr dans l'éventualité d'une telle crue.

### **6.3. ETUDES DE SURETE**

Le modèle PSA qui avait été mis au point durant la 1RD T3 est actualisé en tenant compte de l'évolution de la centrale (procédures et modifications) et de la méthodologie en la matière. Les adaptations requises sont identifiées et en cours d'implémentation. Il s'agit notamment d'une mise à jour destinée à tenir compte des modifications apportées aux installations, de la prise en compte de la « fiabilité humaine » sur la base des procédures d'accident actuelles et d'une distinction plus fine entre les différents modes de fonctionnement considérés.

L'évaluation de la sûreté dans les états « hors puissance » n'indique aucune nécessité de modifier les installations ou les procédures d'exploitation.

La capacité du compartimentage du bâtiment du réacteur et du bâtiment eau-vapeur à résister à un accident de brèche secondaire a été confirmée.

### **6.4. GESTION DES INCIDENTS ET ACCIDENTS**

L'optimisation de la gestion des accidents et incidents s'appuie sur l'expérience nationale et internationale. Elle précise les adaptations nécessaires à l'ensemble des procédures utilisées durant les accidents ou incidents.

Des procédures de stabilisation d'incidents lors de la manutention d'assemblages de combustible ont été rédigées.

L'examen du retour d'expérience international sur la gestion des accidents graves est terminé. L'évaluation des guides SAMG en vigueur sur la base de scénarios d'accidents graves représentatifs est finalisée.

### **6.5. VIEILLISSEMENT ET RENOUVELLEMENT DES EQUIPEMENTS**

Le suivi de l'évolution de la fragilisation de la cuve a confirmé que ce phénomène est sous contrôle et ne constitue pas un obstacle pour la poursuite de l'exploitation de l'unité jusqu'à la prochaine révision décennale. L'analyse a montré qu'il n'y a pas lieu de revoir les conditions d'exploitation actuelles relatives à la protection contre les surpressions à froid.

L'évaluation de l'expérience nationale et internationale a confirmé le programme d'inspection actuel en ce qui concerne le guidage radial des composants internes de la cuve du réacteur.

La conception des broches des tubes-guides des grappes de Tihange 3 atténue le risque associé au phénomène de corrosion sous tension. Compte tenu du retour d'expérience international, aucune inspection spécifique n'est requise avant la fin de la période de garantie du fournisseur.

Le sens de circulation de l'eau en périphérie du réacteur ainsi que la conception des vis des plaques de cloisonnement du cœur atténuent le risque de fissuration de ces dernières, observé par ailleurs sur certaines unités plus anciennes. Compte tenu du retour d'expérience international, aucune inspection spécifique n'est requise avant la prochaine révision décennale (2015).

Les éléments du circuit primaire constitués d'acier inoxydable moulé ne montrent aucun signe de vieillissement prématuré.



Le retour d'expérience international sur les mécanismes de vieillissement non considérés à la conception a été rassemblé. Les zones à risque ont fait l'objet d'une inspection spécifique.

Les différents phénomènes de corrosion susceptibles d'affecter les tuyauteries classées ont été identifiés et décrits. Le programme d'inspection actuel a été réévalué afin de vérifier qu'il couvre bien tous ces phénomènes et quelques améliorations ont été identifiées.

L'analyse des transitoires survenus sur l'unité montre que ceux-ci ont été significativement moins nombreux que ce qui était prévu au moment de la conception des systèmes de sûreté.

Les plots élastomères qui supportent les équipements de sûreté ont été examinés. Ils ont été trouvés en bon état et ne posent pas de problème, ni à court terme ni à plus long terme.

Une stratégie de rénovation ainsi que des mesures structurelles ont été identifiées afin de garantir à long terme la disponibilité de l'instrumentation et des systèmes du contrôle-commande.

L'analyse du vieillissement de la détection incendie et des protections incendie automatiques et manuelles a été menée à bien. Un certain nombre de mesures d'amélioration ont été identifiées et réalisées : remplacement d'appareils de détection et de certains tronçons de conduites du circuit d'aspersion incendie.

## **6.6. SYSTEMES DE SURETE**

Les Spécifications Techniques définissent la disponibilité minimale des systèmes de sûreté et d'ultime secours. L'augmentation de la disponibilité et de la fiabilité de ces systèmes, au-delà du respect de ces exigences, est une préoccupation permanente.

L'implémentation de la méthode RCM (Reliability Centered Maintenance) permet de valider les plans de maintenance.

Le circuit d'eau d'incendie sera modifié pour ne plus véhiculer de l'eau de Meuse, sauf en cas d'incendie de grande ampleur.

Les procédures utilisées pour les essais d'étanchéité de l'isolement de l'enceinte ont été réévaluées sur la base de l'expérience acquise en exploitation. L'analyse du Regulatory Guide 1.163 a montré que les dispositions prévues en option B avaient peu de valeur ajoutée par rapport à celles de l'option A utilisées jusqu'ici sur les unités belges.

Il a été confirmé que les programmes de test et d'entretien actuels permettent de garantir la capacité d'échange de chaleur des échangeurs ayant une fonction de sûreté.

La bonne tenue mécanique en cas d'accident d'origine interne des tuyauteries traversant l'enceinte a été confirmée.

## **6.7. MAINTIEN ET ACCROISSEMENT DES CONNAISSANCES**

Le programme de formation a été revu afin de rencontrer les besoins de toutes les catégories de personnel en matière de sûreté nucléaire. Un processus récurrent de mise à jour de ce programme de formation a été défini et mis en application.

Les différents documents et domaines de connaissance en relation avec les bases de conception des systèmes de sûreté ont été identifiés. Un plan d'action a été proposé afin d'améliorer la diffusion et l'ancrage de ces connaissances et d'en garantir le maintien et l'accessibilité à long terme.

## **6.8. APPLICATION D'UNE POLITIQUE PREVENTIVE DE SURETE**

Des actions destinées à améliorer le programme de limitation des doses (ALARA) ont été définies et mises en oeuvre.

Des indicateurs de performance en matière de radioprotection ont été définis et font l'objet d'un suivi. Les procédures ALARA ont été mises à jour. Une base de données reprenant des mesures de rayonnement a été constituée afin de faciliter la prévision des doses dès la préparation des travaux. Un dispositif de télé-dosimétrie a été mis à la disposition des agents.

Par ailleurs, d'autres actions d'amélioration contribuent à la politique de prévention et de limitation des doses individuelles.

## **7. Conclusion**

L'exploitant et Bel V ont, notamment par comparaison à l'évolution réglementaire et aux recommandations internationales en la matière, analysé systématiquement toutes les préoccupations de sûreté pour en conclure que :

- *« Aucune anomalie nécessitant une action corrective immédiate n'a été constatée.*
- *Compte tenu des évaluations réalisées, aucune réserve quant à la poursuite de l'exploitation de Tihange 3 n'est émise.*
- *Les études détaillées conduisent ou ont conduit à la définition et la mise en œuvre de mesures d'amélioration des installations, des processus ou des documents d'exploitation.*
- *Il est montré que les aspects de vieillissement et de dégradation des installations sont sous contrôle ».*

Conformément aux dispositions prévues par l'autorisation d'exploitation, le rapport de synthèse final de la 2RD T3 a été remis à l'AFCN en octobre 2012.

L'AFCN a analysé l'adéquation de la méthodologie appliquée au choix des sujets. Elle suit l'état d'avancement de la mise en œuvre des mesures d'amélioration que lui communique périodiquement l'exploitant.

Finalement, l'AFCN a entrepris, dans le cadre de sa mission de contrôle globale, une vérification indépendante du processus de cette révision décennale.

\*\*\*