

TROISIEME RÉVISION DÉCENNALE

TIHANGE 2

Rapport de synthèse



Electrabel
GDF SUEZ

28 avril 2013

Editeur responsable Electrabel sa, Boulevard Simon Bolivar 34, 1000 Bruxelles

Table de matière

1	Résumé	7
2	Contexte réglementaire.....	11
2.1	Au niveau belge.....	11
2.2	Au niveau européen	12
2.3	Au niveau de l'USNRC.....	12
2.4	Au niveau des publications de l'AIEA	13
2.5	Impact de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi	14
3	Résumé de la vie de l'établissement	19
3.1	Projets et modifications	19
3.2	Evénements importants	22
3.3	Révision décennale précédente	26
3.4	Belgian Stress Test (BEST).....	30
4	Objectifs.....	33
4.1	Révisions décennales : clause dans le permis d'exploitation	33
4.2	Objectifs d'une révision décennale	34
4.3	Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté	35
5	Déroulement	39
5.1	Trois phases	39
5.2	Phase 1 : Scope & methodology	39
5.3	Phase 2: Assessment.....	40
5.4	Phase 3: Exécution des actions	41
6	Évaluation des 14 facteurs de sûreté	45
6.1	Plant design (SF1).....	45
6.2	Actual condition of SSC's (SF2).....	49
6.3	Equipment qualification (SF3)	52
6.4	Ageing (SF4).....	55
6.5	Deterministic safety analysis (SF5)	58
6.6	Probabilistic safety analysis (SF6)	62
6.7	Hazard analysis (SF7)	66
6.8	Safety performance (SF8)	73
6.9	Use of experience from other plants and research findings (SF9)	76
6.10	Organisation and administration (SF10).....	80
6.11	Procedures (SF11).....	82
6.12	Human factors (SF12)	85
6.13	Emergency planning (SF13).....	87
6.14	Radiological impact on the environment (SF14)	91

7	Évaluation globale et plan d'action résultant.....	99
7.1	Méthode de travail	99
7.2	Évaluation globale.....	102
7.3	Plan d'action.....	103
7.4	Points forts ressortant de l'évaluation	110
8	Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur	119
8.1	Objectifs	119
8.2	Analyse par niveau de défense en profondeur	121
8.3	Résultats de l'analyse.....	129
9	Conclusion.....	133
10	Références	137
10.1	Général	137
10.2	Plant design (SF1).....	137
10.3	Actual condition of SSC's (SF2).....	137
10.4	Equipment qualification (SF3)	138
10.5	Ageing (SF4).....	138
10.6	Deterministic safety analysis (SF5)	138
10.7	Probabilistic safety analysis (SF6)	139
10.8	Hazard analysis (SF7)	139
10.9	Safety performance (SF8)	139
10.10	Use of experience from other plants, research findings (SF9) ...	140
10.11	Organisation and administration (SF10).....	141
10.12	Procedures (SF11).....	143
10.13	Human factors (SF12)	144
10.14	Emergency planning (SF13).....	147
10.15	Radiological impact on the environment (SF14)	149
11	Abréviations	153

1 Résumé

1 Résumé

Comme stipulé dans le permis d'exploitation, chaque centrale nucléaire est soumise à une révision tous les 10 ans. Cette révision a pour but de vérifier si le niveau de sûreté de la centrale répond encore aux normes de sûreté internationales, aux bonnes pratiques actuelles et si la centrale peut encore être exploitée en toute sécurité jusqu'à la révision décennale suivante. La période de référence de cette révision décennale couvre en détail l'intervalle allant de début 2004 à fin 2008 étant donné que la révision décennale précédente couvrait une période allant jusque fin 2003. L'intervalle allant de début 2009 à fin 2011 est couvert de manière plus générale. Cette fenêtre de temps a été convenue avec l'AFCN de manière à permettre la réalisation des assessments.

Pour Tihange 2, cette révision décennale a été effectuée suivant une nouvelle méthodologie recommandée par l'AIEA. Selon cette méthodologie, des assessseurs qualifiés externes et internes procèdent à l'évaluation de 14 facteurs de sûreté spécifiques. Lors des évaluations, les assessseurs ne prennent pas seulement en compte les résultats, mais aussi les processus sous-jacents.

Pour réaliser les assessments, les assessseurs ont eu accès aux installations, aux procédures, aux documents témoins ainsi qu'aux comptes rendus d'événements. Ils ont eu des entretiens approfondis avec le personnel d'exploitation et avec le bureau d'études Tractebel Engineering.

Les constatations des assessseurs ont été comparées aux obligations légales en vigueur et aux bonnes pratiques internationales. Cette comparaison a clairement mis en évidence une série de points forts : un programme solide pour la formation et la gestion des compétences, la continuité du processus de retour d'expérience national et international, une grande ouverture vis-à-vis de l'expérience interne et des audits. De plus, il a été constaté que le site dispose d'une bonne protection contre les influences internes et externes, en constante évolution, ainsi que d'un plan d'urgence bénéficiant d'un support des départements centraux d'Electrabel.

Plusieurs évolutions positives importantes, telles que les nombreux projets visant à maintenir le niveau de sûreté de l'installation, l'extension du département Engineering, la création de l'*Electrabel Corporate Nuclear Safety Department* (ECNSD), la création du département *Performance Processus Management* (PPM)¹. La mise en place de *System Health Reports* (SHR) et d'*ageing summaries*, l'utilisation de rapports d'incidents détaillés et des évaluations probabilistes de sûreté (PSA) pour l'exploitation journalière ont également été constatées.

Ces points forts et bonnes pratiques résultent d'une amélioration continue qu'Electrabel s'efforce de mettre en place depuis toujours. Cela implique que, pour toutes les activités relatives à la sûreté nucléaire, la santé, la sécurité et l'environnement, l'on vise le niveau de qualité le plus élevé.

A plusieurs reprises, les résultats de certaines études effectuées dans le cadre de la révision décennale ont été utilisés dans le rapport BEST (*Belgian Stress Tests*). Par conséquent, certaines pistes d'amélioration mises en évidence lors des assessments de la révision décennale sont intégrées dans le plan d'action BEST.

Lors de la révision décennale, les assessseurs ont également identifié un certain nombre d'améliorations possibles. Parmi celles-ci, les plus importantes sont : la formalisation de la structure du « *configuration management* », le développement des connaissances des bases de conception, une amélioration du modèle probabiliste de sûreté afin de faciliter les applications

¹ Département actuellement nommé Continuous Improvement Management (CIM)

de sûreté opérationnelle sur site, une évaluation de l'applicabilité des nouvelles normes de protection incendie et l'optimisation de la maîtrise de l'impact radiologique.

Les pistes d'améliorations ont été évaluées par un panel d'experts. Lors de cette évaluation globale, elles ont été examinées du point de vue de leur contribution à la sûreté nucléaire et des moyens nécessaires à leur réalisation. Les experts ont établi un plan d'action identifiant les actions les plus appropriées pour améliorer le niveau de sûreté nucléaire. Les conclusions font l'objet du présent rapport soumis à Bel V et à l'AFCN.

Les objectifs de cette révision décennale ont ainsi été atteints. Le plan d'action, les actions en cours et l'amélioration continue des processus garantissent l'exploitation sûre de Tihange 2 jusqu'à la prochaine révision décennale.

2 Contexte réglementaire

2.1	Au niveau belge	11
2.2	Au niveau européen	12
2.3	Au niveau de l'USNRC.....	12
2.4	Au niveau des publications de l'AIEA	13
2.5	Impact de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi	14

2 Contexte réglementaire

Evolution du cadre réglementaire de 2004 à 2011

Ce chapitre décrit les points importants de l'évolution du cadre réglementaire applicable aux centrales nucléaires belges pour la période 2004-2011.

A la demande de l'AFCN, pour la période 2004-2008 tous les détails de l'évolution du cadre réglementaire sont pris en compte dans la note technique « *Update of the Reference Framework for Tihange 2 – from y. 2004 to end of y. 2008* » [REF GEN-8] et, pour la période 2009-2011, seules les évolutions majeures sont considérées.

2.1 Au niveau belge

Plusieurs réglementations et documents ont été publiés avec un impact sur la gestion de la sûreté et sécurité (protection physique).

Pour la sûreté nucléaire on notera essentiellement la publication de l'Arrêté Royal du 30 novembre 2011 décrivant les prescriptions de sûreté des installations nucléaires, transposant les niveaux de référence WENRA (Western Europe Nuclear Regulators Association) dans la réglementation belge avec effet au 1er mars 2012 (et quelques dispositions transitoires jusque 2013 et 2016).

Des réunions ont eu lieu en 2005-2006 entre l'exploitant et l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) dans la perspective de la prise en compte des recommandations publiées par WENRA visant l'harmonisation des exigences de sûreté pour les réacteurs européens (*WENRA Reactor Safety Reference Levels*). Afin de répondre à ces nouvelles exigences, Electrabel a proposé un plan d'action à l'AFCN (*WENRA Belgian Action Plan*). Ce plan a été validé et publié par l'AFCN en 2007 avec une planification de la réalisation des diverses actions jusque fin 2015.

L'AFCN a ensuite transposé les WENRA Reference Levels dans le cadre législatif belge, ce qui a abouti à l'Arrêté Royal du 30 novembre 2011.

A cela, on ajoutera :

- L'amendement de l'Arrêté Royal du 20 juillet 2001, ratifié le 23 mai 2006, relatif à la gestion des sources scellées de haute activité,
- La loi relative à l'accès du public à l'information en matière d'environnement, ratifiée le 5 août 2006, avec un impact attendu sur les textes réglementaires rédigés par l'AFCN.

D'autres notes de l'AFCN retiennent l'attention :

- Les recommandations de l'AFCN relatives à la réalisation des futures révisions décennales de sûreté, publiées le 1er juillet 2007 ;
- La Directive de l'AFCN pour la gestion des modifications dans les établissements de classe 1, qui a conduit à adapter les procédures de gestion des modifications.
- Dans le domaine du plan d'urgence, les circulaires ministérielles de 2009 relatives aux disciplines NPU-2, 3 et 4, et surtout la note FANC 2010-054 « Déclaration d'évènements significatifs concernant la sûreté nucléaire, la protection des personnes et de l'environnement dans les établissements nucléaires de classe I » et la révision de la Convention INES datant de la même époque.

- Pour ce qui concerne l'impact radiologique sur l'environnement, la note FANC 2010-106 « Déclaration périodique à l'AFCN et Bel V concernant les rejets des effluents radioactifs liquides et gazeux » détermine depuis le 1er janvier 2011 la méthode de comptabilisation des rejets, endossant la Recommandation Européenne 2004/02/Euratom, et la communication de ces informations à l'AFCN sur bases mensuelle et annuelle.

En ce qui concerne le secteur du transport de matières radioactives, on retiendra la circulaire du 1er juillet 2009, relative à la formation et l'examen de conseiller à la sécurité ADR/RID classe 7 et le courrier de l'AFCN du 5 mai 2010 clarifiant le rôle de l'expéditeur au sens de l'ADR/RID. Ces publications vont de pair avec le renforcement du processus transport au sein d'Electrabel.

Pour la protection physique, on notera principalement :

- La Loi du 30 mars 2011 amendant la loi du 15 avril 1994.
- La Loi du 15 juillet 2011 « relative à la sécurité et la protection des infrastructures critiques » et les Arrêtés Royaux d'application ratifiés le 17 octobre 2011.

2.2 Au niveau européen

Les deux Directives Européennes 2009/71 « *Council directive establishing a Community framework for the nuclear safety of the nuclear installations* » et 2010/0306 « *Council Directive on the management of spent fuel and radioactive waste* » constituent les deux textes les plus importants pour le cadre réglementaire de sûreté nucléaire. La publication de l'Arrêté Royal du 30 novembre 2011 permet à la Belgique de répondre adéquatement à la transposition de la Directive 2009/71/Euratom. En outre, il faut mentionner :

- la Recommandation 2004/02/Euratom « *Standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation* », mentionnée plus haut (cfr note FANC 2010-106),
- les textes réglementaires associés au processus de transport des matières radioactives (Dir 2006/116/Euratom et Décision 2008/312),

ainsi que les initiatives de WENRA :

- la publication des WENRA Reference Levels relatifs à l'harmonisation des niveaux de sûreté des réacteurs existants, d'abord en version 2006 puis révisés en 2008 ;
- une première publication de WENRA pour ce qui concerne l'entreposage du combustible usé et des déchets radioactifs, en 2006.

2.3 Au niveau de l'USNRC

On mentionne tout d'abord les adaptations du Code of Federal Regulations (CFR)

- « *Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactor Designs* » (10 CFR 50.54(hh), March 27, 2009) : cette règle requiert que la demande de licence pour un nouveau réacteur nucléaire soit assortie d'une évaluation spécifique des effets de l'impact d'un gros avion commercial. Le demandeur doit, par des analyses réalistes, identifier et intégrer, à la conception, des éléments et capacités fonctionnelles de manière à démontrer qu'avec des actions réduites de la part des opérateurs, soit le cœur du réacteur reste refroidi, soit le confinement reste intact, et que, soit le refroidissement, soit l'intégrité de la piscine de combustible usé est maintenu.

- Après les attaques terroristes du 11 septembre 2001, la NRC a ordonné aux exploitants américains de développer des plans et stratégies (« mitigation strategy ») susceptibles de répondre à un large spectre d'événements, incluant l'impact d'un avion et les conséquences de pertes importantes suite à une explosion ou un incendie de grande ampleur. Les exigences rassemblées dans la section B.5.b (section du « 2002 NRC Security Order » traitant des dommages causés par un incendie ou une explosion, entre autre, suite à une chute d'avion) demandaient aux exploitants d'identifier puis mettre en œuvre des stratégies qui maintiendraient ou rétabliraient le refroidissement du cœur du réacteur, l'enceinte de confinement et le bâtiment de stockage du combustible usé et qui pourraient être mises en œuvre avec les moyens existants ou aisément disponibles.
- Une règle offrant une alternative aux exigences contenues dans le 10 CFR Part 50.61 relatives à la résistance à la rupture (*fracture toughness*) afin de protéger les réacteurs contre le choc thermique sous pression (2010). La règle fournit des méthodes récentes pour évaluer la fragilisation de la cuve du réacteur sous irradiation.

Près de 120 Regulatory Guides ont été identifiés, nouveaux ou étant des révisions y compris de règles applicables au sens de l'Arrêté d'Autorisation. Ces nouvelles publications concernent surtout les *Safety Factors* 1 (*Plant Design*) et 7 (*Hazard Analysis*) de la révision décennale. On notera en particulier :

- Le RG 1.13 (rev 2, March 2007), guide applicable relative à la conception de l'entreposage du combustible usé,
- le RG 1.189 (rev 2, Octobre 2009), guide de référence considérée dans l'évaluation du Safety Factor 7,
- le RG 1.200 (rev 2, March 2009), guide de référence utilisée pour l'évaluation du *Safety Factor* 6 (*Probabilistic Safety Analysis*).

Durant cette période, 7 Generic Letters et 5 Bulletins ont été publiés, dont 2 règles de référence adressant des problématiques mises en évidence dans le retour d'expérience international :

- GL-2004-02 « *potential impact of debris blockage on emergency recirculation during design basis accidents at pressurized water reactors* » (REX Barseback),
- GL-2006-02 « *Grid reliability and the impact on plant risk and the operability of offsite power* » (REX Forsmark).

2.4 Au niveau des publications de l'AIEA

Près de 70 nouveaux textes ont été identifiés, dont les suivants ont plus particulièrement retenu notre attention :

- SF-1 « *Fundamental Safety Principles* » (novembre 2006), qui décrit les exigences de sûreté au plus haut niveau,
- GS-R-3 « *The management system for facilities and activities safety requirements* » (août 2006), qui est en grande partie à l'origine de la révision des WENRA RL's de 2008,
- SSR-2-2 « *Commissioning and Operation Specific Safety Requirements* » (Juillet 2011), révision du NS-R-2 de 2000,
- TS-R-1 « *Regulations for the safe transport of radioactive material* » (septembre 2005, puis mis à jour en 2009), qui constitue la base pour la réglementation du transport de matières radioactives,

- Le Safety Guide NS-G-2.15 « *Severe accident management programmes for nuclear power plants* » (juillet 2009),
- Le GSR part 3 « *Radiation protection and safety of radiation sources : international basic safety standards* », mieux connu sous le nom de « *Basic Safety Standards* » (BSS) et révision du précédent Safety Series n°115 de 1996. Le BSS constitue la réglementation de base de la radioprotection. Cette publication précède normalement la parution du BSS Euratom qui devrait avoir le statut de Directive européenne.

2.5 Impact de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi

La fin de la période considérée a été marquée par l'événement majeur du séisme et du tsunami du 11 mars 2011 frappant le Japon et causant un accident majeur à la centrale de Fukushima Daiichi.

Il s'en est suivi une évaluation de la situation des sites et équipements des centrales nucléaires et la détermination d'un plan d'action privilégiant la mise en place rapide de dispositifs complémentaires de réponse à des événements naturels de grande ampleur sans attendre la modification des réglementations dans ce domaine.

Les enseignements de cet accident majeur et les actions mises en œuvre depuis 2011 vont ainsi progressivement induire des modifications du cadre réglementaire, comme indiqué ci-dessous.

- **Aux niveaux européen et national**, des tests de résistance (« *stress tests* ») ont été menés en 2011 par les autorités nationales indépendantes suivant les spécifications proposées par WENRA et endossées ensuite par ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*). Il s'agissait d'évaluer la résistance des centrales nucléaires aux événements naturels extrêmes, aux pertes des alimentations électriques et pertes de la source froide ainsi que la gestion des accidents sévères². Ces tests ont concerné l'ensemble des réacteurs nucléaires présents au sein de l'Union européenne.
- **La Commission européenne** a présenté ses conclusions sur les tests de résistance des centrales nucléaires le 4 octobre 2012. Selon la Commission, les centrales européennes disposent en général de standards de qualité élevés. Des améliorations sont toutefois à prévoir en se basant sur les normes de sûreté préconisées par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et les meilleures pratiques internationales.

Fin 2012 l'AIEA n'avait pas encore édité de révision spécifique de ses guides.

L'AFCN a transmis à l'ENSREG le plan d'action national relatif aux tests de résistance réalisés dans les centrales nucléaires de Doel et de Tihange suite à l'accident de Fukushima-Daiichi.

Outre un rapport sur la mise en œuvre des recommandations issues des tests de résistance, la Commission devrait proposer en 2013, une révision de la directive sur la sûreté nucléaire.

- **Du côté américain**, la US NRC a également demandé des actions immédiates via :

2: A la demande du Gouvernement Fédéral belge, les attaques terroristes (chute volontaire d'avion) et autres agressions humaines (malveillance informatique, gaz toxique et explosif, ondes de choc) ont également été reprises comme événements initiateurs à prendre en compte suivant le programme des Stress tests pour les centrales nucléaires.

- le Bulletin 2011-01 « *mitigating strategies* » demandant la vérification de l'implémentation des stratégies qui avaient du être développées suivant « B5.b » et 10 CFR 50.54(hh) (voir plus haut) et l'évaluation des dispositions complémentaires pour répondre à des situations « *beyond design* ».
- puis, en 2012, des « *Orders* » (« *provisions for mitigation strategies for beyond-design-basis external events* »; « *requirements for reliable hardened containment vents* »; « *provisions for reliable spent fuel pool indications* »)
- assortis d'« *Interim Staff Guidance* » dans le but d'assurer une mise en œuvre adéquate de ces « *orders* ».

Le cadre réglementaire américain est encore susceptible d'évoluer:

- des « *Request for Information Letters* » ont été émises (suivant 10 CFR 50.54 (f)) afin de permettre l'évaluation de la nécessité d'une action réglementaire dans le domaine de la conception et de la préparation aux urgences vis-à-vis du séisme et de l'inondation.
- des amendements au 10 CFR 50.63 traitant de la réponse au Station Black-Out (SBO) sont à l'étude.

3 Résumé de la vie de l'établissement

3.1 Projets et modifications	19
3.2 Evénements importants	22
3.3 Révision décennale précédente	26
3.4 Belgian Stress Test (BEST)	30

3 Résumé de la vie de l'établissement

Introduction

Parallèlement à la PSR, divers projets sont réalisés de manière à augmenter le niveau de sûreté de l'unité.

Voici un résumé des divers projets et événements significatifs ayant impacté la sûreté. A la demande de l'AFCN, ce résumé couvre la période de 2003 à 2013.

3.1 Projets et modifications

2003

- Remplacement des détendeurs d'alimentation des servomoteurs RPP
 - *Mise en conformité des équipements* : remplacement de matériel non qualifié par du matériel qualifié.
- Modifications traitant les problèmes de Pressure Locking et Thermal Binding (GL95-07)
 - *Fiabilisation des équipements* : Vérification vanne/moteur de manière à éviter l'apparition de ces phénomènes.

2004

- Amélioration du processus de démarrage des pompes RRA (installation de systèmes motorisés)
 - *Fiabilisation des équipements* : Maintien des vannes RRA VX02 fermées depuis la salle de commande lors du démarrage de la pompe.

2005

- Amélioration de la ventilation des auxiliaires nucléaires VBφ et VBA.
 - *Amélioration de la gestion des rejets* : éviter des rejets en iode à partir des locaux non équipés d'une ventilation avec des filtres à charbon actif et pour lesquels il existe un risque de dégagement d'air contaminé en iode.
- Adaptation des seuils des volumes des bâches de fuel aux nouvelles STE.
 - *Fiabilisation de la disponibilité* : maximisation du volume de fuel stocké.
- Modification des filtres de recirculation CIS et CAE afin de diminuer le risque de colmatage
 - *Fiabilisation des équipements* : mise en application du REX Barsebäck (colmatage des filtres de recirculation par les débris drainés par l'aspersion d'enceinte)
- Modification des mesures de niveau CRP LN 161 et de pression CRP LP 160 pour s'affranchir de l'influence de l'injection aux joints sur la mesure de niveau mi-boucle.
 - *Fiabilisation de la fonction* : fiabilisation des mesures de niveau mi-boucle
- Remplacement de transmetteurs Hartmann et Braun par des Rosemount et remplacement de la connectique de raccordement des transmetteurs de niveau de qualification 1 EA

- *Fiabilisation de la fonction* : ajouts de deux capteurs de pression d'enceinte de manière à fiabiliser la mesure.

2006

- Finalisation des projets des « nouvelles STE » dans le cadre de la révision décennale.
- Ajout d'un déflecteur anti vortex à l'intérieur des filtres de recirculation CIS Z01, Z02 et Z03.
 - *Fiabilisation des équipements* : mise en application du REX Barsebäck (colmatage des filtres de recirculation par les débris drainés par l'aspersion d'enceinte)
- Modification de la logique des vannes de décharge pressuriseur.
 - *Fiabilisation de la fonction* : fiabilisation de l'ouverture des vannes du pressuriseur sous pression élevée.

2008

- Implantation de deux dispositifs contre l'obstruction de la vidange des piscines BR.
 - *Fiabilisation de la fonction* : Augmentation de la quantité d'eau captée au puisard
- Pontage des protections thermiques des moteurs des équipements IPS CSC A02B, VBU A12B-A13B-A23R-A24R-A34G-A35G & CEX P13G - P14G
 - *Fiabilisation de la fonction* : augmentation de la disponibilité en cas d'accident.

2009

- Remplacement des ensembles « robinet-servomoteur-positionneur » RRA 410 et 412 suite à non qualification 1EA des positionneurs Eckardt.
 - *Fiabilisation du matériel*
- Retransmission des alarmes CPR et CPW sur verrine.
 - *Amélioration du matériel* : amélioration du report des alarmes en salle de commande.
- Placement d'un piège à eau à l'échappement de la turbine EAA pour éliminer l'accumulation des condensats lors d'un démarrage à froid.
 - *Fiabilisation du matériel* : fiabilisation démarrage TPA EAA
- Modification de l'instrumentation de positionnement des vannes V406, V407, V506 et V507 EAA en vue d'améliorer leur temps de manœuvre.
 - *Fiabilisation du matériel* : augmentation des performances des vannes EAA
- Installation d'Hydran sur les transformateurs TRT.
 - *Fiabilisation des équipements* : monitoring online des transformateurs.
- Remplacement des tableaux électriques classés 1E pour cause d'obsolescence.
 - *Fiabilisation des équipements* : remplacement d'équipement en fin de vie.
- Remplacement de disjoncteurs 6KV pour cause d'obsolescence
 - *Fiabilisation des équipements* : remplacement d'équipement en fin de vie.
- Remplacement du réseau enterré et tuyauteries CEI.
 - *Fiabilisation des équipements*.

2010

- Sécurisation des périmètre d'accès au site (délimitation et mise en place de règles d'accès dans les différents périmètres du site).
 - *Amélioration de la protection du site contre les intrusions*
- Modification du principe de fixation des soupapes TEG S483-S484-S485-S486-S487-S488-S489
 - *Fiabilisation des équipements.*

2011

- Motorisation des vannes d'isolement du CVC atmosphère suite aux études génériques RTGV
 - *Amélioration de la fonction* : amélioration de la réponse a un accident.
- Nouveau bâtiment de contrôle des accès (BCA) (démarrage chantier)
 - *Amélioration de la protection du site contre les intrusions*
- Modification de la maille de la cage CTP Z33 pour éliminer le risque de colmatage par des débris de la ligne d'évacuation du compartiment de stockage des structures internes en cas de brèche et d'aspersion enceinte.
 - *Fiabilisation des équipements* : mise en application du REX Barsebäck (colmatage des filtres de recirculation par les débris entraînés par l'aspersion d'enceinte)
- Remplacement des ensembles "robinet-servomoteur-positionneur" RRA X10 et X12 suite à non qualification 1EA des positionneurs ECKARDT second lot : trains R et G en AT 2011.
 - *Fiabilisation des équipements.*

2012

- Remplacement détendeur azote V675 CGN sur réservoir CPE B01. Remplacement détendeur azote V698 sur réservoir RPP B02. Modification du contrôle-commande de la V583R CGN
 - *Amélioration de la gestion des rejets* : réduction des risques de rejets intempestifs
- Conversion des capteurs EEE LT131 et LT132 en capteur PAMS
 - *Fiabilisation des équipements*
- Remplacement de la carte de démarrage lent des GDS et GDR
 - *Fiabilisation des équipements*
- Placement d'un moyen d'obturation sur la liaison 2 pouces entre le puisard BR et le puits de cuve.
 - *Amélioration de la gestion des accidents* : Amélioration du comportement en cas d'accident.
- Remplacement des mesures de débit CRI sur les garnitures mécaniques et les paliers des pompes CIS/CAE/RRA.
 - *Fiabilisation des équipements*
- Ajout d'un système d'arrêt au niveau de la prise bouchon afin de sécuriser la descente du bouchon primaire sur le container TN17T
 - *Sécurisation de la manutention de combustible*

3.2 Événements importants

Ce chapitre reprend la liste des événements les plus marquants survenus sur l'unité. Celle-ci est élaborée sur base des rapports d'événements et d'incidents.

- **10/2003 Exposition radiologique du personnel lors du retrait des équipements internes inférieurs**

La centrale de Tihange 2 étant à l'arrêt pour une révision décennale, le retrait des équipements internes inférieurs en vue de procéder à l'inspection de la cuve avec la machine d'inspection (MIS) a conduit à une exposition radiologique du personnel supérieure à celle attendue.

Dans la situation donnée, (niveau d'eau et emplacement des acteurs), l'exposition était directement liée à la hauteur de manutention des EII et au temps de réalisation de l'opération, lui-même fixé par la vitesse de translation/levage du crochet du pont polaire.

Une modification d'un de ces paramètres pouvait conduire à une exposition plus faible ou plus élevée, voir conduire à un dépassement des limites légales.

- **02/2004 Rejet d'une activité de 432 GBq (en équivalent Xe133) à la cheminée lors du traitement des effluents primaires de Ti1**

Le 13/02/04, un rejet non contrôlé de gaz rares à la cheminée (432 GBq) a eu lieu à Ti2. Ce rejet provenait de l'éventage manuel du dégazeur TEP ZO1 de Ti2 lors du dégazage d'effluents de Ti1 (fortement contaminés vu la présence d'assemblages fuitards à Ti1; il faut tenir compte du fait que seuls les isotopes non gazeux sont retenus sur les filtres et déminéraliseurs de Ti1). Cet éventage est dirigé vers la filtration VBA, il n'y a donc pas eu de rejets d'iode, ni d'aérosols.

- **05/2004 Déclenchement turbine sans AU suite a une explosion dans le transformateur TRt Phase8**

Explosion interne de la phase 8 du TRt ayant provoqué un îlotage immédiatement suivi d'un déclenchement général (déclenchement turbine et transfert des alimentations électriques du 380 kV vers le 150 kV).

- **07/2005 Défaut de réglage des relais de tension des nouveaux tableaux 380V**

Le 04/07/05 suite à un essai de séquence de sauvegarde (SDS), non réenclenchement de la pompe CCV P05.

Depuis le remplacement des tableaux 380 V en AT 2005, la fonctionnalité de délestage/relestage des auxiliaires est assurée par un relais équipé d'un seuil bas et d'un seuil haut agissant tous deux sur le même contact de sortie. Seul le seuil bas a un rôle à jouer dans la séquence SDS. Le seuil haut est réglé à 420 V avec un hystérésis qui désactive le relais en dessous de 400 V.

Il a été mis en évidence lors de la SDS que le seuil de 420 V est inférieur aux tensions de fonctionnement à vide des GDS/GDU, ce qui a pour conséquence d'empêcher le relestage des auxiliaires 380 V lors d'une SDS.

Cette fonction de délestage n'a pas été requalifiée en AT au travers d'une séquence SDS. C'est donc lors des séquences SDS réalisées après redémarrage que le problème a été mis en évidence.

On peut principalement souligner l'indisponibilité de 2 files VEA et de 2 files d'extraction VBP, ainsi que la ruine du GDU train G à court terme en cas d'accident du second niveau (suite au non-démarrage de la pompe CEU). On a donc cumulé une indisponibilité réelle sur diverses fonctions de sûreté depuis le remplacement des tableaux, et de trois trains lors des essais du train G.

Les seuils hauts des relais concernés ont été réglés à la valeur de 440 V, pour permettre le restage des auxiliaires 380 V.

- **10/05 au 02/2006 Déclenchements multiples par survitesse de la turbopompe EAA**

Lors de l'arrêt du 23/10/05, la turbopompe EAA a déclenché par survitesse. Ce déclenchement a été imputé au volume d'eau accumulée dans la volute de la turbine. Pour répondre à cela, un calorifugeage ad-hoc a été réalisé pour éviter les points froids, sur la turbine ainsi que sur l'échappement de celle-ci, provoquant la condensation de la vapeur de conditionnement.

Plusieurs essais ont ensuite été réalisés avec succès et ont permis de reprendre la périodicité normale des essais trimestriels.

Lors de l'AU du 29/01/06, le déclenchement des deux TPA EAN a entraîné le démarrage des trois pompes EAA. La turbopompe a déclenché par survitesse. Ce déclenchement a de nouveau été attribué à une accumulation d'eau dans la turbine lors du premier démarrage. Un essai hebdomadaire a été ensuite réalisé avec succès.

Lors de l'AU du 26/02/06, la turbopompe EAA a de nouveau déclenché par survitesse.

Suite à cela, un groupe de travail a été mis en place. Celui-ci a donné lieu à des actions correctrices, dont notamment le suivi de la température du local ainsi que l'amélioration de la reprise des condensats à la tuyauterie d'échappement.

- **08/2006 Incident tube de transfert**

Lors de l'essai du tube de transfert après remplacement de l'Altivar, le chariot de transfert s'est bloqué. Après inspection télévisuelle, le câble de secours était coincé dans les galets du chariot. Le câble et les dégâts occasionnés ont été réparés et le tube de transfert a été requalifié après mise en place d'un suivi de mouvement du câble de secours.

Lors des premiers transferts de combustible vers le BR, un certain nombre de grilles ont été arrachées lors de l'insertion dans le panier de transfert. Après inspection visuelle de l'intérieur du panier, les supports des galets débordaient vers l'intérieur au lieu d'être à fleur des flancs du panier. Les supports ont été usinés et le tube de transfert a pu être mis en service.

- **09/2006 Arrêt d'urgence avec IS sur pression basse avancée au générateur de vapeur, suite à une ouverture incontrôlée des vannes réglantes d'admission vapeur à la turbine**

Après remplacement d'une carte intégrateur digital (CID2) servant à élaborer la référence puissance de la turbine, le technicien de la maintenance a demandé à l'opérateur conduite de commuter le commutateur "Manuel direct auto" (CMAD) de manuel en direct. L'automatisme de recopie a été lancé et au basculement du CMAD sur "direct" les vannes d'admission à la turbine se sont ouvertes rapidement jusqu'aux environs de 30 %. Cette ouverture a entraîné un débit vapeur trop important et une chute rapide de la pression vapeur des GV qui a provoqué le basculement des bistables "pression basse avancée" et donc l'arrêt d'urgence du réacteur, la borication d'urgence, l'injection de sécurité et les divers isolements associés.

- **07/2010 chute de pylônes provoquée par les conditions météorologiques**

Le 14/07/2010 vers 16h45, la ligne de secours 150 kV/293 a été rendue indisponible suite à une forte tempête. Plusieurs pylônes ont été endommagés sur cette ligne.

- **01/2012 Baisse de niveau des compartiments assemblage de la piscine de désactivation d'environ 1m consécutive au lignage effectué pour vidange de la CTP P04**

Le 31/01/2012, lors de la remise en service de la pompe CTP P05 (Circuit de Traitement des Piscines) consécutive à la consignation de la pompe CTP P04 pour entretien, un défaut de lignage a conduit à la baisse non désirée d'environ 1 mètre du niveau d'eau des 2 compartiments contenant les assemblages combustible de la piscine de désactivation.

- **02/2012 Explosion de la boîte à son du GDR lors d'un premier démarrage**

Le 22/02/2012, suite aux difficultés rencontrées lors de la requalification du GDS2 de Ti1 en sortie d'entretien, le GDR a été à nouveau ligné sur Ti1. Le lignage terminé, le GDR devait être requalifié par un démarrage sur ordre IS (Injection de Sécurité) à partir de Ti1. Une explosion a eu lieu dans la boîte à fumée lors de ce premier démarrage durant la montée en vitesse.

Cette explosion serait due aux températures trop basses de l'eau HT (Haute Température), provoquant des ratés d'allumage et par conséquent une concentration d'imbrûlés dans la cheminée.

- **08/2012 Béton de l'enceinte traces importantes de fissuration surfacique locale, de corrosion avancée ayant mené à des dégradations locales.**

Suivant les contrôles périodiques de l'enceinte de Tihange 2 en 2009 on a constaté des dégradations superficielles de la surface externe de l'enceinte du bâtiment réacteur de la centrale Tihange 2. Suite à ces constats, un examen de l'état sanitaire du béton a été élaboré afin d'apprécier le phénomène rencontré et de proposer des procédés de réparation. Les investigations ont révélé le phénomène de la carbonatation et les zones affectées se trouvent principalement dans la partie supérieure du bâtiment. Un programme de réparation, approuvé par l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, a été fixé. La réalisation de ces travaux était prévue sur plusieurs années. En 2012 des carottages (contrôle qualité de réparation) ont été réalisés et ont montré que certaines réparations n'apportent pas de résultat probant. Un nouveau programme de réparation est en cours. Des études ont montré qu'il n'y a aucun impact sur l'intégrité structurelle du bâtiment.

- **09/2012 Le niveau de la nappe phréatique n'est pas suffisant pour rencontrer les bases de conception du circuit CEU (Circuit Eau Ultime)**

En novembre 2011, la situation est la suivante :

Le site de Tihange dispose de deux nappes phréatiques : l'une alluviale (quelques mètres de profondeur) et l'autre calcaire, profonde (à une profondeur de 70 m).

La nappe alluviale a une fonction de sûreté car les pompes de puits de secours de Tihange 1, 2 et 3 y puisent l'eau pour refroidir les réacteurs en cas d'accident d'origine externe. Cette nappe sert aussi principalement à alimenter en eau les chaînes de déminéralisation pour produire de l'EDN (Eau Déminéralisée Normale). Les besoins croissants en EDN (+ autres utilisateurs tels que CEI (Circuit Eau Incendie),...) ont entraîné une surexploitation structurelle de la nappe conduisant à la baisse de son niveau depuis des années.

Le niveau bas causé par une surexploitation de la nappe alluviale provient principalement de deux démarrages de Tihange 1 (novembre 2011 et Turbo Groupe Nord en juin 2012), de la qualification de la nouvelle démine et de la difficulté d'utilisation de la nappe calcaire. Le rejet en Meuse des PGV (Purge Générateur Vapeur) de Tihange 2 a aussi participé à cette surconsommation.

De plus, le problème rencontré avec la nappe calcaire profonde (la modification des caractéristiques physico-chimiques) n'en a pas permis l'exploitation attendue.

Suite à ces événements, Tractebel Engineering a calculé les niveaux minimaux de nappe permettant de respecter les exigences du Rapport de Sûreté. Les résultats ont été fournis en septembre 2012. Ceux-ci montrent que les niveaux de nappe de Tihange 2 ne sont pas conformes aux seuils garantissant 30 jours d'autonomie requis par le RS. Une JCO a donc été rédigée pour justifier la situation de Tihange 2.

En avril 2013, la situation est la suivante :

- La nappe calcaire est abandonnée suite à son manque de fiabilité (capacité et caractéristiques chimiques).
- La nappe phréatique alluviale est réservée aux besoins de sûreté.
- L'eau déminéralisée est produite à partir de l'eau de Meuse.
- Suite à l'arrêt des pompes dans la nappe alluviale pour produire de l'eau déminéralisée, le niveau de celle-ci est remonté de manière satisfaisante.

L'abaissement et le remplacement des pompes de puits de Tihange 2 augmentera l'autonomie de la nappe et garantira une situation sûre de manière pérenne.

- **09/2012 Indications cuve**

En 2012, Electrabel a découvert la présence d'indications inattendues au niveau des cuves de réacteurs de Doel 3 et Tihange 2. Guidée par une approche orientée sûreté, Electrabel a informé l'Authorized Inspection Agency (AIA), Bel V et l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) de cette situation. Il a été décidé de maintenir ces deux réacteurs en état d'arrêt à froid, jusqu'à résolution de la problématique.

Electrabel a débuté des investigations visant à déterminer la nature, l'origine, et la stabilité des indications mises en évidence, ainsi que leur impact potentiel sur la tenue structurelle des cuves concernées. Pour mener à bien ces activités, de nombreux experts nationaux et internationaux ont assisté Electrabel.

A l'issue de ces investigations d'ampleur, la tenue structurelle des cuves de Doel 3 et Tihange 2 a été démontrée au travers d'un dossier de justification et formalisée dans un Safety Case Report par unité, chacun ayant été complété par un Addendum traitant d'actions complémentaires menées à la demande de l'AFCN. Le redémarrage des deux unités a été autorisé en mai 2013, moyennant la mise en œuvre d'un programme d'actions à moyen terme relatif à la méthode d'inspection des cuves ainsi qu'à l'exécution d'une campagne complémentaire d'essais métallurgiques.

3.3 Révision décennale précédente

Les études réalisées dans le cadre de la deuxième RD de Tihange 2 ont débuté en 2002 et ont été clôturées par BelV fin 2011. Les actions correctives identifiées suite à ces études sont en cours d'implémentation.

La deuxième RD a mené aux conclusions suivantes :

Thème *Réglementation*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Analyse des modifications de la réglementation (sujet A1)
- Impact de l'utilisation d'un nouveau terme source (sujet A2)
- Evolutions de la section XI du Code ASME (et Code Cases) postérieures à 1992 (sujet A3)
- Réévaluation de la conformité des engins de levage ayant une fonction de sûreté (sujet A4)
- Tarage des soupapes de sûreté à ressort sur les circuits fluides (sujet H2)

L'analyse des nouvelles réglementations éditées durant les dix années de 1993 à 2003, en provenance de la NRC (US) d'une part et l'Union européenne et de la Belgique d'autre part, a été documentée dans le rapport de sûreté de l'unité.

Un terme source alternatif pour l'accident de référence LOCA peut être utilisé si l'exploitant le souhaite dans le but de réduire des exigences fonctionnelles de certains équipements, avec une incidence acceptable au niveau de sûreté de l'installation.

L'édition 2001 du code ASME XI a été comparée à l'édition 1992. Il a été décidé de maintenir l'utilisation de l'édition 1992.

La conformité des engins de levage a été réévaluée au vu des nouvelles réglementations. Les modifications nécessaires ont été définies et sont en cours d'implémentation pour le pont polaire, le chariot élévateur, le pont 10T du combustible neuf, le pont 10T de piscine de désactivation, la machine de chargement dans le bâtiment réacteur, la machine auxiliaire de manutention, et le dispositif de transfert de combustible.

Les coefficients de corrélation pour les soupapes SARASIN ont été confirmés par des essais et sont valables pour les autres types de soupapes de sécurité à ressort installées dans la centrale.

Thème *Prise en compte des risques spécifiques internes et externes*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Réévaluation de l'environnement du site (sujet B1)
- Réévaluation de l'impact des conditions climatiques extrêmes (sujet B2)
- Réévaluation de la protection contre l'inondation du site (sujet B4)
- Risque dû à l'apparition d'eau dans les locaux (sujet B5)
- Approche systématique de l'évaluation des risques d'incendie (sujet B6)
- Réévaluation des conséquences d'une explosion dans les espaces confinés (sujet B7)
- Réévaluation de la capacité de la nappe phréatique (sujet B8)
- Sécurité de fonctionnement des systèmes informatisés en cas de dégagement de fumée (sujet M1)

La réactualisation des données concernant les risques spécifiques internes et externes à l'exception des inondations externes, n'a pas fait apparaître de nouveaux éléments qui remettraient en question les hypothèses prises en compte lors de la deuxième RD par rapport à la conception de l'unité. Des améliorations sont néanmoins en cours d'implémentation pour la détection des gaz toxiques, l'inondation interne, et les explosions internes.

En ce qui concerne les inondations externes, la réévaluation du risque et de la réglementation en vigueur a donné lieu à une évaluation de la crue décennale. Les modifications nécessaires ont été appuyées dans le cadre des stress tests et sont en cours d'implémentation.

Thème *Etudes de sûreté*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Révision de l'étude probabiliste de sûreté (PSA) (sujet C1)
- Réévaluation de la sûreté dans les états « hors puissance » (sujet D1)
- Dissymétrie de débit entre boucles primaires (sujet D3)
- Intégrité structurelle du compartimentage des bâtiments du réacteur et d'ultime secours (sujet G5)

Ce thème comprend principalement la révision du modèle PSA de niveau 1 qui avait été mis au point durant la première révision décennale de Tihange 2. Ce modèle a été actualisé en tenant compte de l'évolution de la centrale (procédures et modifications) et de la méthodologie en la matière.

Les Spécifications Techniques d'Exploitation ont été harmonisées pour toutes les unités belges concernant la dissymétrie de débit boucle primaire.

La résistance du compartimentage du bâtiment du réacteur et du bâtiment d'ultime secours aux augmentations de pression résultant de la rupture d'une tuyauterie primaire ou secondaire, a été vérifiée dans toutes les conditions d'exploitation.

Thème *Gestion des incidents et accidents*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Optimisation de la gestion des accidents graves (sujet D2)
- Processus de rédaction, de vérification et de mise à jour des procédures d'accident (sujet E1)
- Procédures de stabilisation des situations d'incident lors de la manutention d'assemblages de combustible (sujet E2)

L'analyse des nouvelles connaissances et expériences issues des études internationales concernant la gestion des accidents graves a été réalisée. Un moyen d'obturation de la liaison 2 pouces entre le puisard BR et le puits de cuve a été installé. La validation des « *Severe Accident Management Guidelines* » (SAMG) a montré que leur utilisation par les participants reflète leur qualité élevée. Ces guides sont autoportants et ne nécessitent pas d'outils supplémentaires pour aider à prendre les décisions. Un nombre limité d'améliorations aux SAMG a été identifié, pour faciliter l'utilisation des guides. Ces améliorations sont en cours d'implémentation.

Une comparaison exhaustive des procédures par rapport aux procédures génériques du « *Westinghouse Owners Group* » (WOG) a été établie. Cela a permis de s'assurer que les procédures modifiées de Tihange 2 restent cohérentes par rapport aux « *Emergency Response Guidelines* » (ERG) génériques et que l'intégration des diverses modifications n'a pas eu d'impact sur la réponse apportée en cas d'accident. Les améliorations aux procédures d'accident et à leurs bases ont été implémentées.

L'analyse des situations à risque est réalisée pour les différents cas de manutention et a montré que les directives couvrent l'ensemble des situations identifiées. En particulier le blocage d'un assemblage de combustible dans le tube de transfert ne pose pas de problème.

Thème *Vieillessement et renouvellement des équipements*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Mesures de température dans les tuyauteries de by-pass des boucles primaires (sujet F2)
- Système de suivi de la précontrainte de l'enceinte primaire (sujet F5)
- Suivi de la fragilisation de la cuve du réacteur et de la protection contre les surpressions à froid (sujet I1)
- Suivi du guidage radial des composants internes de la cuve du réacteur (sujet I2)
- Suivi de la dégradation des broches des tubes guides des grappes (sujet I3)
- Suivi des vis des plaques de cloisonnement du réacteur (sujet I4)
- Vieillessement thermique de l'acier inoxydable moulé du circuit primaire (sujet I5)
- Evaluation des phénomènes de fatigue thermique non pris en compte à la conception (sujet I7)
- Suivi des phénomènes de corrosion dans les tuyauteries (sujet I8)
- Réévaluation de la qualification à la fatigue des composants soumis au Code ASME (sujet I9)
- Vieillessement des plots élastomères supportant des équipements de sûreté (sujet I10)
- Rénovation de l'instrumentation et des systèmes de contrôle-commande (sujet J1)
- Rénovation des composants des systèmes de sûreté (sujet J2)
- Rénovation des bâtiments et des structures (sujet J3)

De nombreux aspects de la deuxième RD concernent les mécanismes de dégradation et de vieillissement. L'obsolescence de certains composants a été également prise en considération.

La procédure de comptage des transitoires à été actualisée.

La conception du Circuit d'Eau Incendie a été réévaluée suite au vieillissement des conduites et des modifications sont en cours de réalisation.

Le système de détection incendie est en cours de remplacement.

Thème *Systèmes de sûreté*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Disponibilité et fiabilité des équipements importants pour la sûreté (sujet F1)
- Rinçage des conduites d'eau d'incendie (sujet F4)
- Réévaluation des fonctions de ventilation de sûreté et d'extraction des fumées (sujet F6)
- Réévaluation de la fonction d'isolement de l'enceinte et des tests associés (sujet G1)

- Pressurisation thermique des tronçons isolés dans l'enceinte après un accident (sujet G2)
- Réévaluation de la ventilation du bâtiment d'ultime secours (sujet G3)
- Vérification de la capacité de refroidissement des échangeurs de chaleur ayant une fonction de sûreté (sujet H3)

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.

Pour ce faire, des adaptations aux installations et aux procédures d'essai ont été identifiées et sont en cours d'implémentation pour les systèmes de ventilation de sûreté et les pénétrations d'enceinte. Un programme de suivi de la capacité des échangeurs CRI/CEB a été établi.

Thème *Maintien et accroissement des connaissances*

Ce thème a traité les sujets suivants :

- Formation et qualification du personnel (sujet K1)
- Documentation et connaissance des bases de conception (sujet K2)

Un système de gestion de compétences en matière de sûreté nucléaire a été complété pour toutes les catégories de personnel.

Une approche a été mise au point pour ancrer les connaissances en rapport avec les systèmes de deuxième niveau de protection.

Thème *Application d'une politique préventive de sûreté*

Ce thème a traité le sujet suivant :

- Politique de prévention sur le plan de la limitation des doses (sujet L3)

Une nouvelle procédure ALARA a été rédigée sur la base d'un retour d'expérience internationale et un système de télé-dosimétrie a été mis en service.

3.4 Belgian Stress Test (BEST)

Le 11 mars 2011, la centrale nucléaire de Fukushima au Japon a été gravement endommagée par une secousse sismique d'une intensité exceptionnelle, suivie d'un tsunami. Cet accident montre que la réalité peut dépasser ce qui a été considéré et imaginé. L'Europe a alors imposé des tests de résistance, destinés à évaluer la conception des centrales nucléaires ainsi que la sûreté de celles-ci dans des situations extrêmes, hors conception.

Le 28 octobre 2011, Electrabel a remis ses rapports sur les tests de résistance à l'AFCN. Dès le 7 novembre 2011, une première évaluation de l'AFCN a conclu que les centrales nucléaires belges offrent une robustesse suffisante. Après une évaluation approfondie des rapports, l'AFCN a confirmé fin décembre 2011 que les centrales nucléaires belges présentent des marges de sûreté suffisantes pour garantir les fonctions de sûreté essentielles dans des conditions extrêmes. Elle a donc autorisé Electrabel à continuer à exploiter ses installations nucléaires, moyennant des adaptations à apporter aux installations ou à l'organisation en vue de renforcer plus encore le niveau de sûreté des centrales. L'AFCN a remis son rapport d'évaluation à l'ENSREG (European Nuclear Safety Regulation Group) le 4 janvier 2012. Entre janvier et avril 2012, l'ENSREG a alors réalisé des Peer Reviews et rédigé son rapport destiné à la Commission Européenne. Au cours de ce processus, Electrabel a travaillé avec les autorités de sûreté afin d'établir un plan d'action. Ce dernier a été approuvé par l'AFCN fin juin 2012.

Les actions réalisées dans le cadre des tests de résistance s'inscrivent dans une démarche d'amélioration continue. Il y a d'abord eu les 'first improvements' qui répondent essentiellement aux deux scénarios majeurs révélés par Fukushima : le séisme et l'inondation. Dans le plan d'action, les principaux projets concernent la protection contre le risque inondation, et la perte des alimentations électriques. Ceux-ci sont entre autre concrétisés par la construction d'un 'mur de protection' autour du site, la réalisation d'une évaluation approfondie du niveau sismique de Tihange en collaboration avec l'Observatoire Royal de Belgique ainsi que l'étude de l'installation d'événements filtrés. Fukushima a en effet montré que la surpression dans le bâtiment réacteur doit être évacuée de manière contrôlée, ce qui est réalisé avec un événement filtré.

4 Objectifs

4.1 Révisions décennales : clause dans le permis d'exploitation	33
4.2 Objectifs d'une révision décennale	34
4.3 Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté	35

4 Objectifs

4.1 Révisions décennales : clause dans le permis d'exploitation

Le permis d'exploitation de chaque unité nucléaire belge stipule que, tous les 10 ans, il sera procédé à une évaluation de sûreté, communément dénommée révision décennale (RD) ou *periodic safety review* (PSR) [REF GEN-7].

La période de 10 ans débute lors de la réception technique, à partir de la première mise en service à pleine puissance. Pour Tihange 2 le 28/04/1983. Tihange 2 : Arrêté Royal S 5.600/C du 23/12/1982 (REF REF GEN-7)

4.2 Objectifs d'une révision décennale

Lors d'une révision décennale ou *periodic safety review (PSR)* d'une installation nucléaire, on répond aux questions suivantes :

- Dans quelle mesure le niveau de sûreté est-il conforme aux normes et pratiques internationales actuelles en matière de sûreté ?

Concrètement, cela implique que l'exploitant et l'organisme agréé procèdent à une comparaison de l'état des installations et des directives suivies pour l'exploitation de celles-ci avec les règles, normes et pratiques qui sont actuellement en vigueur aux États-Unis et dans l'Union européenne. Si nécessaire, on détermine les améliorations qui doivent raisonnablement être mises en œuvre.

- Dans quelle mesure les dispositions prises sont-elles suffisantes pour maintenir le niveau de sûreté jusqu'à la prochaine révision décennale ?

L'article suivant de l'AR du 30 novembre 2011 prescrit les objectifs des révisions périodiques :

Art. 14 . Révisions périodiques

14.1 - Objectifs des révisions périodiques de sûreté

En complément des études de sûreté nucléaire réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation, et plus particulièrement :

- de confirmer que l'installation est encore au moins aussi sûre qu'originellement acceptée ou qu'acceptée à l'issue de la révision périodique précédente, et de montrer qu'aucune dégradation de la sûreté nucléaire n'est restée sans action correctrice;
- d'établir l'état de l'installation et de son régime d'exploitation, avec une attention particulière aux structures, systèmes et composants susceptibles de se dégrader, dans le but d'identifier et d'évaluer tout facteur qui pourrait limiter l'exploitation sûre de l'installation jusqu'à la prochaine révision périodique ou sa fin de vie programmée;
- de justifier le niveau actuel de sûreté en regard des normes et pratiques actuelles, et d'identifier et de mettre en œuvre des améliorations de sûreté là où cela est raisonnablement possible.

Sont pris notamment en compte, pour l'évaluation de sûreté :

- les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale;
- le retour d'expérience et l'historique d'exploitation national et international;
- le vieillissement des installations;
- les modifications apportées à l'installation ayant une influence sur la sûreté nucléaire;
- les modifications intervenues dans la structure organisationnelle.

La révision périodique de sûreté doit couvrir tous les aspects de sûreté d'un établissement. Dans ce contexte, l'établissement est considéré comme l'ensemble des installations (systèmes, structures et composants) couvertes par l'autorisation de création et d'exploitation.

L'exploitant porte la responsabilité première de la révision périodique de sûreté.

AR du 30 novembre 2011, article 14§1 [REF GEN-5]

4.3 Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté

Electrabel et l'Agence fédérale de contrôle nucléaire (AFCN) ont convenu, à partir de cette troisième révision décennale pour l'unité Tihange 2, d'appliquer une nouvelle méthodologie commune, basée sur le Guide de sûreté NS-G-2.10 [REF GEN-1] de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).

Dorénavant, la révision décennale consistera en une évaluation de la sûreté nucléaire de l'unité sur base de l'évaluation (*assessment*) de 14 facteurs de sûreté (*safety factors*) et d'une évaluation globale (*global assessment*). Le tableau suivant reproduit cette liste :

Subject area (<i>domaine de sûreté</i>)		Safety factor (<i>facteur de sûreté</i>)
Plant	1	Plant design
	2	Actual condition of systems, structures and components
	3	Equipment qualification
	4	Ageing
Safety analysis	5	Deterministic safety analysis
	6	Probabilistic safety analysis
	7	Hazard analysis
Performance and feedback of experience	8	Safety performance
	9	Use of experience from other plants and research findings
Management	10	Organization and administration
	11	Procedures
	12	The human factors
	13	Emergency planning
Environment	14	Radiological impact on the environment
		Global assessment

Facteurs de sûreté dans le cadre d'une révision décennale [REF GEN-1]

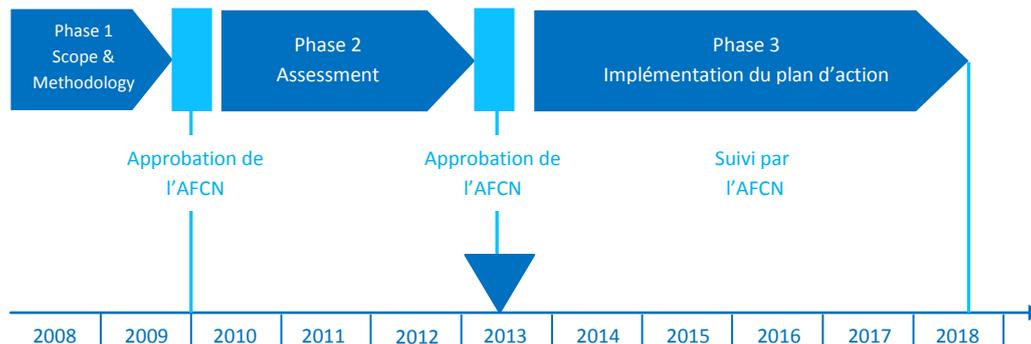
5 Déroulement

5.1	Trois phases	39
5.2	Phase 1 : Scope & methodology	39
5.3	Phase 2: Assessment.....	40
5.4	Phase 3: Exécution des actions	41

5 Déroutement

5.1 Trois phases

Afin d'atteindre les objectifs, la révision décennale a été scindée en trois phases :



1 Détermination du scope & methodology de l'évaluation

L'établissement du « *scope et methodology* » a débuté en 2007 et a duré deux ans. Ensuite, l'Agence fédérale de contrôle nucléaire (AFCN) disposait d'un délai de six mois pour évaluer celui-ci.

2 Évaluation globale du niveau de sûreté de la centrale conformément au scope et methodology, et détermination du plan d'action

L'approbation du « *scope et methodology* » par l'AFCN a été suivie d'une période de trois ans durant laquelle des assessments ont été réalisées dans les différents domaines. Au terme de cette période a eu lieu un « *global assessment* », et un plan d'action a été établi.

Le rapport de synthèse de ces « *assessments* » sera soumis à l'AFCN pour approbation au plus tard à la date anniversaire de la centrale Tihange 2. Tihange 2 est en service depuis le 28 avril 1983 et aura donc 30 ans le 28 avril 2013 (T10). L'AFCN dispose de six mois pour commenter, puis approuver le plan d'action.

3 Exécution du plan d'action

Après approbation, le plan d'action sera exécuté sur une période de cinq ans. En ce qui concerne Tihange 2, il doit avoir été exécuté au plus tard pour le mois d'août 2018.

5.2 Phase 1 : Scope & methodology

Pour déterminer le scope de la révision décennale, on établit une liste reprenant les domaines et sujets de sûreté, les installations concernées ainsi que la planification générale de la PSR.

La méthodologie de la révision décennale identifie et évalue les différences entre le niveau de sûreté nucléaire de la centrale étudiée et la réglementation, les normes et les bonnes pratiques nucléaires actuelles. Les différences sont subdivisées en points forts (*Strength*) et améliorations possibles (*Opportunity For Improvement : OFI*).

Les résultats des analyses réalisées dans le cadre de la révision décennale doivent permettre à l'exploitant et aux autorités de sûreté belges de se faire une idée précise du statut de la centrale examinée sur le plan de la sûreté. La méthodologie est à la fois axée sur les processus et les résultats.

La note relative au « *scope & methodology* » [REF GEN-2] a été remise à l'AFCN en Novembre 2009 et approuvée le 23 Mars 2010.

5.3 Phase 2: Assessment

Après approbation du « *scope & methodology* » par l'AFCN et désignation des assesseurs, il est procédé aux assessments des 14 safety factors dans cinq domaines à savoir :

- Plant
- Safety Analysis
- Performance and feedback of Experience
- Management
- Environment

Assesseurs

Les assesseurs sont désignés par le chef de projet PSR en concertation avec les responsables du site nucléaire et les départements concernés d'Electrabel. Ce sont des experts dans leur domaine et ils possèdent les qualifications requises (décrites dans document « *Scope et Methodology* » paragraphe 2.8).

En outre, ils ont de l'expérience en matière d'évaluations ou d'audits et sont indépendants de la gestion du processus évalué. Avant le début des évaluations, ils reçoivent une formation. Pour chaque facteur de sûreté, un interlocuteur est désigné sur le site concerné. Celui-ci sera l'interlocuteur privilégié de l'assesseur.

Assessment

En concertation avec l'AFCN, une liste énumérant les documents qui doivent être fournis est établie pour chaque facteur de sûreté.

L'assessment se déroule alors comme suit :



La préparation de l'assessment consiste à établir un scénario et à consulter la réglementation, les normes et les bonnes pratiques applicables, ainsi que les documents pertinents du site concerné.

Des visites sur place donnent aux assesseurs la possibilité d'effectuer des interviews, des observations et des examens.

Après analyse des données et des faits, les conclusions sont consignées dans un rapport qui est présenté à Bel V. L'AFCN et Bel V sont régulièrement informés des progrès et résultats. La supervision indépendante est assurée par Bel V.

Global assessment

Les résultats sont présentés sous forme de constatations, de points forts ou d'améliorations possibles de la sûreté nucléaire. Dès que les résultats des 14 assessments sont connus, une équipe d'experts procède à un global assessment de ces résultats. Ce global assessment se concentre sur les actions qui ont la plus forte incidence sur l'amélioration de la sûreté nucléaire.

Le plan d'action et le rapport de synthèse doivent être remis à l'AFCN avant la fin de la troisième période décennale (28 avril 2013).

5.4 Phase 3: Exécution des actions

Lorsque l'AFCN a approuvé le plan d'action, Electrabel dispose d'un délai de cinq ans pour sa mise en œuvre. L'AFCN et Bel V s'assurent de la bonne exécution du plan d'actions.

6 Evaluation des 14 facteurs de sûreté

6.1	Plant design (SF1).....	45
6.2	Actual condition of SSC's (SF2).....	49
6.3	Equipment qualification (SF3)	52
6.4	Ageing (SF4).....	55
6.5	Deterministic safety analysis (SF5)	58
6.6	Probabilistic safety analysis (SF6)	62
6.7	Hazard analysis (SF7)	66
6.8	Safety performance (SF8)	73
6.9	Use of experience from other plants and research findings (SF9)	76
6.10	Organisation and administration (SF10).....	80
6.11	Procedures (SF11).....	82
6.12	Human factors (SF12)	85
6.13	Emergency planning (SF13).....	87
6.14	Radiological impact on the environment (SF14)	91

6 Évaluation des 14 facteurs de sûreté

6.1 Plant design (SF1)

6.1.1 Objectifs

"The objective of the review of the design of the nuclear power plant is to determine the adequacy of the design and its documentation in an assessment against current international standards and practices."

"The review of the plant design should establish a comprehensive list of SSCs important to safety."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation a pour objet de vérifier si la conception et la documentation associée sont conformes aux exigences de conception générales actuelles :

- du 10CFR50, Appendix A, General Design Criteria [REF SF1-2]
- de quelques critères de 10CFR50 et TMI sélectionnés, tels que :
 - 10CFR50.44 *Combustible gas control*
 - 10CFR50.46 *Acceptance criteria for ECCS*
 - 10CFR50.48 et TMI II.F.2. *Indication of core cooling quality.*

L'évaluation identifie les composants mécaniques et les divers types de composants électriques, d'instrumentation et de commande (EI&C) ainsi que de contrôle du rayonnement (*Radiation Monitoring* ou RM/CRS) liés à la sûreté.

6.1.2 Évaluation

La conformité de la conception de Tihange 2 aux *General Design Criteria* du 10CFR50 Appendix A [REF SF1-2] a été confirmée. Les bases de conception ont été suffisamment documentées dans le rapport de sûreté, bien que les éléments cités restent quelquefois assez généraux.

La liste de tous les composants mécaniques et des divers types de composants électriques, d'instrumentation et de commande (EI&C) ainsi que de contrôle du rayonnement (Radiation Monitoring ou RM/CRS) liés à la sûreté, est disponible.

6.1.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Les bases de conception ont été documentées pour les structures et systèmes examinés**

Le *Standard Review Plan* (SRP) a servi d'outil pour sélectionner les exigences de sûreté fonctionnelles issues des GDC, du 10CFR et des recommandations post TMI auxquelles un circuit spécifique doit se conformer. Les réponses à ces exigences de sûreté ont été recherchées au travers du Rapport de Sûreté et transcrites suivant une structure « *design bases functions* » et « *design bases values* » décrite dans le NEI 97-04 [REF SF1-3].

6.1.2.2 Points forts

Concept des systèmes de protection du deuxième niveau.

L'unité 2 de Tihange est pourvue d'un système de sûreté de protection dite de « deuxième niveau » qui permet la gestion d'accidents non mentionnés dans les « *General Design Criteria* ».

Par ailleurs il est à même de faire face à une perte de la source froide principale (Meuse). Cela peut être considéré comme un point fort, dans la mesure où un niveau de sûreté accru en résulte par rapport aux « *General Design Criteria* ».

6.1.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner l'amélioration suivante :

Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans les bases de conception (SF1-1).

Définir quels sont les types de documents constituant les bases de conception, et la nature des informations qu'ils contiennent. Ensuite définir à quels endroits ces documents sont disponibles.

6.1.3 Méthode

La méthode consiste en deux parties : en première partie, la vérification si la conception et la documentation associée sont conformes aux exigences de conception générales actuelles, et en deuxième partie, l'identification des composants mécaniques et des divers types de composants électriques, d'instrumentation et de commande (EI&C) ainsi que de contrôle du rayonnement (Radiation Monitoring ou RM/CRS) liés à la sûreté.

Étapes de la première partie

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Définition des bases de conception selon le 10CFR50.2 à savoir :

"Design bases means that information which identifies the specific functions to be performed by a structure, system, or component (SSC) of a facility, and the specific values or ranges of values chosen for controlling parameters as reference bounds for design. These values may be (1) restraints derived from generally accepted "state of the art" practices for achieving functional goals, or (2) requirements derived from analysis (based on calculation and/or experiments) of the effects of a postulated accident for which a structure, system, or component must meet its functional goals."
- Sélection des systèmes et structures à examiner de manière à couvrir les thèmes : *reactor core, reactor coolant system, containment system, instrumentation and control system, electrical power system and water supply system* tel que recommandé dans la [REF GEN-1] :
 - Reactor core : *Reactor Trip System;*
 - *Reactor coolant system : Reactor Coolant System Component and Subsystem Design, Emergency Core Cooling System, Chemical and Volume Control System;*
 - *Containment system : Steel Containment, Concrete Containment, Containment Functional Design, Containment Spray;*
 - *Instrumentation and control system : Control Room Habitability System, Engineered Safety Features Systems, Safe Shutdown Systems, Control Systems;*
 - *Electrical power system : A-C Power Systems (Onsite), D-C Power Systems (Onsite), Emergency Diesel Generator;*
 - *Water supply system : Main Steam Supply System, Auxiliary Feedwater System, Residual Heat Removal System, Station Service Water System, Condensate and Feedwater System, Reactor Auxiliary Cooling Water Systems, Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System.*
- Identification des fonctions de conception et paramètres de conception correspondants auxquels les systèmes et structures mentionnés ci-dessus doivent satisfaire sur la base du *Standard Review Plan* NUREG-800 [REF SF1-5] sous forme de tableau, conformément à NEI97-04 [REF SF1-3] Le *Standard Review Plan*, [REF SF1-5] constitue le fil conducteur pour sélectionner les exigences de sûreté fonctionnelles à partir du 10CFR50 Appendix A *General Design Criteria*, du 10CFR (44,46,48) et du TMI auxquelles les structures et systèmes doivent satisfaire.
- Recherche des réponses spécifiques à ces exigences pour Tihange 2 dans la documentation de référence et surtout dans le rapport de sûreté. Pour répondre à certaines exigences, essentiellement pour la protection contre les influences extérieures, les systèmes du deuxième niveau de protection ont été pris en compte.
- Vérification as built a été effectuée pour valider les résultats des recherches dans la documentation de référence.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

Étapes de la deuxième partie

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Lister tous les composants mécaniques liés à la sûreté conforme au 10CFR54.4 critère 1 à savoir : *Safety-related systems, structures, and components which are those relied upon to remain functional*
 - *during and following design-basis events (as defined as in 10 CFR 50.49 (b)(1)) to ensure the following functions*

(i) The integrity of the reactor coolant pressure boundary;

(ii) The capability to shut down the reactor and maintain it in a safe shutdown condition; or

(iii) The capability to prevent or mitigate the consequences of accidents that could result in potential offsite exposure."

- Lister les divers types de composants électriques, d'instrumentation et de commande (EI&C) ainsi que de contrôle du rayonnement (*Radiation Monitoring* ou RM/CRS) liés à la sûreté conforme au 10CFR54.4 critère 1 repris ci-dessus.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.2 Actual condition of SSC's (SF2)

6.2.1 Objectifs

"The objective of the review is to determine the actual condition of SSCs important to safety and whether they are adequate to meet their design requirements. In addition, the review should confirm that the condition of SSCs is properly documented".

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Cette évaluation porte en premier lieu sur le système de gestion du programme de maintenance, de surveillance et d'inspection en service. Elle est confrontée aux directives de l'AIEA, de l'INPO et de la NRC américaine [REF SF2-3][REF SF2-4][REF SF2-5]. En outre, elle donne un aperçu de l'état des systèmes, structures et composants (SSC) qui sont les plus importants pour la sûreté nucléaire, et ce sur la base de la matrice d'analyse probabiliste de sûreté (*PSA matrix*).

6.2.2 Évaluation

L'évaluation démontre que les programmes nécessaires sont disponibles pour s'assurer que les SSC (*Systems, Structures, Components*) liés à la sûreté sont correctement entretenus, inspectés et testés. Il n'y a pas de remarque importante à formuler.

Les programmes initiaux étaient basés sur le rapport de sûreté, la réglementation belge, les codes ASME et IEEE et les recommandations des fournisseurs et des assureurs. Leur efficacité opérationnelle fait l'objet d'un suivi s'appuyant sur des indicateurs de performance, et qui sont adaptés sur la base d'*after-action reviews*. De surcroît, ils sont modifiés en temps utile en fonction de l'expérience d'exploitation tant interne qu'externe.

6.2.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

Le suivi de l'état des SSC a été progressivement instauré et amélioré. Les programmes existants sont systématiquement évalués, renforcés et optimisés. Ce projet se poursuit selon un plan clairement établi.

- **Système de management de l'état actuel des SSC's**

Des programmes d'entretien, de surveillance et d'inspections en service existent et sont décrits. Les performances des programmes sont suivies par divers indices qui sont présentés à des comités et font l'objet d'analyses. Il existe des programmes qui tracent et surveillent l'indisponibilité des SSC (liés à la sûreté). Les anomalies ou les pannes relatives à ces SSC sont documentées et donnent lieu à des analyses, si d'application. Il existe des procédures pour traiter le feed-back des services d'entretien et, si nécessaire, adapter le programme d'entretien. Les résultats du programme MS&I sont documentés et archivés. Il existe un programme pour sélectionner, analyser l'expérience interne relative aux MS&I et pour en appliquer les conclusions.

- **Processus System Health Report (SHR)**

Le processus de System Health Report (SHR) a été lancé. Dans ce cadre, les résultats des activités MS&I des circuits concernés sont rassemblés pour un certain nombre de circuits critiques. Les résultats sont évalués par rapport aux seuils d'alarme et de dépassement et leur tendance est établie à plus long terme. En plus des résultats MS&I principalement techniques, le SHR reprend également d'autres aspects (expérience interne et externe, résultats de la gestion du vieillissement, JCO et dérogations, rapports d'inspection Bel-V, préoccupations en termes de sûreté et de disponibilité, ...) afin de réaliser une évaluation de l'état actuel complet du circuit et de son fonctionnement. Les constatations de la procédure SHR des principaux SSC montrent que leur état général est bon et que les problèmes détectés donnent lieu à des mesures correctives.

- **Programme Reliability Centered Maintenance (RCM)**

Le programme *Reliability Centered Maintenance (RCM)* est en cours d'implémentation mais il ne couvre pas encore tous les SSC liés à la sûreté.

- **Ateliers de maintenance**

Tihange 2 dispose des infrastructures suffisantes pour tous les types de maintenance.

- **Résultats des plus importants SSC's**

Les composants majeurs comme le réacteur et les générateurs de vapeur font partie d'un programme long terme ou *Life Cycle Management*. Le dernier contrôle des générateurs de vapeur de Tihange 2 a été réalisé en 2009 et aucun problème n'a été détecté.

6.2.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés lors de l'évaluation :

Bonne surveillance des programmes de maintenance et de tests.

Le programme de surveillance est bien documenté et le programme de test fait l'objet d'une surveillance adéquate. Cela a également été confirmé dans le cadre de la mission OSART de 2007.

Suivi rigoureux du conditionnement chimique.

Le programme de conditionnement et de surveillance chimique est plus strict que demandé en matière de spécifications techniques, et fait l'objet d'un suivi indépendant par Laborelec. Ce programme constitue une importante contribution au programme de 'condition monitoring' (entretien en fonction de l'état).

Suivi des indisponibilités des installations liées à la sûreté au moyen du facteur d'utilisation.

La performance des SSC qui sont soumis aux spécifications techniques est suivie par le facteur G (facteur d'utilisation qui indique le taux de consommation de la durée autorisée des indisponibilités). Ce facteur G est régulièrement analysé et discuté.

Liste des équipements à qualité surveillée sur Tihange 2.

Suivant l'IAEA NS-G-2.6, l'A.R. du 30/11/2011 et le référentiel pour la sûreté nucléaire, Tihange 2 dispose d'une liste des équipements à qualité surveillée.

6.2.2.3 Améliorations possibles

Aucune amélioration ni action n'a été retenue. L'évaluation globale a conclu que le processus de suivi de l'état des systèmes, structures et composants est en phase avec les attentes.

6.2.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Détermination du système de gestion, des procédures et des activités actuels sur la base du document AIEA NS-G-2.6.
- Documentation de l'évolution internationale dans les domaines de la maintenance, de la surveillance et des inspections en service et de la fiabilité des équipements, principalement basée sur les principaux documents de référence listés dans le chapitre 10.3.
- Analyses des écarts : le système de gestion actuel est évalué par comparaison avec l'AIEA NS-G-2.6 et l'INPO AP-913.
- Réaliser un audit d'Assurance Qualité sur le sujet SF2 en collaboration avec le service d'audit AQ Gestion des Performances et des Processus de CNT.
- Vérifier si les moyens (ateliers de maintenance et outillages) dont dispose la CNT pour effectuer la maintenance sont suffisants.
- Etablissement d'un récapitulatif des résultats des différents types d'inspections réalisés sur la cuve, les générateurs de vapeur, ainsi que le pressuriseur.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.3 Equipment qualification (SF3)

6.3.1 Objectifs

"The objective of the review is to determine whether equipment important to safety is qualified to perform its designated safety function throughout its installed service life."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation *Equipment Qualification (EQ)* a pour objet de vérifier si les composants liés à la sûreté font l'objet d'un suivi permanent via un programme de qualification basé sur les spécifications du fournisseur concerné. Ce suivi doit aussi être clairement documenté.

Par composants liés à la sûreté, il faut entendre :

- composants mécaniques ;
- composants électriques, instrumentation et contrôle (EI&C) ;
- circuit de contrôle radioprotection (RM/CRS).

6.3.2 Évaluation

L'évaluation, dans la période de référence, démontre que le système intégré de gestion et d'information (SAP), complété par la « MASTER Q-LIST » est destiné à garantir le respect des exigences de qualification des composants liés à la sûreté.

6.3.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Les *Rapports Synthétiques de Qualification (RSQ)* reprennent toutes les informations pertinentes relatives à la qualification pour les composants EI&C et RM.**

Pour les composants EI&C et RM toutes les exigences de qualification requises sont reprises dans les RSQ existantes. Il y a beaucoup d'informations concernant la qualification des équipements mécaniques actifs dans les dossiers constructeurs fournis par les différents fabricants. Les informations pertinentes de ces dossiers ont été intégrées dans les plans de maintenance.

- **Les instructions de maintenance et d'achat prennent en compte les exigences de qualification requises.**

Lors de la formation du personnel de maintenance, une attention particulière est accordée aux exigences et aux bonnes pratiques dans le cadre des opérations de maintenance.

Les exigences de qualification définies dans les spécifications d'achat sont validées par les experts concernés avant transmission aux fournisseurs.

6.3.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

Concept du Rapport Synthétique de Qualification (RSQ) pour les composants EI&C et RM

Le concept de *Rapport Synthétique de Qualification (RSQ)* pour les composants EI&C et RM, reprend toutes les informations pertinentes relatives à la qualification. Ces RSQ sont régulièrement actualisés par de fréquents audits (audits Type-Test).

La banque de données MASTER Q-List identifie les programmes de maintenance relatifs aux exigences de qualification

La banque de données MASTER Q-List identifie les activités de maintenance permettant de garantir le maintien de la qualification des équipements.

6.3.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les pompes, les compresseurs et les équipements de ventilation actifs liés à la sûreté (SF3-1).

Synthétiser sur la base des dossiers initiaux de qualification qui existent pour tous les équipements, l'information concernant la qualification des pompes, des compresseurs et des équipements de ventilation actifs liés à la sûreté, et la rendre accessible.

Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté (SF3-2).

Vérifier que les ensembles vannes-actionneurs sont qualifiés même si la vanne elle-même dispose d'une qualification adéquate. Synthétiser l'information concernant leur qualification sur la base des dossiers de qualification initiaux des fournisseurs et la rendre accessible.

6.3.3 Méthode

Les étapes suivantes ont été suivies :

- Sélection des principaux circuits de fluides liés à la sûreté couvrant les trois fonctions de sûreté fondamentales: maîtrise de la réactivité, évacuation de la chaleur du cœur, et confinement des matières radioactives. Ceci afin de disposer d'un échantillonnage représentatif pour l'évaluation du programme de qualification.
- Détermination sur la base de SAP et du MASTER Q-Liste d'une liste des composants mécaniques actifs, EI&C et RM pour chaque circuit de fluide sélectionné. Ces composants sont ensuite groupés en familles et par type sur la base du Commodity Grouping de NEI 95-10 [REF SF3-1]. Cette liste est complétée par les familles de composants des circuits d'alimentation électrique et de traitement des signaux de l'unité. Pour pouvoir faire la distinction entre les différents fabricants de la même famille de composants, des sous-groupes sont également introduits. Les composants mécaniques passifs ne sont pas concernés étant donné que leur qualification est obtenue directement via la conception, la construction, l'inspection et les essais conformément aux codes applicables. Le statut de qualification de ces équipements passifs est donc suivi en permanence par le biais de programmes d'inspection spécifiques tels que In-Service Inspections et Flow Accelerated Corrosion Inspections.

- Évaluation de la qualification du matériel listé ci-dessus. Le statut de la qualification du matériel pour les diverses familles de composants est évalué par le biais de fiches d'évaluation d'équipements ou *equipment evaluation sheets* sur la base de la référence AIEA SRS-3 [REF SF3-2]. Dans celles-ci, l'accent est mis sur la disponibilité et l'applicabilité des instructions de maintenance relatives aux composants à durée de vie limitée ou aux composants sujets au vieillissement tels que garnitures, bourrages, joints toriques, graisse et huile.
- Exécution de vérifications ponctuelles (spot checks) sur du matériel installé pour vérifier les concordances entre un composant installé dans un emplacement fonctionnel spécifique et un composant qualifié tel que figurant dans SAP ou dans une autre documentation comme le MASTER Q-Liste. Si la concordance n'est pas claire, des inspections visuelles sont effectuées durant une ronde.
- Evaluation des procédures d'achat, des procédures de maintenance préventive, des instructions et de la formation du personnel en ce qui concerne le programme de qualification.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.4 Ageing (SF4)

6.4.1 Objectifs

"The objective of the review is to determine whether ageing in a nuclear power plant is being effectively managed so that the required safety functions are maintained, and whether an effective ageing management program is in place for future plant operation."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation a pour objet de vérifier la robustesse du programme de gestion du vieillissement des équipements (*AMP pour Ageing Management Programme*) assurant les fonctions de sûreté des installations nucléaires, tout au long de la durée de vie des installations, jusqu'à leurs démantèlements.

6.4.2 Évaluation

Afin de contrôler l'exhaustivité de l'AMP, une comparaison a été faite entre les *generic ageing management programs (AMP)*, tels qu'ils sont répertoriés dans NUREG 1801 [REF SF4-4], et l'AMP complet.

En conclusion, l'AMP existant traite les différents domaines de façon satisfaisante. Le programme est également conforme aux exigences de la norme AIEA-*Ageing Management for Nuclear Power Plants (IAEA NS-G-2.12, [REF SF4-1])*.

6.4.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Procédure de l'Ageing Management Program**
La plupart des ingénieurs du département Engineering participent aux études Ageing et sont responsables de la mise en application des recommandations issues des *Ageing Summaries*. Il y a une procédure au niveau *corporate* mais il n'existe aucune procédure interne décrivant le fonctionnement de ce processus au sein de Tihange.
- **Corporate Program**
Sur base de l'audit interne d'assurance qualité et des actions au niveau corporate, des améliorations majeures ont été apportées à l'AMP. Elles concernent principalement la mise en œuvre du programme interne (commun à Doel et Tihange).
- **Évaluation de l'AMP global**
Bien que les différents programmes relatifs au vieillissement soient évalués et réajustés, il n'existe pas d'évaluation formelle périodique du processus AMP global.

- **Obsolescence**

L'obsolescence des pièces est identifiée par plusieurs processus (processus d'achat, Rapport Synthétique de Qualification, Repair & Replacement, ageing summaries), mais il n'y a pas de « processus de gestion de l'obsolescence » à part entière. Ce qui implique que lors d'un problème d'obsolescence, les responsabilités ne sont pas clairement déterminées. Au niveau corporate, le service « *Equipment Reliability* » définira une politique et assistera les sites en la matière.

- **Inspections relatives au vieillissement**

Les inspections du réacteur, du pressuriseur et des générateurs de vapeur se déroulent suivant le programme d'inspection en service (*in service inspection* ISI) selon l'ASME XI [REF SF4-2] et les Spécifications techniques. Elles sont adaptées en fonction de l'expérience (interne et externe).

- **Résultats des inspections relatives au vieillissement**

L'AMP relatif aux principaux SSC a été évalué. Il n'a fait l'objet d'aucune remarque importante. Néanmoins, les inspections périodiques actuelles doivent être maintenues dans le cadre de:

- *outside surface cracks in pressuriser inconel welds,*
- du contrôle par ultrasons sur les sorties de cuve (Safe End),
- du programme d'inspection des tubes des générateurs de vapeur.

6.4.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

L'efficacité du Ageing Management Program

- L'efficacité de l'Ageing Management Program est évaluée par le review périodique des Ageing Summaries.
- AM&S fait un suivi des actions en relation avec l'Ageing Summary.

6.4.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner l'amélioration suivante :

Réalisation d'une procédure interne décrivant le programme de gestion de l'ageing (SF4-3).

Réaliser une procédure de gestion de « l'ageing » interne à la CNT, basée sur la procédure existante AM&S « Ageing Management Program Procedure ».

6.4.2.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Evaluation de l'AMP actuel et des activités et procédures connexes, y compris l'obsolescence.
- Identification des écarts de l'AMP actuel par rapport au guide de sûreté AIEA NS-G-2.12 [REF GEN-1].
- Audit d'assurance qualité de l'AMP à Tihange et du corporate program.
- Comparaison avec NUREG 1801 (Generic Ageing Management Programs) [REF SF4-4] afin de contrôler l'exhaustivité de l'AMP.

- Analyse des conclusions des inspections relatives au vieillissement effectuées sur le réacteur, le pressuriseur et les générateurs de vapeur.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.5 Deterministic safety analysis (SF5)

6.5.1 Objectifs

"The objective of the review of the deterministic safety analysis is to determine to what extent the existing deterministic safety analysis remains valid when the following aspects have been taken into account: actual plant design; the actual condition of SSCs and their predicted state at the end of the period covered by the PSR; current deterministic methods; and current safety standards and knowledge. In addition, the review should also identify any weaknesses relating to the application of the defence in depth concept."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation a pour objet d'examiner les analyses de sûreté déterministes actuelles sur le plan de :

- l'exhaustivité des événements initiateurs étudiés
- l'état actuel de la centrale
- la réglementation de la NRC américaine [REF SF5-2] [REF SF5-6], de l'AIEA [REF SF5-5], de WENRA [REF SF5-3] [REF SF5-4,], et les bonnes pratiques actuelles pour les méthodes et codes informatiques utilisés.

L'évaluation couvre les accidents liés à la conception, les accidents hors conception et les accidents graves. Elle vérifie également si la conception et la gestion assurent les principes de *defence-in-depth*.

6.5.2 Évaluation

Les analyses de sûreté déterministes actuelles de Tihange 2 couvrent pratiquement tous les accidents de conception, les accidents hors conception et les accidents graves, pour les diverses conditions d'exploitation recommandées par l'USNRC et WENRA.

6.5.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **La liste des accidents considérés a été vérifiée**

Les événements initiateurs considérés pour les études DSA (Deterministic Safety Analysis) de Tihange 2 ont été comparés à ceux recommandés par l'USNRC et WENRA. Des justifications ont été apportées pour la plupart des écarts constatés par rapport aux recommandations de l'USNRC; des propositions d'amélioration ont été proposées pour les autres. Dans le cadre du « *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization* », des actions ont été menées pour compléter les aspects manquants. Les états initiaux de l'unité associés à ces événements initiateurs pour l'étude de leurs conséquences sont exhaustivement couverts, ce qui va au-delà des recommandations de l'USNRC, notamment pour ce qui concerne les états d'arrêt. Des événements initiateurs complémentaires ont également été étudiés.

- **Les codes informatiques utilisés ont été validés**

Les codes informatiques utilisés par les fournisseurs des analyses de sûreté - essentiellement Framatome et Tractebel Engineering – ont été validés pour leurs applications spécifiques dans les analyses de sûreté déterministes concernées. Les autorités de sûreté ont approuvé les codes Framatome dans le cadre de modifications telles que l'augmentation de puissance ou le remplacement des générateurs de vapeur. Les codes utilisés par Tractebel Engineering sont documentés et leurs procédures d'utilisation précisent comment les incertitudes doivent être traitées dans les démonstrations de sûreté.

- **Les méthodes appliquées sont conformes au cadre de référence**

Les méthodes appliquées pour les analyses de sûreté déterministes des accidents de conception de Tihange 2 ont été identifiées pour chaque cas; la grande majorité est conforme à la réglementation, notamment pour ce qui concerne les modes de prise en compte des systèmes de sûreté, les critères d'acceptation, les conditions initiales et les défaillances des équipements. Des propositions de mise à jour ont été formulées pour les cas particuliers. Les méthodes pour l'analyse des accidents hors conception et des accidents graves n'ont pas été imposées par la réglementation. Ces méthodes sont définies et développées en concertation avec les autorités de sûreté.

- **Le principe de *defence-in-depth* est appliqué de manière satisfaisante**

L'appréciation de l'application du principe de *defence-in-depth* [REF GEN-4] par les analyses de sûreté déterministes est, par nature, limitée aux niveaux deux (Prévention de l'exploitation anormale et détection de défaillances), trois (Maîtrise des accidents reprises dans les bases de conception) et quatre (Maîtrise de conditions graves, y compris la prévention de la progression et l'atténuation des conséquences d'un accident grave).

L'ensemble des analyses de sûreté déterministes montre qu'à chacun de ces niveaux, le principe de *defence-in-depth* a été pris en compte de manière satisfaisante à la conception et qu'il est correctement suivi dans la gestion des systèmes et des procédures.

6.5.2.2 Points forts

Le point fort suivant a été identifié:

Différents accidents de conception ont été étudiés en plus des accidents de conception qui doivent être analysés selon la NRC américaine et WENRA

Il s'agit principalement d'accidents en conjonction avec une défaillance des systèmes de sûreté du premier niveau de protection, propres à la conception de Tihange 2. Cela peut être considéré comme un point fort, dans la mesure où un niveau de sûreté accru en résulte.

Les événements étudiés sont : rupture d'un réservoir d'effluents gazeux, perte de l'eau alimentaire principale avec défaillance du premier niveau de protection, perte de l'eau alimentaire principale avec défaillance du système d'eau alimentaire auxiliaire, rupture d'une tuyauterie de vapeur avec défaillance du premier niveau de protection, rupture d'une tuyauterie de vapeur avec défaillance du système d'isolement des lignes de vapeur par le premier niveau de protection, rupture d'une tuyauterie de vapeur en arrêt à chaud avec défaillance du système d'injection de sécurité, mauvais fonctionnement de l'eau alimentaire avec défaillance du système d'isolement par le premier niveau de protection, perte totale de charge avec défaillance du premier niveau de protection, perte totale de charge avec défaillance du premier niveau de protection et simple défaillance d'une vanne de décharge du pressuriseur, perte partielle du débit primaire avec défaillance du premier niveau de protection, perte totale du débit primaire avec défaillance du premier niveau de protection, conséquences radiologiques d'un accident d'origine externe.

6.5.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Justification du reclassement de l'étude de rupture de tubes GV en accident de classe IV (SF5-1).

Justifier le reclassement de la RTGV en classe IV.

Etude des conséquences de la rupture de réservoirs d'effluents liquides (SF5-2).

Evaluer les conséquences de tels accidents et intégrer les résultats de cette évaluation au Chapitre 11 du Rapport de Sûreté.

Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore (SF5-3).

Justifier qu'une erreur unique de l'opérateur ne pourrait pas être dommageable. Insérer cette justification dans le Rapport de Sûreté.

Evaluation de l'impact d'une action postulée trop rapide de l'opérateur dans l'étude de surpression d'enclente après rupture de tuyauteries de vapeur (SF5-5).

Justifier la prise en compte du temps de réponse de l'opérateur. Insérer cette justification dans le Rapport de Sûreté.

Extension de l'analyse d'accident avec la prise en compte de la perte des alimentations électriques dans le cas d'un rotor bloqué sur une pompe primaire (SF5-6).

Evaluer l'impact de la prise en compte de la perte des alimentations électriques sur la conclusion de l'étude « *rotor bloqué de la pompe primaire* » intégrée dans le Rapport de Sûreté concernant le critère « Peak Cladding Temperature ».

6.5.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Établissement de la liste de référence des accidents de conception à étudier par mode d'exploitation pour Tihange 2, en accord avec le NUREG-0800 SRP 15.0 et avec le *Reactor Safety Reference Levels Issue E* de WENRA.
- Comparaison de cette liste avec les accidents de conception actuellement analysés.
- Établissement de la liste de référence des accidents hors conception et accidents graves, conformément au *Reactor Safety Reference Levels Issue F* de WENRA.
- Comparaison de cette liste avec les accidents hors conception et les accidents graves actuellement analysés, compte tenu du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization* [REF SF5-1]
- Collecte d'informations, sous forme de fiches de synthèse ou *summary cards*, sur les méthodes appliquées dans les analyses déterministes actuelles pour les accidents de conception, les accidents hors conception et les accidents graves, reprenant :
 - l'objectif de l'étude
 - les critères d'acceptation
 - les conditions initiales
 - le mode d'intervention des systèmes de sécurité
 - l'application du critère de défaillance unique
 - les interventions de l'opérateur

- les conditions aux limites
- les conditions de stretch-out si pénalisantes
- le déséquilibre de débit primaire entre les boucles
- les conséquences radiologiques si approprié
- les codes de calcul
- la conformité à la conception actuelle
- les analyses de sensibilité et d'incertitudes éventuelles
- Vérification de la qualification des codes informatiques mentionnés dans les *summary cards* et de leur validation pour les applications concernées.
- Comparaison des méthodes décrites dans les *summary cards* avec les méthodes recommandées pour l'évaluation des conséquences des accidents dans le NUREG-800 Standard Review Plan [REF SF5-2], dans le guide de sûreté AIEA NS-G-1.2 [REF SF5-5] et dans le RG 1.195 [REF SF5-6].
- Vérification par analyse de la bonne application du principe de defence-in-depth au niveau de la conception et de la gestion des systèmes et procédures.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.6 Probabilistic safety analysis (SF6)

6.6.1 Objectifs

"The objective of the review of the PSA is to determine to what extent the existing PSA remains valid as a representative model of the plant when the following aspects have been taken into account: changes in the design and operation of the plant; new technical information; current methods; and new operational data."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation de l'étude probabiliste de risque (Probabilistic Safety Analysis (PSA)) est effectuée sur la base des exigences ASME/ANS [REF SF6-1].

L'analyse PSA de niveau 1 évalue le risque de fusion du cœur pour tous les modes de fonctionnement du réacteur. Le modèle PSA existant couvre tous les événements internes pertinents. Les analyses relatives aux incendies et aux inondations internes sont en cours d'élaboration dans le cadre du plan d'action WENRA et sont découplées de la PSR.

L'analyse PSA de niveau 2 évalue le risque de relâchements radioactifs suite à la fusion du cœur. Etant donné que les unités de Tihange 3 et de Doel 3 sont considérées représentatives pour Tihange 2, il n'y a pas d'étude PSA niveau 2 spécifique à Tihange 2.

Dès lors, l'évaluation de ce facteur de sûreté pour Tihange 2 concerne l'analyse PSA de niveau 1 uniquement.

6.6.2 Évaluation

L'étude PSA de niveau 1 de Tihange 2 est étendue, approfondie et régulièrement mise à jour. Le modèle PSA de niveau 1 de Tihange 2 est représentatif de l'unité et l'utilisation de ce modèle pour les applications sur site est encouragée.

6.6.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **L'évaluation portant sur Doel 3 est applicable pour Tihange 2**

Un exercice de « *Peer Review* » sur base de la norme ASME/ANS PSA a été réalisé pour l'unité de Doel 3. Les modèles PSA belges étant développés selon la même méthodologie et par les mêmes équipes de TE, les conclusions de cet exercice sont applicables à Tihange 2. Une vérification point par point des légères différences d'application de la méthodologie a été menée pour valider cette approche.

- **La qualité du modèle PSA est suffisante pour les applications**

L'objectif, en termes de qualité du modèle PSA est le niveau II de la norme ASME pour toutes exigences applicables. Cet objectif est majoritairement atteint mais l'exercice de « *Peer review* » a également identifié des améliorations possibles. Avec la précision que ces améliorations possibles ne doivent pas retarder l'utilisation des applications sur site.

- **La mise à jour régulière du modèle PSA s'effectue dans le cadre du PSA continu**

Ce projet a pour but de prendre en compte les mises à jour du modèle qui sont indépendantes de l'aspect méthodologique. Les données spécifiques des sites sont utilisées pour mettre à jour les données relatives aux fréquences d'occurrence, aux probabilités d'indisponibilité suite aux activités de maintenance et à la réalisation des essais.

6.6.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

L'analyse de la fiabilité humaine est exhaustive.

La fiabilité humaine a été analysée sur la base des procédures de Tihange 2, soutenues par une interaction avec le personnel de l'unité.

Pour chaque action humaine critique, la probabilité d'erreur a été quantifiée selon une méthode systématique. Les erreurs humaines de type « omission » sont incluses ; la non prise en compte de ces erreurs est une faiblesse courante au niveau international.

Les événements initiateurs considérés sont exhaustifs.

Un éventail d'événements initiateurs est considéré pour chaque mode de fonctionnement du réacteur.

Les événements initiateurs tiennent compte du retour d'expérience belge. Les brèches au travers des systèmes en interface avec le circuit primaire ont été analysées de manière spécifique. Le groupement d'événements initiateurs est approprié.

La documentation des différents modes de fonctionnement du réacteur est correctement structurée. Le groupement des modes de fonctionnement est justifié et des données d'exploitation sont utilisées.

La modélisation des systèmes est à la fois détaillée et exhaustive.

L'analyse FMEA (*Failure Mode and Effect Analysis*) fournit une liste d'informations exhaustives concernant les composants, alignements, dépendances, etc. pour chaque système étudié. Chaque système (principal et en support) est ensuite modélisé via des arbres de défaillances, exceptés pour les systèmes suivants : l'eau alimentaire normale et la ventilation des diesels de secours et d'ultime secours.

La quantification de l'analyse PSA est systématique et bien documentée.

Des modèles de probabilités appropriés ont été développés pour la plupart des événements de base avec une distribution d'incertitude appropriée. Les données et paramètres appropriés sont utilisés pour la probabilité des différents modes de défaillance, les opérations d'essai, de maintenance et les indisponibilités.

La méthode appliquée pour les défaillances de mode commun est adéquate.

L'analyse des séquences accidentelles est systématique et bien documentée.

La méthodologie de quantification des séquences accidentelles est documentée et exécutée de manière systématique à l'aide d'arbres d'événements. L'analyse est exhaustive. Les principaux contributeurs des accidents dominants ont été revus, comparés avec les résultats d'autres unités similaires et des recommandations ont été émises. Une étude d'importance a été effectuée dans le but d'identifier et de classer l'importance relative des composants.

Le traitement des dépendances temporelles dans les arbres d'événements est particulièrement développé.

6.6.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Symétrisation des modèles PSA de niveau 1 pour faciliter les applications sur site (SF6-1).

Rendre le modèle PSA de niveau 1 symétrique. Actuellement, les modèles PSA de niveau 1 sont développés et les accidents modélisés sur base d'une configuration de la centrale imposée. Les trains en stand-by ou indisponibles sont systématiquement associés au train G et les brèches primaires, RTGV ou secondaires sont systématiquement associées à la boucle B. Cette modélisation simplifiée implique des résultats non symétriques pour des équipements de sauvegarde en fonction du train.

Analyse des dépendances entre les erreurs humaines post-accidentelles (type C) dans les séquences accidentelles (SF6-4).

Prendre en compte les dépendances entre les erreurs humaines de type C dans les séquences accidentelles, ce qui conduit à un résultat plus réaliste de la fréquence d'endommagement du cœur.

Amélioration de la modélisation des systèmes support : eau alimentaire normale et ventilation des diesels (SF6-9).

Élaborer une modélisation PSA pour l'eau alimentaire normale (EAN) et la ventilation des diesels de secours (GDS) et d'ultime secours (GDU) pour remplacer la modélisation actuelle qui est simpliste et limitative.

Analyse de la défaillance de mode commun des commutateurs électriques et des pompes d'eau alimentaire auxiliaire (SF6-10).

Prendre en compte la défaillance de mode commun des commutateurs et disjoncteurs d'alimentation des équipements de sauvegarde, ainsi que des turbopompes et motopompes d'eau alimentaire auxiliaire (EAA).

Ajout de la description des portes logiques (SF6-17).

Ajouter des libellés relatifs aux portes intermédiaires dans les arbres de défaillance afin d'augmenter l'accessibilité du modèle et de faciliter le développement des applications.

Note : Quelques améliorations complémentaires ont été identifiées et seront traitées par le groupe de travail PSA hors du cadre de la révision décennale.

6.6.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Identification des différents éléments techniques dans le modèle PSA niveau 1:
 - Analyse des événements initiateurs
 - Analyse des séquences accidentelles
 - Critères de succès
 - Analyse de fiabilité des systèmes
 - Analyse de la fiabilité humaine
 - Analyse des données de fiabilité
 - Quantification des séquences accidentelles
 - Modes de fonctionnement de la centrale
 - Mise à jour du modèle.

- Déterminer les exigences ASME pour chaque élément technique.

La norme utilisée est la norme PSA ASME/ANS [REF SF6-1] qui a été endossée dans le Regulatory Guide 1.200 [REF SF6-2] de l'USNRC.

Cette norme PSA ASME/ANS traite l'analyse PSA de niveau 1 pour le mode de fonctionnement du réacteur en puissance. Au moment de l'évaluation, la norme ASME/ANS correspondante pour le réacteur en mode d'arrêt était encore en cours d'élaboration. Des adaptations ont été réalisées pour l'évaluation des modes d'arrêt sur base d'un document de référence [REF SF6-3] et en s'appuyant sur l'expérience internationale des évaluateurs.

- Pour chaque exigence ASME, évaluation de la qualité du modèle PSA suivant les catégories I, II ou III, ou « objectifs pas complètement atteints ».

Une catégorie supérieure (II, III) implique :

- plus de réalisme et moins de conservatisme
- plus de détails dans la modélisation
- plus d'éléments spécifiques à l'unité

La catégorie II est considérée comme une bonne pratique au niveau international.

- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.7 Hazard analysis (SF7)

6.7.1 Objectifs

"The objective of the review of hazard analysis is to determine the adequacy of protection of the nuclear power plant against internal and external hazards with account taken of the actual plant design, actual site characteristics, the actual condition of SSCs and their predicted state at the end of the period covered by the PSR, and current analytical methods, safety standards and knowledge."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation a pour objet de vérifier si les structures, systèmes et composants (SSC) importants pour la sûreté sont protégés de manière adéquate contre les influences internes et externes de sorte que le risque de rejets radiologiques non-acceptables soit suffisamment maîtrisé.

Les menaces qui trouvent leur origine dans la zone opérationnelle de Tihange 2 représentent les influences internes.

Les menaces qui trouvent leur origine en dehors de la zone opérationnelle de Tihange 2 représentent les influences externes.

6.7.2 Évaluation

La protection de Tihange 2, contre les influences internes et externes applicables, est en conformité avec le cadre de référence.

Des propositions d'amélioration ont été formulées pour rester en conformité avec les pratiques et normes les plus récentes. Certaines pistes d'amélioration décennale sont déjà prises en charge dans d'autres projets tels que BEST.

6.7.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Les influences internes et externes applicables à Tihange 2 ont été repertoriées**

Dans le cadre des influences internes, on retrouve : les incendies, les explosions, les ruptures de conduites (effets dynamiques, effets de jet, inondations internes), les projectiles internes tels que les pièces tournantes de la turbine ou des pompes, les gaz toxiques, l'effondrement de structures et la chute d'objets, et les interférences électromagnétiques.

Dans le cadre des influences externes, on retrouve : les inondations, les conditions climatiques extrêmes, les risques sismiques et géotechniques, la chute d'avion, les risques industriels, le stockage et le transport (gaz toxiques, explosions, foyers d'incendie importants), les phénomènes biologiques tels que la prolifération d'algues, les interférences électromagnétiques et les accostages d'objets flottants bloquant l'arrivée d'eau de refroidissement.

- **L'analyse a démontré que la plupart des influences internes et externes ont été couvertes lors de la révision décennale précédente.**

La réactualisation des données concernant les risques spécifiques internes et externes à l'exception des inondations externes, n'a pas fait apparaître de nouveaux éléments qui remettraient en question les hypothèses prises en compte lors de la révision décennale précédente par rapport à la conception de l'unité. Des améliorations sont néanmoins en cours d'implémentation pour la détection des gaz toxiques, l'inondation interne, et les explosions internes.

En ce qui concerne les inondations externes, la réévaluation du risque et de la réglementation en vigueur a donné lieu à une évaluation de la crue décennale. Les modifications nécessaires ont été appuyées dans le cadre des tests de résistance et sont en cours d'implémentation.

- **Certaines pistes d'amélioration identifiées dans le cadre de cette révision décennale sont déjà prises en charge dans d'autres projets tels que les tests de résistance.**

L'analyse de la situation de Tihange 2 par rapport au cadre de référence a mis en évidence des points forts ainsi que des pistes d'amélioration.

Certaines pistes d'amélioration sont déjà prises en charge dans d'autres projets à savoir les tests de résistance, [REF GEN-3], le projet d'analyse déterministe des risques d'incendie ou *Fire Hazard Analysis* (FHA) [REF SF7-5], le projet d'analyse probabiliste des risques d'incendie ou *Fire PSA*, et le projet d'analyse probabiliste des risques liés aux inondations d'origine interne ou *Flooding PSA*.

Celles-ci ne seront donc pas retenues dans le cadre du plan d'action de la révision décennale.

6.7.2.2 Points forts

Les points forts suivants, ont été identifiés :

Bonne protection contre les incendies d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées.

- Application des principes de défense en profondeur depuis la conception de Tihange 2 (aussi pris en compte dans le projet FHA).
- Les intervenants sur les systèmes de protection incendie sont qualifiés et disposent de procédures spécifiques dans ce domaine.
- Les moyens de protection incendie sont inspectés, testés et entretenus.
- Des armoires dédiées au Fiches d'Actions Incendie (FAI) sont présentes à Tihange 2 (ainsi que sur l'ensemble du site).
- Il existe une coopération étroite entre le site et le Service Régional d'Incendie (SRI).
- Disponibilité de la documentation définissant les produits combustibles et les règles concernant leur entreposage à l'extérieur des entrepôts, l'utilisation des armoires anti-feu et le stockage temporaire de ces produits.
- Développement de l'attitude interrogative des intervenants dans le domaine de l'incendie.

Bonne protection contre les explosions d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées.

- Les produits chimiques autorisés y compris les produits explosifs, sont répertoriés dans une base de données commune aux deux sites (Tihange et Doel). Cette base de données fait partie d'un système de gestion de produits chimiques dangereux, qui détermine le type de produit et la quantité maximale qui peut être introduite dans les installations. De plus, les procédures de stockage de tels produits, ainsi que les procédures et les notes techniques détaillant leur gestion en toute sécurité sont disponibles dans les laboratoires et sur le site. Les outils de détermination des risques d'incompatibilité chimique ainsi que les procédures d'étiquetage, sont disponibles.
- Les risques d'explosion sont éliminés autant que possible par la conception. Le risque résiduel est couvert par des mesures évitant ou limitant la formation d'atmosphères explosives.

Bonne protection, par la conception, contre la rupture de conduites.

- L'analyse HELB (*High Energy Line Break*) du circuit primaire a été considérée depuis la conception.
- Une étude LBB ("Leak Before Break") concluante a été menée sur le circuit primaire. Elle a permis de ne plus devoir considérer les brèches des tuyauteries primaires pour leurs conséquences dynamiques. Cependant, pour augmenter le niveau de conservatisme, quelques cas de brèches primaires ont été conservés dans les études.
- Les protections contre les inondations sont basées sur l'application de l'USNRC SRP 3.6.1 et SRP 3.6.2. Les révisions décennales précédentes ont dressé la liste des améliorations à mettre en oeuvre en ce qui concerne la protection contre les inondations internes. Ces améliorations sont en cours d'implémentation.

Prévention et gestion de l'émission de projectiles, par la conception, par des inspections et par des pratiques adaptées.

- Il a été démontré que, dans la mesure du possible, les dangers potentiels dûs aux missiles d'origine interne sont éliminés. Cela est réalisé en minimisant les sources potentielles de missiles grâce à la sélection et à la disposition judicieuse des équipements, ainsi que par la disposition des structures de manière à réduire le risque de dommage.
- La turbine est conçue de manière à exclure toute conséquence induite par l'émission de projectiles. Les inspections et programmes de maintenance contribuent également à éviter ce risque.
- Des procédures pour le traitement, l'utilisation et le stockage corrects des bouteilles de gaz sont disponibles.
- Une protection est prévue contre l'éjection d'une barre de contrôle.
- La méthode *Steel Backing Plate* (installation de plaques métalliques sur certains murs en béton) permet d'éviter l'émission de projectiles secondaires provenant d'une explosion.

Protection assurée contre l'effondrement de structures et la chute d'objets.

- L'évaluation des engins de manutention effectuée dans le cadre de la révision décennale précédente a démontré que, en prenant en compte les améliorations en cours d'implémentation, les nouvelles dispositions sont remplies.

Exsistance de marges par rapport à la plupart des conditions climatiques extrêmes

- Les tests de résistance montrent que la centrale présente des marges par rapport à la grande majorité des conditions climatiques extrêmes.
- La centrale est moins vulnérable aux phénomènes de givrage dans le canal d'amenée grâce à la possibilité d'un refroidissement ultime par l'eau de nappe.

- Les projectiles potentiels provenant de tornades ont été pris en compte en utilisant la guidance WASH-1361 de la NRC américaine.

Bonne protection contre les risques sismiques et géotechniques grâce à l'existence de marges dans la conception.

- L'adéquation du niveau de tremblement de terre de conception (DBE) a été examinée à l'aide de l'Observatoire Royal de Belgique (ORB) lors des tests de résistance. Les résultats ont montré une augmentation limitée du niveau sismique par rapport au niveau DBE initialement postulé lors de la construction de Tihange 2 (0,17 g). En outre, l'évaluation des marges dans la conception a été réalisée pour un «*Reference Level Earthquake*» (RLE) qui est nettement plus élevé que le DBE: le RLE correspond, pour Tihange2, à une accélération maximale du sol de 0,3 g. Les résultats de cette évaluation ont démontré que toutes les mesures nécessaires pour mettre le réacteur dans des conditions d'arrêt stable et contrôlé, sont suffisamment robustes à l'exception de quelques éléments pour lesquels une vérification approfondie est en cours.
- Il a également été démontré qu'une éventuelle rupture d'un réservoir d'eau ou d'une tuyauterie suite à un tremblement de terre (DBE et RLE) n'a aucun impact sur le refroidissement du combustible nucléaire.
- Enfin, il a été démontré qu'un tremblement de terre (DBE et RLE) ne conduit pas à la rupture en amont d'un barrage sur la Meuse, évitant par conséquent l'élévation rapide du niveau d'eau. L'inondation du site dans ce cas de figure est donc exclue.
- Un examen détaillé du niveau de tremblement de terre à prendre en compte pour le site de Tihange est actuellement en cours dans le cadre du plan d'action BEST afin de préciser la valeur de cet événement.

Bonne protection contre les risques environnementaux industriels et les risques liés à une chute d'avion.

- Chute d'avion

La probabilité de conséquences radiologiques inacceptables en raison d'une chute d'avion a été calculée lors de la révision décennale précédente et se trouve bien en dessous du critère d'acceptation. Cette constatation reste toujours valable.

- Risques industriels

Tous les risques industriels pertinents ont été traités au stade de la conception et ont fait l'objet d'un suivi lors des révisions décennales précédentes.

Aucun risque lié à l'industrie chimique n'est à prendre en considération.

Bonne protection, par la conception et les pratiques adoptées, contre les phénomènes biologiques.

- Les matières végétales, les organismes et les débris flottants présents dans l'eau de Meuse sont exclus des systèmes de refroidissement. Cela est dû à la présence de tambours filtrants, à la position totalement immergée de l'aspiration de l'eau brute dans le canal d'amenée ainsi qu'à la présence d'un système de répulsion des poissons à la prise d'eau.
- Pour éviter l'encrassement biologique dans les circuits de refroidissement, l'unité applique un programme de traitement efficace par chloration.
- Des critères ont été établis et sont suivis par l'unité pour évaluer l'efficacité du traitement contre l'encrassement biologique.
- Des analyses sont effectuées par des laboratoires externes spécialisés pour assurer le suivi de l'efficacité du traitement biologique.
- L'unité peut être alimentée par l'eau souterraine des puits (CEU - circuit d'eau ultime), en cas de perte du refroidissement normal par la Meuse.

Bonne protection, par la conception, de l'entrée d'eau de refroidissement contre les accostages d'objets flottants.

- Dans le cas d'un blocage complet de la prise d'eau par des objets flottant, les structures peuvent résister aux efforts supplémentaires induits, et ce, sans dégradation.
- L'unité peut être alimentée par l'eau souterraine des puits (CEU - circuit d'eau ultime), en cas de perte du refroidissement normal par la Meuse.

6.7.2.3 Améliorations possibles

Un grand nombre d'actions du SF7 sont déjà retenues dans le cadre de BEST (voir 5.7.2.1.). Celles-ci ne seront donc pas retenues dans le cadre du plan d'action de la révision décennale.

L'évaluation globale a néanmoins permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Intégration de la norme IEEE 1202 ou de son équivalent européen dans les spécifications d'achat pour les nouveaux câbles électriques et fibres optiques (SF7-2).

Inclure la norme IEEE 1202 « *Standard for Flame-Propagation Testing of Wire and Cable* » (ou équivalent européen) dans les spécifications d'achat de nouveaux câbles électriques et fibres optiques.

Vérification de l'impact de la norme NFPA55 sur le type de conteneur de stockage de gaz sous haute pression utilisé actuellement (SF7-4).

Réaliser une étude pour vérifier si la norme NFPA55 « *Compressed gasses and cryogenic fluids code* » a un impact sur le type de conteneur de stockage de gaz sous haute pression qui est utilisé actuellement.

Amélioration des pratiques/procédures au sujet du port d'appareils respiratoires autonomes de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-7).

Introduire des critères minima de connaissances/performances dans la formation des personnes concernées à l'utilisation des appareils respiratoires autonomes.

Amélioration des pratiques/procédures pour le contrôle des fournisseurs de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-8).

Renforcer et formaliser les preuves de l'assurance qualité du matériel (« *fire protection and quality requirements* ») des services fournis par les entreprises externes.

Amélioration des procédures relatives à la prévention incendie de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-10).

Améliorer la procédure INC/DPI/612 « Détection Protection Incendie - modalités particulières d'application des Spécifications Techniques » pour y inclure le suivi des pratiques (documentation/ traçabilité / rapport journalier des activités) ou le suivi des actions correctives effectuées dans le cadre du processus de prévention incendie.

Amélioration des pratiques/procédures relatives aux charges calorifiques mobiles à l'intérieur des bâtiments pour répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-12).

Implémenter des mesures organisationnelles déterminant les conditions qui permettent l'entrée de véhicules dans les bâtiments (raison de l'accès, type de véhicule, type de charge, durée de l'accès, lieu d'accès).

Vérification de la correspondance aux standards NFPA55 et NFPA54, des systèmes de stockage temporaire de gaz ainsi que des systèmes de chargement et de transport associés (SF7-13).

Réaliser une étude pour vérifier si le stockage temporaire ainsi que les systèmes de chargement et de distribution associés répondent aux normes NFPA55 « *Standard for the Storage, Use, and Handling of Compressed Gases and Cryogenic Fluids in Portable and Stationary Containers, Cylinders, and Tanks* » et NFPA54 « *National Fuel Gas Code* ».

Vérification de l'incidence de la fermeture des clapets coupe-feu sur la formation d'une atmosphère d'hydrogène explosive dans les locaux des batteries (SF7-14).

Evaluer si la fermeture des clapets coupe-feu peut mener à la production d'une atmosphère explosive (hydrogène) dans les locaux de batterie.

Documentation de l'acceptabilité des effets induit par la défaillance d'une tuyauterie (haute et moyenne énergie: HEL, MEL) dans l'enceinte de confinement (SF7-18).

Documenter dans le rapport de sûreté l'acceptabilité des effets dans l'environnement immédiat de la défaillance d'une tuyauterie (haute et moyenne énergie: HEL, MEL) dans l'enceinte de confinement.

Confirmation du faible impact sur Tihange 2 de la présence de l'entreprise EPC Belgium (production d'explosifs) (SF7-24).

Vérifier si l'entreprise EPC BELGIUM (situé à 600 m au nord du site de Tihange) dispose, dans le cadre de sa demande d'extension de ses activités, de calculs de l'effet domino (réaction en chaîne pouvant avoir un impact sur la CNT) dans le cadre du risque d'explosion.

Amélioration des statistiques des transports routiers ADR dans les environs de la CNT de manière à préciser le risque induit par ces activités (SF7-25).

Vérifier si des statistiques récentes concernant les transports ADR sur la N90, N617 et N684 aux environs de la centrale sont disponibles auprès des autorités locales, de manière à pouvoir actualiser l'inventaire des transports de substances dangereuses et leur fréquence d'occurrence. Préciser le risque induit en limitant les conservatismes de l'évaluation actuelle.

Précision du risque induit par le transport ferroviaire sur base d'un scénario détaillé (SF7-26).

Revoir les estimations du risque dû au transport ferroviaire de substances dangereuses en réévaluant les conservatismes dans les estimations actuelles.

Evaluation de l'impact de l'extension des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet (SF7-27).

Evaluer l'impact de l'extension prévue des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet en aval de la CNT dans le cadre du transport fluvial.

Evaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée, à l'entrée du CEB (SF7-30).

Déterminer les températures maximales autorisées pour lesquelles la démonstration de sûreté peut être assurée. Evaluer le risque de dépasser ces températures.

Evaluation de l'impact des interférences électromagnétiques pour les nouveaux projets (SF7-35).

Evaluer l'impact sur les systèmes de sûreté des interférences électromagnétiques induites lors des modifications et des nouveaux projets. Le blindage des câbles et la mise à la terre des installations devraient être évalués en regard des recommandations TR IEC 61000_5-2 « *Technical Report : Electromagnetic compatibility* ».

6.7.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Vérification de l'exhaustivité des influences internes et externes étudiées pour Tihange 2 [REF SF7-6][REF SF7-7][REF SF7-8].
- Établissement d'un cadre de référence pour toutes les influences internes et externes pertinentes sur la base des normes de sûreté actuelles de l'AIEA, de la NRC américaine, de WENRA, et de bonnes pratiques.
- Comparaison des dispositions de sûreté existantes pour chaque risque par rapport au cadre de référence établi.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.8 Safety performance (SF8)

6.8.1 Objectifs

"The objective of the review of safety performance is to determine the safety performance of the nuclear power plant and its trends from records of operating experience."

IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation porte sur la performance de sûreté de l'unité considérée. Elle est effectuée sur base d'indicateurs pertinents pour les performances de sûreté, en soumettant ceux-ci à une analyse de tendances et à une comparaison par rapport aux performances de sûreté des autres exploitants.

6.8.2 Évaluation

La surveillance des performances en matière de sûreté satisfait aux exigences du cadre de référence.

6.8.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Les événements et incidents font l'objet d'un rapportage systématique**

Le nombre d'incidents signalés à Tihange 2 au cours de la période 1999-2005 était environ de 5 par an. L'année 2006 a été marquée par un pic de 15 incidents. Après cette année difficile, les actions d'amélioration des programmes NUC 21 et NUC 21+ ont commencé à porter leurs fruits et ont permis de réduire le nombre d'incidents au niveau le plus bas sur la période 1999-2008. D'autre part, des progrès manifestes ont été réalisés sur le plan de la communication et du rapportage des événements moins significatifs, ce qui représente un attribut positif de la culture de la sûreté (*no-blame culture*).
- **La gestion à long terme de la performance des équipements a été améliorée par différentes initiatives**

Des améliorations importantes ont été constatées en ce qui concerne la gestion à long terme des performances des équipements, telles que la création et l'extension du département *Engineering*, l'instauration d'un *System Health Report (SHR)* et le développement de processus pour la gestion du vieillissement des équipements.
- **Le suivi des performances en matière de sûreté fait l'objet d'un suivi renforcé sur le plan organisationnel**

Sur le plan du suivi des performances de sûreté aussi, il y a eu une série d'améliorations, telles que la création d'un département *Process Performance Management (PPM)* et le développement d'une série de KPI. De plus, le département ECNSD '*Electrabel Corporate Nuclear Safety Department*' a été fondé et l'importante fonction de *Nuclear Independent Controller* créée. Enfin, le *Plant Operating Review Committee (PORC)* et le *Site Operating Review Committee (SORC)* ont été améliorés, et un *Independent Nuclear Safety Committee (INSC)* a vu le jour.

² Entretiens ce département a été rebaptisé *Continuous Improvement Management (CIM)*

- **Les indicateurs internes indiquent une évolution générale positive de la performance de sûreté**

En ce qui concerne les KPI (*Key Performance Indicators*) internes de Tihange 2, l'évolution est en général positive. L'amélioration de l'efficacité du système de management est très sensible. Cependant, certains indicateurs présentent une tendance négative qui fait l'objet de mesures correctives.

- **La gestion et les résultats de radioprotection sont parmi les meilleurs à l'échelle internationale**

Sur le plan de la radioprotection, Tihange 2 (tout comme l'ensemble du site) obtient de bons résultats. Cela a été confirmé par l'audit OSART en 2007 [REF GEN-6] (bien que cet OSART ait porté sur Tihange 1, la gestion de la radioprotection est en grande partie un processus transverse appliqué de la même manière sur l'ensemble du site).

6.8.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés lors de l'évaluation :

La mise en place de la procédure ALARA rencontre les recommandations 'good practice' de WANO.

L'implémentation de la procédure ALARA rencontre les recommandations 'good practice' de WANO et spécifiquement le WANO GP TYO 05-001.

La centrale de Tihange a procédé à l'installation de supports fixes pour les écrans de plomb.

L'installation de supports fixes pour l'utilisation des écrans de plomb durant la préparation de travaux de révision permet de réduire les doses. Il s'agit d'une bonne pratique mise en évidence lors de l'OSART de 2007.

Des portiques détecteurs « IPM9 » sont installés aux sorties de zone contrôlée.

Tihange 2 a installé des portiques « IPM9 » équipés des détecteurs gamma et bêta. Les détecteurs bêta détectent la contamination de la peau à un niveau répondant aux exigences légales. Les détecteurs gamma détectent en outre la contamination interne.

Les contaminations individuelles en sortie de zone contrôlée sont suivies dans un indicateur de performance.

La contamination individuelle à la sortie de la zone contrôlée est suivie par un KPI Tier 3, comme pour les autres indicateurs relatifs à la propreté radiologique.

6.8.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner l'amélioration suivante :

Etablissement d'une procédure pour déterminer les seuils des indicateurs (KPI's) concernant les effluents radioactifs (SF8-20).

Réviser les objectifs cible des KPI's concernant les effluents radioactifs et définir leurs seuils dans une procédure dédiée de manière à consolider ces seuils (objectifs ALARA et détection précoce des déviations). Les objectifs cibles pour ces KPI doivent être révisés en prenant en compte la réglementation AFCN 2010-106 « Déclaration périodique a l'AFCN et Bel-V concernant les rejets des effluents radioactifs liquides et gazeux ».

6.8.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Analyse statistique des incidents et événements enregistrés durant la période considérée.
- Revue des résultats de l'évaluation régulière de l'exploitation en ce qui concerne la maintenance, les essais, les inspections, les remplacements et les modifications.
- Analyse des indicateurs pour les performances de sûreté (KPI). Les performances de sûreté sont comparées, dans la mesure du possible, avec les performances d'autres centrales nucléaires (benchmark).
- Evaluation des résultats relatifs à la radioprotection et aux rejets radioactifs, afin de déterminer s'ils restent dans les limites prescrites, s'ils sont aussi bas qu'il est raisonnablement possible (ALARA) et s'ils sont gérés correctement.

6.9 Use of experience from other plants and research findings (SF9)

6.9.1 Objectifs

"The objective of the review of experience from other plants and research findings is to determine whether there is adequate feedback of safety experience from other nuclear power plants and of the findings of research."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Comme mentionné dans le document *Scope and Methodology* [REF GEN-2], l'étendue de ce facteur de sûreté relatif au retour d'expérience externe (événements et éléments de recherche et développement – R&D) intègre également le retour d'expérience interne (événements), soit celui d'exploitation des unités de l'Exploitant.

Lors de l'évaluation, on examine si l'expérience opérationnelle (OE) et les résultats d'autres exploitants de centrales nucléaires font l'objet d'échanges suffisants. Ceci comprend également une évaluation de tous les problèmes pertinents susceptibles d'être soumis à une analyse de tendances en vue de mettre en lumière aussi bien les points forts que les améliorations possibles.

6.9.2 Évaluation

L'utilisation de l'expérience opérationnelle tant interne qu'externe s'est améliorée depuis le début de la période analysée (1999) jusqu'à ce jour; ces progrès sont davantage marqués depuis 2006. Le processus traitant de l'expérience opérationnelle pour les centrales nucléaires de Tihange (puisque le processus est aujourd'hui considéré comme totalement transverse au niveau du site) satisfait raisonnablement aux exigences des normes et standards internationaux.

6.9.2.1 Conclusions générales

Les conclusions générales par domaine sont les suivantes :

- **La politique de retour d'expérience est totalement intégrée au niveau du site**

Il existe une déclaration de politique générale, émise au plus haut niveau de l'organisation de la *Business Entity Generation* (BEG) d'Electrabel, relative à l'utilisation du retour d'expérience opérationnelle (OE).

Cette politique est intégrée totalement par la direction locale du site qui a formulé des attentes précises et qui les a communiquées au personnel de la centrale ainsi qu'aux sous-traitants et prestataires. Il est donc attendu de l'ensemble de ces personnels qu'ils s'impliquent dans la gestion quotidienne des activités relevant de ou liées à l'OE.

- **Le processus de retour d'expérience bénéficie de l'amélioration de la gestion documentaire**

Des efforts ont été consentis sur le site de Tihange pour améliorer la gestion documentaire et l'OE a bénéficié de ces améliorations. Cela se traduit par une utilisation plus intensive et de plus en plus systématique de SAP d'une part et par l'enregistrement, depuis fin 2011, des actions immédiates ou déjà soldées dans une base de données dédiée.

- **L'information relative au retour d'expérience fait l'objet d'un traitement structuré**

Le traitement de l'information relative à l'OE fait l'objet d'une approche systématique pour ce qui concerne les événements opérationnels internes et pour une partie raisonnable de ceux d'origine externe (en provenance de travaux de groupes d'experts, de workshops, de collaborations avec le site de Doel, Tractebel Engineering, Laborelec, etc.).

Ces évaluations internes et externes sont suivies par l'équipe de direction du site ainsi que par un ensemble de comités.

Une cellule traitant des Facteurs humains et de la Performance humaine (HP) effectue le suivi de la plupart des événements d'origine interne, en donnant la préséance aux événements considérés comme les plus importants.

Des exercices de recherche de tendances (*Yellow Sticky Exercises*) sont organisés annuellement de manière à dégager les tendances et les processus affectés. Cette information est utilisée pour réaliser les auto-évaluations et permet à la direction et aux lignes managériales de définir les objectifs en matière d'OE.

- **les rapports de retour d'expérience sont rédigés selon des règles clairement établies**

La rédaction de rapports est réalisée sur base de critères et de règles clairement établis : ceux-ci sont à usage interne et/ou pour diffusion externe.

- **Une amélioration de la ponctualité des différentes étapes du retour d'expérience a été réalisée et elle correspond aujourd'hui aux standards**

L'examen des événements internes a lieu dans des délais conformes aux standards.

Sur la période d'évaluation couverte, une diminution sensible des retards au niveau des analyses d'événements est régulièrement observée. Cela s'explique par l'implication de la direction et du management qui fixe des objectifs et suit le respect de ceux-ci.

La durée nécessaire pour l'implémentation des actions d'amélioration a également été réduite de manière significative sur la période d'évaluation couverte.

Un effort visible pour diminuer le nombre d'actions en retard (*backlog*) a été consenti ces dernières années et il a porté ses fruits ; cet effort doit être maintenu.

- **Une amélioration de la qualité des analyses de retour d'expérience est observée**

La qualité technique des analyses s'est améliorée, avec l'identification et la prise en compte d'événements récurrents, la standardisation dans la conduite de ces analyses, etc. L'identification des causes profondes doit encore être améliorée.

6.9.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

Continuité dans la responsabilité du processus de retour d'expérience.

Sur le site de Tihange, la continuité dans la fonction du responsable du processus OE est un élément marquant (pratiquement toute la période d'évaluation), ce qui constitue un avantage à la fois pour ce qui a trait à la connaissance du processus, de son évolution et des pistes potentielles d'amélioration, que de manière globale pour ce qui concerne le retour d'expérience national et international (*networking*, connaissance des interlocuteurs, etc.).

Le comité REX (Retour d'Expérience) assure le suivi intégral des événements d'origine externe.

Le Comité REX assure le suivi complet (implémentation des actions correctives si applicable) des événements d'origine externe, même si d'autres comités sont consultés ou sont parties prenantes. Il constitue un relais important pour la traçabilité au niveau du traitement (= les différentes étapes du processus REX) de ces événements.

Evaluation systématique du facteur humain dans les rapports d'incident ou d'événement.

La prise en compte du facteur humain (FH) est effective depuis de nombreuses années, avec aujourd'hui une évaluation systématique pour les événements requérant la rédaction d'un rapport d'incident (RI) ou d'événement (REVE) ; celle-ci se traduit par l'établissement d'un arbre des faits ou d'un arbre des causes.

Les messages clés du retour d'expérience figurent au début du rapport d'analyse.

Depuis 2008, les messages clés du REX / des enseignements tirés de l'analyse effectuée doivent être mentionnés et mis en exergue au début du rapport d'analyse de manière à augmenter leur visibilité et leur impact.

Point d'attention aux événements récurrents lors de l'analyse d'un événement.

Les événements récurrents lorsqu'applicables doivent être pris en compte lors de l'analyse de l'événement.

Validation par le PORC (Plant Operation Review Committee) des actions correctives issues du retour d'expérience.

La catégorisation et la priorisation des actions correctives issues des analyses pour les événements d'origine interne sont validées par le comité PORC (Plant Operation Review Committee), organe de surveillance et de décision, ce qui constitue une barrière supplémentaire au niveau de la sûreté.

Codage WANO systématique des événements.

De la même manière, le codage WANO des événements est systématique depuis 2006 mais des améliorations doivent encore être mises en place concernant la justesse des codes identifiés.

6.9.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Sensibilisation du management et du personnel au sujet du suivi des actions (backlog) relatives à la sûreté nucléaire (SF9-1).

Suivre le « *backlog* » et sensibiliser le management et le personnel de manière à permettre la réduction du nombre d'actions en retard dans les analyses, et la mise en œuvre des actions correctives pour le REX externe ou interne lié à la sûreté. Exploiter les structures organisationnelles en place (OE manager, SPOC Rex, Comité REX,...).

Uniformisation du processus REX de manière à améliorer la traçabilité (SF9-2).

Définir et respecter la méthode de clôture des actions REX Externe et Interne de manière à assurer le lien administratif entre le retour d'expérience et les actions qui en découlent suite à l'analyse (amélioration de la traçabilité).

6.9.3 Méthode

L'évaluation du processus OE a été effectuée au niveau du site, puisque ce processus est totalement transverse.

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Contrôle et vérification des documents existants.
- Entretiens avec les personnes concernées par le processus de retour d'expérience.

- Participations à des réunions.
- Analyse des statistiques établies sur toute la période de référence.
- Réexamens d'analyses antérieures et des actions correctives éventuelles.
- Evaluation :
 - de la structure et du processus de l'organisation, y compris les accords qui ont été convenus pour échanger et traiter l'expérience opérationnelle externe (en provenance des autres opérateurs, des organisations nationales et internationales, des groupes de propriétaires, etc.).
 - de l'évolution de ces éléments dans le temps et des modifications identifiées (opportunes ou non).
 - des différentes étapes existantes lors du traitement des informations entrantes : de l'identification et de l'examen (screening) à l'utilisation effective d'éventuels enseignements tirés (*lessons learned*).
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.10 Organisation and administration (SF10)

6.10.1 Objectifs

"The objective of the review of organization and administration is to determine whether the organization and administration are adequate for the safe operation of the nuclear power plant."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Cette évaluation a pour objet de vérifier si l'organisation et l'administration mises en place permettent le fonctionnement sûr de la centrale nucléaire.

6.10.2 Évaluation

Les résultats de l'évaluation du facteur de sûreté « *organisation and administration* » sont conformes aux standards industriels.

6.10.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Conformité aux standards industriels**

Dans le cadre du safety factor « *Organisation and Administration* », en prenant en compte les améliorations en cours d'implémentation, Tihange 2 est conforme aux standards de l'industrie. Ceci concerne notamment les processus suivants: le système de management, la gestion de la qualité, la gestion des contractants et le respect de la réglementation.

- **Amélioration continue**

L'attention de la direction est requise pour assurer le suivi et la bonne progression des sujets suivants :

- Etablissement d'une relation entre les procédures et le système global du NGMS (« *nuclear generation management system* »).
- Développement du QC1 pour la maintenance, amélioration du suivi de la qualification des fournisseurs critiques.
- Finalisation de la stratégie d'outsourcing (gestion des contractants) afin de définir précisément ce qu'il faut ou non externaliser ainsi que définir les connaissances essentielles à sauvegarder en interne pour garder la maîtrise du processus.
- Meilleur management de projets dans le domaine de « *regulatory compliance* », y inclus le self assessment.
- Le développement de la qualité des audits réalisés par PPM

6.10.2.2 Points forts

Le résultat de l'évaluation de l'« *organisation and administration* » est conforme aux standards définis dans l'industrie, de sorte qu'aucun point fort spécifique n'a été identifié.

6.10.2.3 Améliorations possibles

Création et mise à jour des procédures d'archivage des documents témoins (« records ») pour chaque département (SF10-1).

Rédiger une procédure générale pour le site de Tihange concernant la gestion de l'archivage des documents témoins, et mettre à jour les sous-procédures par départements.

Identification des documents en relation avec le « *design base* » dans les différents projets pour être rendus plus facilement consultables et traçables (SF10-3).

Identifier les documents « *design base* » issus des projets, et mettre en place un moyen spécifique pour en faciliter l'archivage et la consultation (lié à SF1-1).

Formalisation de l'organisation du « configuration management » (SF10-5).

Rédiger une procédure détaillant la gestion du « configuration management ».

Définition du niveau de connaissances des bases de conception nécessaire pour la réalisation de la gestion du « configuration management » (SF10-6).

Développer un passeport métier pour les « Ingénieurs Design » et pour les « Ingénieurs SHR » et mettre en place les formations nécessaires pour obtenir le niveau de connaissances requis.

6.10.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Détermination du contenu du facteur de sûreté, du « *scope* » et de l'approche.
- Clarifier les liens entre le SF10 et le SF12 en utilisant le modèle défense en profondeur avec les trois barrières : conception, pratiques (SF10: *organisation and administration*) et attitude (SF12 : *human factors*).
- Définition d'un cadre de références (*yardsticks*) pour l'évaluation sur la base du cadre de référence de l'INPO, de l'AIEA et du WANO (conformément aux bonnes pratiques de l'industrie nucléaire).
- Evaluation d'une série de systèmes et d'applications : système de gestion (NGMS), assurance qualité (audits), « *staffing* », gestion des sous-traitants, gestion des enregistrements (documents témoins), « *configuration management* », la veille réglementaire.
- Evaluation générale: prise en compte globale des différents points évalués.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.11 Procédures (SF11)

6.11.1 Objectifs

The objective of the review of the procedures of a nuclear power plant is to determine whether the procedures are of an adequate standard.

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Ce facteur de sûreté évalue à l'aide des *Safety Guidelines* de l'AIEA la gestion des documents relatifs aux procédures qui ont un impact sur la sûreté nucléaire. Cela comprend l'évaluation du processus de traitement des travaux.

6.11.2 Évaluation

Les processus de gestion documentaire et de traitement des travaux sont conformes aux normes générales en vigueur et aux bonnes pratiques. Ces processus sont correctement décrits.

6.11.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Approbation et modification de procédures**
Toutes les procédures liées à la sûreté sont formellement approuvées et documentées, de plus, il existe un système formel de modification des procédures.
- **Connaissance et suivi des processus de gestion des procédures**
Le management et les collaborateurs connaissent ces processus et les appliquent, de plus le suivi de ces processus est correctement tracé.
- **Adaptation et révision des procédures**
Les procédures sont adaptées en tenant compte des bonnes pratiques. Les procédures font l'objet d'une révision périodique. Le retour d'expérience est pris en compte dans les procédures.
- **Conformité des procédures et maintien de la sûreté en cas d'accident**
Il existe des procédures basées sur les symptômes pour rétablir les fonctions critiques de sûreté en cas d'accident. Celles-ci sont conformes avec les conditions d'application et les résultats de l'analyse de sûreté (chapitre 15 du RS).

6.11.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

Guidance pour la rédaction et la révision des procédures en Maintenance.

Il existe une fiche guide pour le réexamen de procédures au niveau du site, ainsi qu'un guide de rédaction/révision de procédures en Maintenance.

Adhérence aux procédures définie.

L'adhérence aux procédures est définie dans la REF/OGZ/036 pour OPR Ce document définit, le cas échéant, dans quelles conditions une déviation aux procédures est possible.

ARVA (Auteur Réviseur Vérificateur Approbateur)

Fiche d'aide récapitulative reprenant clairement le rôle de chacun.

Réexamen périodique des procédures.

Réexamen périodique des procédures: DocMngt envoie chaque mois la liste des procédures à revoir dans le mois ainsi que celles qui seront en retard d'ici le 31/12. Cet outil est utilisé par tous les départements.

Livret AQ édité par la Maintenance.**6.11.2.3 Améliorations possibles**

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Amélioration de la traçabilité et de l'archivage des documents en maintenance afin de maintenir la connaissance de l'état actuel de la centrale (SF11-2).

Améliorer la traçabilité et l'archivage des documents par l'introduction d'une vérification du retour des procédures utilisées lors des opérations de maintenance, éditer un KPI, suivre celui-ci en réunion hebdomadaire, sensibiliser le personnel aux règles d'archivage.

Conservation des informations dans les registres et les archives du contrôle physique (SF11-3).

Réaliser une note d'information pour rappeler au personnel ce qu'est le Registre du Contrôle Physique et l'obligation légale de le tenir à jour (art.23.2 de l'AR du 20-05-2001). Identifier dans la procédure INF-GDOC-022 « registres et fardes du contrôles physique », pour chaque document du registre, la référence de la procédure correspondante. Mettre en place une identification des fardes.

Amélioration de la diffusion et de la mise à disposition des dernières mises à jour des procédures (SF11-4).

Garantir l'utilisation des dernières versions mises à jour des procédures, y inclus les modifications temporaires et provisoires.

Amélioration de la révision multidisciplinaire des procédures (SF11-5).

Adapter les procédures qui mentionnent les règles d'approbation lors de l'écriture et lors des révisions des documents et sensibiliser les personnes concernées par le rôle d'approbateur.

Modification de la checklist Operations pour y introduire la vérification de l'impact d'une modification à l'installation, sur les SAMG, assurant que les procédures sont en ligne avec le matériel installé (SF11-6).

Modifier la check-list « Dossier de Modification » pour introduire la vérification de l'impact sur les SAMG.

6.11.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

L'évaluation de la gestion documentaire s'est faite en partant des procédures de politique générale au niveau de la BEG jusqu'à l'application des procédures opérationnelles sur le terrain.

- Évaluation suivant les exigences formelles.

Cette évaluation a vérifié si les différents documents de procédure sont conformes aux exigences. Les procédures de politique au niveau de la BEG ont été vérifiées. Ensuite l'évaluation s'est portée sur la déclinaison de celles-ci dans les procédures à thèmes sur le site de Tihange.

- Évaluation suivant les processus de gestion documentaire.
Les différents départements ont des procédures distinctes qui décrivent comment leur gestion documentaire est organisée spécifiquement. Ces procédures ont été vérifiées lors d'un entretien avec le responsable gestion documentaire du département, au cours duquel des exemples ont été soumis et examinés.
- Évaluation des exigences en matière de contenu.
Pour chaque département, l'exécution de plusieurs procédures a été suivie sur le terrain. Un échantillon important de procédures exécutées a été vérifié.
- Évaluation du processus de traitement des travaux.
Cette évaluation a été effectuée via une analyse des documents pertinents, une vérification ponctuelle d'une série d'ordres de travail et le suivi de l'exécution de travaux par la Réunion Journalière de coordination.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.12 Human factors (SF12)

6.12.1 Objectifs

"The objective of the review of human factors is to determine the status of the various human factors that may affect the safe operation of the nuclear power plant."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Cette évaluation a pour objet de déterminer si le statut des différents facteurs humain peut affecter la sûreté de Tihange 2.

6.12.2 Évaluation

Les résultats de l'évaluation du facteur de sûreté « Human factors » sont conformes aux standards industriels.

6.12.2.1 Conclusions générales

- **Conformité aux standards industriels**

Les résultats de l'analyse du facteur de sûreté « Human factors » montrent que Tihange 2 répond aux standards de l'industrie. Ces résultats reposent principalement sur les efforts en cours sur : le leadership, la performance humaine, les formations et les certifications (p.e. chantier école pour le personnel et les contractants), y compris les formations sur le simulateur full scope de la salle de commande.

- **Amélioration continue**

L'attention de la direction est requise pour :

- Améliorer la gestion de la charge de travail liée aux projets.
- Poursuivre les efforts en cours dans le cadre du leadership, de la performance humaine et du self-assessment.

6.12.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

Programme solide pour la formation et la gestion des compétences

- La qualité et les capacités du chantier école permettent la formation des travailleurs tant internes que sous-traitants. Le chantier école a pour but la consolidation du niveau de sûreté via l'apprentissage des comportements adéquats. De plus, des améliorations ont été apportées et une nouvelle partie est dédiée à l'apprentissage et l'amélioration de certaines interventions techniques propres à l'industrie nucléaire.
- L'existence d'un simulateur "multifonction" permet la formation par rapport au « *circuit & design logic* » pour le personnel non habilité intervenant sur le terrain.
- L'exhaustivité du programme de qualification.

6.12.2.3 Améliorations possibles

Compte tenu des actions et améliorations déjà en cours d'implémentation, plus aucune action complémentaire n'a été retenue.

L'évaluation globale a conclu que le processus « *Human factors* » et les réalisations relatives (il existe un programme d'amélioration continue) sont en phase avec les attentes.

6.12.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Détermination du contenu du facteur de sûreté, du « *scope* » et de l'approche. Pour ce faire, les documents de base ont été consultés. Le rapport OSART et Follow-up OSART Tihange 1, ainsi que des (self) assessment divers et les plans d'actions qui en découlent ont apportés des informations complémentaires. Les conclusions relatives au « *human factors* » sont valables pour l'ensemble du site et pas seulement pour Tihange 2.
- Détermination du cadre de références (*yardsticks*) pour l'évaluation. Le cadre de référence de l'INPO, de l'AIEA (OSART) et du WANO (peer review) ont servi de base, conformément aux bonnes pratiques de l'industrie nucléaire.
- Evaluation d'une série d'aspects et d'éléments : « *leadership* », programme de performance humaine, « *self-assessments* », l'ergonomie, formation et gestion des compétences, gestion du personnel, formation et observation des contractants et culture de sûreté nucléaire.
- Evaluation générale: prise en compte globale des différents points évalués.
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.13 Emergency planning (SF13)

6.13.1 Objectifs

"The objective of the Safety Factor related to Emergency Planning and Preparedness in the Periodic Safety Review is to determine:

(a) whether the operating organization has adequate plans, staff, facilities and equipment for dealing with emergencies

(b) whether the operating organization's arrangements have been adequately coordinated with local and national systems and are regularly exercised."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

Cette évaluation a pour objet de vérifier si l'exploitant est suffisamment équipé pour faire face à des situations d'urgence et si les plans internes d'urgence (PIU) font l'objet d'exercices réguliers et sont en phase avec des systèmes et administrations locaux et nationaux.

6.13.2 Évaluation

Il y a une organisation de plan d'urgence nucléaire fortement développée, avec une permanence sur le site et une communication rapide. Les exercices du plan interne d'urgence, planifiés rigoureusement, se déroulent en étroite collaboration avec les autorités et avec les instances concernées. Beaucoup d'actions sur le plan interne d'urgence sont traitées dans le projet des tests de résistance (BEST), l'action la plus importante est l'amélioration du COS (Centre Opérationnel de Site).

6.13.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Actions dans le cadre de BEST**

La période de référence s'étend du 1er janvier 1999 au 31 décembre 2008. Cette période implique que les enseignements tirés de la catastrophe nucléaire de Fukushima ne sont pas directement intégrés dans ce rapport. Les actions qui découlent de cet événement sont traitées dans le projet des tests de résistance d'Electrabel (BEST, *BElgian Stress Tests*), ainsi que dans les analyses et le plan d'action qui s'ensuivront. Cependant, considérant son impact majeur, et afin de donner une image la plus actuelle possible des évolutions dans le domaine EPP, référence est faite, aux endroits relevant, vers les conclusions du projet BEST dans le rapport d'assessment.

- **Evolution du plan interne d'urgence**

Au cours des dix dernières années, les procédures du plan interne d'urgence ont été renforcées pour couvrir les nouvelles menaces ayant été identifiées. Suite à la réévaluation des risques liés aux gaz toxiques, au risque aérien et au risque d'inondation du site, le PIU a été complété par des nouvelles procédures. Actuellement, un grand nombre de risques reconnus, nucléaires ou non-nucléaires, est couvert dans le plan interne d'urgence.

Le développement d'une organisation et une logistique adaptée pour faire face à des événements type Fukushima est intégré dans le plan d'action BEST.

- **Amélioration des locaux de gestion de crise**

En ce qui concerne les locaux de gestion de crise, l'analyse montre que, même si le site dispose déjà de tous les locaux nécessaires afin de permettre la gestion efficace d'une situation d'urgence, des améliorations sont possibles au niveau du COS. Actuellement la localisation et la structure du bâtiment abritant le COS ne garantissent pas la fonctionnalité voulue en cas de conditions extrêmes considérées dans BEST. Cette problématique est également à l'étude dans le contexte du projet BEST. Les COT CNT2 et CNT3, de même que le CARA (Centre d'Accueil et de Repli des Awirs) sont prévus entretemps comme lieux de repli en cas d'indisponibilité du COS.

- **Formation et exercices sur les plans internes d'urgence**

Au cours des 10 dernières années, d'importants progrès ont été réalisés dans le domaine de la formation et des exercices portant sur les plans internes d'urgence. Cependant, le programme d'exercices de la centrale est encore axé dans une large mesure sur les accidents nucléaires. A la fin de la période de référence, les exercices liés au PIU à Tihange se basaient principalement sur des scénarios d'accidents nucléaires ou radiologiques. Même si une évolution peut déjà être constatée, le site de Tihange devrait intégrer dans son programme d'exercices, des exercices avec des scénarios de menaces externes, comme une chute d'avion, un séisme, une inondation pour tester et améliorer l'état de la préparation à l'urgence.

- **Redondance des moyens de communications**

En ce qui concerne les moyens de communication, le site de Tihange dispose de solutions diverses et redondantes pour communiquer avec le monde extérieur. Au fil des années, des nouveaux moyens de communication ont été ajoutés: vidéoconférences, Astrid, téléphones satellites,... Les téléphones fixes et les téléfax ont été utilisés durant ces dix dernières années comme étant le premier moyen de communication vers l'extérieur. Cependant, avec l'évolution rapide des moyens de télécommunications dans le monde, le fax est en train de disparaître et cède sa place aux emails.

Une autre façon d'améliorer la communication avec toutes les parties concernées, est de disposer dans tous les centres de crise d'Electrabel d'un journal de bord électronique partagé par les différents acteurs (*electronic logbook*).

- **Nouvelles exigences légales**

Dans le cadre de la nouvelle législation en matière de sécurité et de protection physique, le site a tenu compte et a intégré les nouvelles exigences légales. En ce qui concerne les documents utilisés et/ou échangés dans le cadre d'un plan interne d'urgence, aucun de ceux-ci n'a le statut de « document nucléaire », catégorisé au sens de l'AR du 17 octobre 2011.

- **Renforcement support externe en cas de crise**

En ce qui concerne l'organisation Corporate et le support externe en cas de crise, les deux évolutions majeures au cours des dernières 10 années ont été:

- La création du CMCPB (*Crisis Management Center Production Belgium*) durant la période 2006-2007, renforçant l'implication du management d'Electrabel dans la gestion de crise.
- La mise sur pied d'une équipe de crise au sein de Tractebel Engineering à partir de 2007.

6.13.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

Vision à long terme pour le plan d'urgence stratégique

Une structure d'urgence au niveau de l'entreprise (CMCPB) assure un plan d'urgence stratégique à long terme. Son objectif principal consiste à traiter les aspects stratégiques et les implications à long terme de la situation d'urgence, tandis que la centrale elle-même reste pleinement responsable de la gestion opérationnelle de la crise. En plus, elle peut, si nécessaire, dégager des ressources supplémentaires (financières, humaines, matérielles) pour le site en crise.

"Centre d'Accueil et de Repli des Awirs" (CARA)

Un centre d'accueil et de repli a été mis en place dans une centrale thermique d'EBL à 12 km du site. En cas d'évacuation du site, ce centre servira de repli pour le COS et d'un point d'accueil avec des installations de décontamination pour le personnel intervenant sur site en situation d'urgence.

Mesures pratiques prises (véhicules avec vignettes, feux clignotants, fiches réflexes) pour accélérer la réponse du personnel mobilisé en situation d'urgence

Plusieurs moyens sont utilisés par le site pour optimiser le temps de réponse d'urgence :

- Le développement des vignettes véhicules pour repérer les voitures des membres de l'équipe de crise et assurer ainsi un accès rapide au site dans des situations où l'accès est limité.
- Les gyrophares bleus et les tresses fléchées dans tous les relais EPI pour guider les services de premier secours (pompiers, ambulances,...).
- La création des fiches réflexes, pour les membres de l'équipe de crise, un aide-mémoire de poche avec, pour chaque membre, les actions rapides à prendre.

6.13.2.3 Améliorations possibles

Les actions retenues dans le cadre de l'évaluation globale sont déjà reprise dans le cadre de BEST. Elles ne font donc pas partie du plan d'action PSR.

L'une des améliorations les plus importantes est l'amélioration du COS. Actuellement la localisation et la structure du bâtiment abritant le COS ne garantissent pas la fonctionnalité voulue dans le cas de conditions extrêmes considérées dans BEST. Cette problématique est à l'étude dans le contexte du projet BEST. Entretemps les COT CNT2 et CNT3, de même que le CARA (Centre d'Accueil et de Repli des Awirs) sont prévus comme lieux de repli en cas d'indisponibilité du COS.

6.13.3 Méthode

Pour l'évaluation, les étapes ci-après ont été suivies :

- Discussion du thème de la mission OSART *Emergency Planning and Preparedness (EPP)* CNT 2007 - 2009.
- Analyse de l'évolution de la planification d'urgence et de la préparation au cours des 10 années écoulées.
- Analyse du support apporté par les services Corporate de l'entreprise et les intervenants externes. Les audits des départements Corporate et de la cellule support à Tractebel ont été effectués de la même manière qu'un OSART du site, mais avec une portée plus réduite. Ils ont été réalisés par un organisme extérieur (Vingotte Nuclear Safety) afin de garantir une analyse indépendante.
- Etude comparative avec d'autres installations (benchmarking) :

Dans le cadre de cette RD, une étude comparative de l' *Emergency Planning Preparedness (EPP)* a été effectuée avec la centrale nucléaire de Beznau en Suisse. La centrale nucléaire de Beznau a obtenu d'excellents résultats sur le plan de l'EPP à l'occasion de divers audits internationaux (tels que OSART, WANO).

Pour le PSR de Tihange 2, la partie comparaison a été complétée avec les éléments appropriés et déjà disponible de la comparaison effectuée dans le contexte de BEST. Des éléments venant de la comparaison entre sites (KCD et CNT) dans le but d'identifier des bonnes pratiques qui pourrait être utilisés pour l'autre site ont été pris en compte également.

- Revue des formations dans le domaine de l'urgence à KCD et CNT
- Analyse de l'impact de la nouvelle réglementation en matière de protection physique

En complément, les quatre Arrêtés Royaux du 17 octobre 2011 relatifs à la protection physique des matières et des installations nucléaires ont été pris en considération pour ce qui concerne leur impact sur l'organisation du Plan Interne d'Urgence nucléaire et radiologique à Tihange.

- Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.14 Radiological impact on the environment (SF14)

6.14.1 Objectifs

"The objective of the review of the radiological impact of the nuclear power plant on the environment is to determine whether the operating organization has an adequate programme for surveillance of the radiological impact of the plant on the environment."

IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]

L'évaluation a pour objet de vérifier que l'exploitant dispose d'un programme adéquat pour la surveillance de l'impact radiologique de son installation sur l'environnement.

6.14.2 Évaluation

L'impact radiologique de la centrale sur l'environnement est négligeable. Les rejets radioactifs sont gérés suivant le principe ALARA et restent largement en dessous des seuils réglementaires.

6.14.2.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes :

- **Les sources potentielles d'impact radiologique ont sensiblement augmenté durant la période considérée**

L'activité du cœur en fonctionnement a augmenté suite à une augmentation de puissance en 2001, ainsi que l'activité contenue dans la piscine de combustible usé, où sont conservés jusqu'à présent tous les assemblages combustibles MOX. Seulement deux défauts mineurs aux assemblages combustibles ont été observés durant la période considérée. Corollairement la propreté radiologique de l'eau du circuit primaire est bonne. Une vingtaine d'événements avec impact radiologique avéré ou potentiel se sont produits durant la période considérée, sans pour autant mettre en danger le respect des limites autorisées (voir ci-après).

- **Les rejets radioactifs sont beaucoup plus petits que les limites autorisées**

Les rejets radioactifs du site de Tihange sont beaucoup plus bas que les limites autorisées tant pour les effluents gazeux que liquides (< 1 %). Le benchmarking des valeurs de rejets par rapport à d'autres exploitants ne fournit pas de conclusion définitive, entre autres à cause de l'absence d'adhérence à un protocole internationalement partagé pour la comptabilisation des rejets radioactifs. Cette lacune est corrigée depuis le 1^{er} janvier 2011, faisant suite à l'alignement de nos procédures sur la nouvelle réglementation FANC 2010-106.

- **L'impact radiologique des rejets radioactifs sur la population est calculé et est inférieur aux limites légales**

L'impact radiologique sur la population de rejets radioactifs réels et des limites de rejets. Plus de 90 % de la dose effective calculée sur base des rejets réels sont la conséquence de rejets dans l'air. Cette forte contribution s'explique presque entièrement par le Carbone-14 (C14). Une valeur prudente pour C14 a été prise en compte dans l'étude, indépendamment de la puissance et de l'énergie produites par la centrale. La dose efficace totale, qui a été calculée sur la base des valeurs de la spécification technique (valeurs limites), et sur la base des rejets réels pour les personnes critiques, est inférieure aux limites légales.

- **Les limites de rejets radioactifs protègent efficacement la faune et la flore aux alentours de la centrale de Tihange**

L'impact radiologique sur la faune et la flore a été évalué durant la période 2009-2010 par le Centre d'étude de l'énergie nucléaire CEN (Studiecentrum voor Kernenergie ou SCK-CEN). Les résultats de cette étude indiquent que les limites de rejets protègent efficacement la faune et la flore aux alentours de la centrale nucléaire de Tihange. Il en découle a fortiori un impact radiologique non significatif pour les rejets réels.

- **La méthode de comptabilisation des rejets radioactifs a été récemment alignée sur un standard international**

La méthode de comptabilisation des rejets a été récemment (1^{er} janvier 2011) mise en conformité avec la norme ISO 11929 et avec la recommandation Euratom 2004/2 [REF SF14-1], suite à une nouvelle réglementation de l'AFCN [REF SF14-2]. Certaines limites de détection mentionnées dans le rapport de sûreté ne satisfont pas à la recommandation Euratom 2004/02 (supérieures aux valeurs recommandées). Les limites de détection réelles sont toutefois plus basses que les limites supérieures recommandées par Euratom. L'adaptation du rapport de sûreté est en cours.

Par comparaison avec les années précédentes, la nouvelle méthode a une incidence significative sur les rejets indiqués en raison de la prise en compte systématique de différents isotopes radioactifs non détectés.

Une deuxième observation concerne l'absence de mesure des rejets C14 et H3. Ces isotopes sont pris en compte de manière conservatrice dans l'évaluation radiologique. Cette approche ne permet cependant pas une estimation précise de l'impact radiologique. Comme la mesure de ces deux isotopes radioactifs est une action déjà en cours à Tihange et disposant de son cadre propre ; elle n'est donc pas retenue dans le plan d'action PSR.

- **Une attention particulière est portée sur les chaînes de mesure de rejets**

Un important projet de remplacement des chaînes RM est en cours pour toutes les unités du site de Tihange. La qualification de ces chaînes et l'approvisionnement en pièces de rechange pour les chaînes actuelles (en attendant leur remplacement à partir de ~ 2015) sont deux points d'attention.

Par ailleurs, il a été décidé d'inclure les chaînes de rejets reprises dans les Spécifications Techniques d'exploitation au sein du *System Health Report* (SHR), à partir de mars 2013. Cette voie d'amélioration n'est donc pas reprise au plan d'action PSR.

- **Un programme de surveillance de l'environnement existe mais n'est pas intégré ni formalisé**

L'évaluation montre que Tihange effectue différentes activités en rapport avec la surveillance de la radioactivité dans l'environnement, à la fois sur le site et à la périphérie de celui-ci. Mais ces activités ne font pas partie d'un programme de surveillance intégré et formalisé.

- **Les chaînes de mesure des rejets disposent de deux seuils d'alarme, dont le plus bas peut être optimisé, en cohérence avec les objectifs ALARA**

Les chaînes de mesure des rejets en cheminée disposent des deux seuils d'alarme avec report en salle de contrôle (mesure de l'activité volumique instantanée). Il est possible d'apporter une petite amélioration au paramétrage des niveaux d'alarme les plus bas (S1) afin d'assurer la cohérence avec les objectifs ALARA à long terme.

- **Les publications de données environnementales correspondent à la pratique internationale**

La portée et le niveau de détail des données publiées par Electrabel sont comparables aux publications d'EDF. Le respect du règlement européen EMAS (*Eco Management & Audit Scheme*) constitue un des piliers principaux pour la communication publique.

- **Le traitement des effluents permet des rejets radioactifs respectant le principe ALARA**

Le processus de traitement des effluents correspond aux pratiques internationales. Un renforcement de la stratégie de traitement des effluents liquides a été introduit en 2009, afin de réduire les rejets associés, quitte à produire un peu plus de déchets solides.

- **L'organisation et le système de gestion appliqués assurent une gestion ALARA des effluents radioactifs**

Durant la période de référence étudiée ont eu lieu les réorganisations de NUC 21 et NUC 21+. A Consécutivement on observe des effets positifs, étant donné qu'elles ont sensibilisé davantage l'organisation générale à la gestion ALARA du traitement des effluents radioactifs et des rejets radioactifs, dans l'ensemble du parc de production nucléaire.

6.14.2.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

Certification EMAS

La centrale de Tihange a adhéré de manière proactive au label environnemental de certification EMAS (*Eco Management & Audit Scheme*).

Intégration des aspects rejets radioactifs dans l'EMS

L'aspect des rejets radioactifs est intégré dans le système de management environnemental (SME) de la centrale de Tihange.

Etude de l'impact radiologique sur la faune et la flore

Une étude relative à l'impact radiologique sur la faune et la flore autour de la centrale nucléaire de Tihange a été réalisée par le SCK-CEN, sur demande de l'Exploitant. Les résultats démontrent que les limites de rejets et les rejets effectifs sont suffisamment bas pour protéger efficacement l'environnement.

Comptabilisation des rejets de gaz noble par intégrateur

La comptabilisation des rejets de gaz noble (rejets de routine via cheminée) est assurée par un intégrateur électronique fonctionnant sur une base de 24 h, ce qui garantit une comptabilisation très précise des rejets.

6.14.2.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes :

Mise en place d'un processus pour la mise à jour périodique de l'inventaire des termes sources radioactifs (SF14-1).

Mettre en place un processus visant à mettre à jour périodiquement l'inventaire des termes sources radioactifs, de sorte qu'il soit immédiatement disponible en cas de situation d'urgence.

Renforcement de l'évaluation radiologique dans les rapports d'événement et rapports d'incident (SF14-4 et SF14-5).

Améliorer les procédures internes de manière à intégrer dans les rapports d'événements (REVE) et rapports d'incidents (RI) l'impact radiologique potentiel et effectif.

Gestion du temps de décroissance pour les rejets gazeux concertés (SF14-8).

Décrire dans une procédure le principe d'optimisation du temps de décroissance pour les rejets radioactifs gazeux concertés.

Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques (SF14-11 et SF14-12).

Mettre à jour l'étude de l'impact radiologique de Tihange 2 sur l'environnement en prenant en compte les évolutions des méthodes d'évaluation et en intégrant les données actuelles.

Actualisation du chapitre 11 (gestion des effluents radioactifs) du rapport de sûreté (SF14-13).

Mettre à jour le chapitre 11 du rapport de sûreté de Tihange 2 en prenant en compte les résultats des paramètres radiologiques donnés par l'étude effectuée par Tractebel Engineering en 2002 (étude réalisée suite à la publication de l'AR du 20/07/2001 concernant l'impact radiologique des rejets).

Mise en place d'une approche commune site pour la fixation du niveau d'alarme RMS (SF14-16).

Définir une approche commune (au niveau du site) pour la détermination du niveau d'alarme S1 des chaînes fixes (RM), en tenant compte des objectifs de rejets ALARA.

Renforcement de l'AQ pour le logiciel de comptabilisation des rejets de gaz rare (SF14-18).

Renforcer l'AQ du logiciel GAZIVIEW, pour la comptabilisation des rejets de gaz rares.

Mise en place d'un programme intégré de surveillance environnementale (SF14-19, 20).

Développer un programme intégré de surveillance environnementale sur site, basé sur la régulation IAEA RS-G-1.8 et USNRC NUREG 1301 en cohérence avec le plan d'urgence interne de la CNT.

Mise au point d'un dispositif de mesure pour le suivi de la contamination radioactive de l'eau de pluie (SF14-21).

Evaluer la faisabilité de la mise en place d'un contrôle de la radioactivité de l'eau de pluie.

Adaptation du rapport de sûreté avec incorporation des résultats démographiques des rapports d'incidence environnementale (SF14-23).

Mettre à jour le rapport de sûreté de manière à prendre en compte les résultats démographiques du rapport d'incidence environnementale.

Extension de la procédure d'urgence pour la limitation de la contamination de la Meuse en cas de rejet radioactif liquide (SF14-24).

Etendre la procédure de limitation de la pollution de la Meuse à la prise en compte d'un rejet radioactif liquide.

Identification des avaloirs sur le site de Tihange (SF14-25).

Réaliser l'identification des avaloirs sur le site de Tihange, afin de connaître à tout moment le chemin de rejet accidentel d'un effluent liquide radioactif.

Amélioration de l'application du partage des responsabilités en termes de gestion des effluents radioactifs selon la procédure d'organisation (SF14-31).

Sensibiliser le personnel aux rôles et responsabilités décrits dans la procédure opérationnelle REF/005 relative à la minimisation des déchets « à la source ».

Rappel du principe ALARA pour les rejets radioactifs et pour les déchets radioactifs (SF14-33).

Rappeler l'importance du principe ALARA, pour la gestion des déchets radioactifs ainsi que des rejets, lors des formations de recyclage du personnel.

6.14.3 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies :

- Evaluation des sources potentielles d'impact radiologique, leur évolution durant la période considérée et le confinement correspondant.
- Evaluation des événements avec impact radiologique avéré ou potentiel, et leur prise en compte par l'Exploitant.
- Evaluation des rejets et de leur impact, sur la période considérée :
 - rejets radioactifs de routine.
 - impact sur la population.
 - impact sur la faune et la flore.
- Evaluation des systèmes de mesures des rejets radioactifs (monitoring du rayonnement, limites de détection, méthodes de mesure, radionucléides suivis).
- Revue du programme de surveillance (sur site) des niveaux de contamination et des niveaux de rayonnement, et résultats correspondants.
- Evaluation des systèmes d'alarme réagissant aux rejets non planifiés provenant de l'installation.
- Comparaison des publications de données environnementales par rapport aux pratiques internationales.
- Etude de l'évolution démographique autour du site.
- Analyse de l'adéquation des équipements pour le traitement ALARA des effluents radioactifs liquides et gazeux.
- Evaluation de l'implication du personnel de la centrale nucléaire (organisation et formation) dans le traitement ALARA des effluents radioactifs.
- Prise en compte des installations annexes, en particulier le bâtiment de d'entreposage des fûts de déchets radioactifs solides (Phi2) et le bâtiment de stockage des générateurs de vapeur (SGV).
- Identification des points forts et des améliorations possibles.

7 Évaluation globale et plan d'action résultant

7.1	Méthode de travail	99
7.2	Évaluation globale	102
7.3	Plan d'action	103
7.4	Points forts ressortant de l'évaluation	110

7 Évaluation globale et plan d'action résultant

Dans l'évaluation globale, la sûreté nucléaire de l'unité est évaluée sur la base des résultats significatifs des évaluations de 14 facteurs de sûreté.

7.1 Méthode de travail

Toutes les conclusions, tous les points forts et toutes les améliorations possibles des 14 facteurs de sûreté sont regroupés. Pour les améliorations possibles, des actions ont été proposées. Sur la base de l'importance pour la sûreté et des moyens requis, il est décidé si une action proposée fera partie du plan d'action pour l'unité.

7.1.1 Classification selon l'importance pour la sûreté

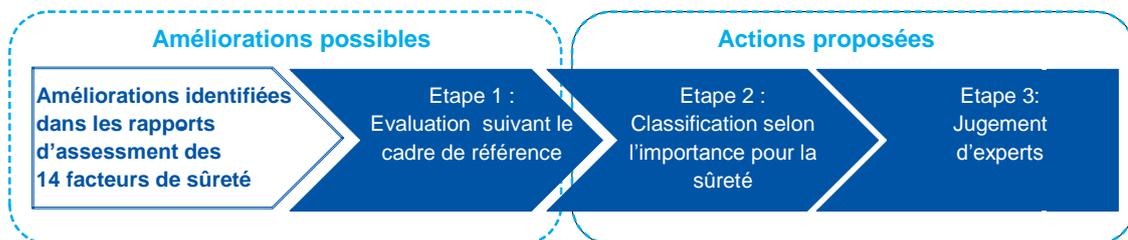
Niveaux d'importance pour la sûreté

Les actions sont classées suivant leur importance pour la sûreté. Cela se traduit par l'un des quatre niveaux suivants :

Niveau	Importance pour la sûreté
4	Haute
3	Moyennement haute
2	Moyennement faible
1	Faible

Aperçu du processus

Le processus comporte 3 étapes ; chaque étape est expliquée plus en détail ci-après.



Processus de la classification selon l'importance pour la sûreté

Étape 1 : classer les améliorations possibles suivant le cadre de référence

Les améliorations possibles sont classées de niveau 1 à niveau 4 suivant leur origine et leur étendue dans le cadre de référence des facteurs de sûreté concernés.

Ce cadre de référence se compose des éléments suivants :

- règles belges et européennes contraignantes ;
- règles applicables dans le rapport de sûreté ;
- règles de référence dans le rapport de sûreté ;
- directives internationales ;
- codes et normes ;
- bonnes pratiques.

Étape 2 : proposer des actions et les classer en fonction de leur importance pour la sûreté

Des actions sont ensuite proposées pour les améliorations possibles. Ces actions sont classées selon leur importance pour la sûreté de niveau 1 à niveau 4. Le principe de base est que le classement de l'action est identique au classement de l'amélioration possible concernée. Ensuite le classement d'une action peut être augmenté au maximum d'un niveau par rapport au classement que l'amélioration possible concernée a reçu à l'étape 1 dans les cas suivants :

- L'action renforce le premier niveau de *défense en profondeur* de INSAG-10, *prevention of abnormal operation and failures*, et a donc un caractère préventif [REF GEN-4].
- L'action présente un avantage significatif, d'un point de vue probabiliste, en ce qui concerne le risque de survenance d'un événement initiateur, le risque d'endommagement du cœur ou le risque de rejets radiologiques importants.

Étape 3 : évaluation des actions par le jugement d'une équipe d'experts

Le classement final des actions est effectué par une équipe multidisciplinaire d'experts possédant des connaissances étendues en matière de conduite d'exploitation, de conception et de sûreté. Cette équipe comprend des membres de la direction d'Electrabel qui sont indépendants de l'équipe de projet PSR. L'équipe évalue en profondeur le classement des actions de la deuxième étape, et peut soit confirmer le niveau, soit l'augmenter ou le diminuer d'un seul niveau de sûreté.

7.1.2 Prise en compte des moyens nécessaires

Les moyens nécessaires pour une action se composent des éléments suivants :

- le coût d'investissement (composant matériel, étude technique) ;
- la charge de travail du personnel Electrabel ;
- les frais supplémentaires éventuels qu'entraînent la complexité ou le risque lié à la mise en œuvre de l'action.

Pour les moyens nécessaires à la réalisation d'une action, quatre niveaux sont également appliqués :

Niveau	Moyens nécessaires
4	Élevés
3	Moyennement élevés
2	Moyennement faibles
1	Faibles

7.1.3 Résultat : matrice de décision

En prenant comme axe l'importance pour la sûreté et les moyens nécessaires, on obtient une matrice de décision dans laquelle sont classées les actions proposées.

Moyens nécessaires				
Élevés 4	Non inclus	Non inclus	Non inclus	À décider
Moyennement élevés 3	Non inclus	À décider	À décider	À décider
Moyennement faibles	Non inclus	À décider	À décider	À effectuer
Faibles 1	Non inclus	À décider	À effectuer	À effectuer
	Faible 1	Moyennement faible 2	Moyennement élevée 3	Élevée 4
	Importance pour la sûreté			

Légende

- **À effectuer** : l'action sera exécutée.
- **À décider** : un processus décisionnel approfondi est requis, prenant en compte les points forts identifiés.
- **Non inclus** : l'action ne sera pas exécutée.

Matrice de décision

7.2 Évaluation globale

Après l'évaluation des résultats des 14 facteurs de sûreté, les actions suivantes ont été sélectionnées et sont incluses dans le plan d'action pour l'unité. L'accent est mis sur les actions qui ont la plus forte incidence sur l'amélioration de la sûreté nucléaire.

Moyens nécessaires				
	Faible 1	Moyennement faible 2	Moyennement élevée 3	Élevée 4
Élevés 4				
Moyennement élevés 3		SF1-1, SF10-1, SF10-3, SF11-2	SF9-1, SF10-5, SF10-6	SF3-2, SF7-30
Moyennement faibles 2		SF6-1, SF6-4, SF6-10, SF6-17, SF7-18, SF11-4, SF14-11, SF14-12, SF14-19, SF14-20, SF14-21	SF3-1, SF7-14, SF14-1, SF14-18	SF7-10, SF7-26
Faibles 1		SF5-2, SF5-3, SF5-5, SF5-6, SF6-9, SF7-13, SF7-25, SF7-35, SF8-20, SF11-5, SF14-4, SF14-5, SF14-8, SF14-13, SF14-16, SF14-23, SF14-31	SF4-3, SF7-4, SF9-2, SF14-24, SF24-25, SF14-33	SF5-1, SF7-2, SF7-7, SF7-8, SF7-12, SF7-24, SF7-27, SF11-3, SF11-6
	Faible 1	Moyennement faible 2	Moyennement élevée 3	Élevée 4
Importance pour la sûreté				

Matrice de décision comprenant les mesures d'amélioration figurant dans le plan d'action pour l'unité

7.3 Plan d'action

Ce sont toutes les actions sélectionnées par facteur de sûreté. Le plan d'action sera exécuté sur une période de cinq ans. En ce qui concerne Tihange 2, il doit avoir été exécuté au plus tard pour le mois d'avril 2018.

7.3.1 Plant design (SF1)

Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans les bases de conception (SF1-1).

Définir quels sont les types de documents constituant les bases de conception, et la nature des informations qu'ils contiennent. Ensuite définir à quels endroits ces documents sont disponibles.

7.3.2 Actual condition of SSC's (SF2)

Aucune amélioration ni action relative n'a été retenue. L'évaluation globale a conclu que le processus de suivi de l'état des systèmes, structures et composants est en phase avec les attentes.

7.3.3 Equipment qualification (SF3)

Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les pompes, les compresseurs et les équipements de ventilation actifs liés à la sûreté (SF3-1).

Synthétiser sur la base des dossiers initiaux de qualification, qui existent pour tous les équipements, l'information concernant la qualification des pompes, des compresseurs et des équipements de ventilation actifs liés à la sûreté et la rendre accessible.

Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté (SF3-2).

Vérifier que les ensembles vannes-actionneurs sont suffisamment qualifiés même si la vanne elle-même dispose d'une qualification adéquate. Synthétiser l'information concernant leur qualification dans les dossiers de qualification initiaux des fournisseurs et la rendre accessible.

7.3.4 Ageing (SF4)

Réalisation d'une procédure interne décrivant le programme de gestion de l'ageing (SF4-3).

Réaliser une procédure de gestion de « l'ageing » interne à la CNT, basée sur la procédure existante AM&S « Ageing Management Program Procedure ».

7.3.5 Deterministic safety analysis (SF5)

Justification du reclassement de l'étude de rupture de tubes GV en accident de classe IV (SF5-1).

Justifier le reclassement de la RTGV en classe IV.

Etude des conséquences de la rupture de réservoirs d'effluents liquides (SF5-2).

Evaluer les conséquences de tels accidents et intégrer les résultats de cette évaluation au Chapitre 11 du Rapport de Sûreté.

Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore (SF5-3).

Justifier qu'une erreur unique de l'opérateur ne pourrait pas être dommageable. Insérer cette justification dans le Rapport de Sûreté.

Evaluation de l'impact d'une action postulée trop rapide de l'opérateur dans l'étude de suppression d'enclente après rupture de tuyauteries de vapeur (SF5-5).

Justifier la prise en compte du temps de réponse de l'opérateur. Insérer cette justification dans le Rapport de Sûreté.

Extension de l'analyse d'accident avec la prise en compte de la perte des alimentations électriques dans le cas d'un rotor bloqué sur une pompe primaire (SF5-6).

Evaluer l'impact de la prise en compte de la perte des alimentations électriques sur la conclusion de l'étude « *rotor bloqué de la pompe primaire* » intégrée dans le Rapport de Sûreté concernant le critère « Peak Cladding Temperature ».

7.3.6 Probabilistic safety analysis (SF6)

Symétrisation des modèles PSA de niveau 1 pour faciliter les applications sur site (SF6-1).

Rendre le modèle PSA de niveau 1 symétrique. Actuellement, les modèles PSA de niveau 1 sont développés et les accidents modélisés sur base d'une configuration de la centrale imposée. Les trains en stand-by ou indisponibles sont systématiquement associés au train G et les brèches primaires, RTGV ou secondaires sont systématiquement associées à la boucle B. Cette modélisation simplifiée implique des résultats non symétriques pour des équipements de sauvegarde en fonction du train.

Analyse des dépendances entre les erreurs humaines post-accidentelles (type C) dans les séquences accidentelles (SF6-4).

Prendre en compte les dépendances entre les erreurs humaines de type C dans les séquences accidentelles, ce qui conduit à un résultat plus réaliste de la fréquence d'endommagement du cœur.

Introduction de la modélisation de systèmes complémentaires (l'eau alimentaire normale et la ventilation des diesels) dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-9).

Élaborer un modèle PSA pour l'eau alimentaire normale, outre les modèles existants pour l'eau alimentaire auxiliaire (1^{er} niveau), l'eau alimentaire de secours (2^{ème} niveau, BUS), et la ventilation des diesels de secours et d'ultime secours.

Analyse de la défaillance de mode commun des commutateurs électriques et des pompes d'eau alimentaire auxiliaire dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-10).

Prendre en compte de la défaillance de mode commun (*Common Cause Failures ou CCF*) des commutateurs électriques, ainsi que des turbopompes et motopompes de l'eau alimentaire auxiliaire des générateurs de vapeur.

Ajout de la description des portes logiques dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-17).

Ajouter des libellés relatifs aux portes intermédiaires dans les arbres de défaillance afin d'augmenter la convivialité au niveau des applications.

7.3.7 Hazard analysis (SF7)

Une série de constatations provenant de l'évaluation de ce facteur de sûreté ont été traitées dans le projet des tests de résistance.

Les actions ci-dessous sont des actions spécifiques dans le cadre du PSR.

Intégration de la norme IEEE 1202 ou de son équivalent européen dans les spécifications d'achat pour les nouveaux câbles électriques et fibres optiques (SF7-2).

Inclure la norme IEEE 1202 « *Standard for Flame-Propagation Testing of Wire and Cable* » (ou équivalent européen) dans les spécifications d'achat de nouveaux câbles électriques et fibres optiques.

Vérification de l'impact de la norme NFPA55 sur le type de conteneur de stockage de gaz sous haute pression utilisé actuellement (SF7-4).

Réaliser une étude pour vérifier si la norme NFPA55 « *Compressed gasses and cryogenic fluids code* » a un impact sur le type de conteneur de stockage de gaz sous haute pression qui est utilisé actuellement.

Amélioration des pratiques/procédures au sujet du port d'appareils respiratoires autonomes de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-7).

Introduire des critères minima de connaissances/performances dans la formation des personnes concernées à l'utilisation des appareils respiratoires autonomes.

Amélioration des pratiques/procédures pour le contrôle des fournisseurs de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-8).

Renforcer et formaliser les preuves de l'assurance qualité du matériel (« *fire protection and quality requirements* ») des services fournis par les entreprises externes.

Amélioration des procédures relatives à la prévention incendie de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-10).

Améliorer la procédure INC/DPI/612 « Détection Protection Incendie - modalités particulières d'application des Spécifications Techniques » pour y inclure le suivi des pratiques (documentation/ traçabilité / rapport journalier des activités) ou le suivi des actions correctives effectuées dans le cadre du processus de prévention incendie.

Amélioration des pratiques/procédures relatives aux charges calorifiques mobiles à l'intérieur des bâtiments pour répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-12).

Implémenter des mesures organisationnelles déterminant les conditions qui permettent l'entrée de véhicules dans les bâtiments (raison de l'accès, type de véhicule, type de charge, durée de l'accès, lieu d'accès).

Vérification de la correspondance aux standards NFPA55 et NFPA54, des systèmes de stockage temporaire de gaz ainsi que des systèmes de chargement et de transport associés (SF7-13).

Réaliser une étude pour vérifier si le stockage temporaire ainsi que les systèmes de chargement et de distribution associés répondent aux normes NFPA55 « *Standard for the Storage, Use, and Handling of Compressed Gases and Cryogenic Fluids in Portable and Stationary Containers, Cylinders, and Tanks* » et NFPA54 « *National Fuel Gas Code* ».

Vérification de l'incidence de la fermeture des clapets coupe-feu sur la formation d'une atmosphère d'hydrogène explosive dans les locaux des batteries (SF7-14).

Evaluer si la fermeture des clapets coupe-feu peut mener à la production d'une atmosphère explosive (hydrogène) dans les locaux de batterie.

Documentation de l'acceptabilité des effets induit par la défaillance d'une tuyauterie (haute et moyenne énergie: HEL, MEL) dans l'enceinte de confinement (SF7-18).

Documenter dans le rapport de sûreté l'acceptabilité des effets dans l'environnement immédiat de la défaillance d'une tuyauterie (haute et moyenne énergie: HEL, MEL) dans l'enceinte de confinement.

Confirmation du faible impact sur Tihange 2 de la présence de l'entreprise EPC Belgium (production d'explosifs) (SF7-24).

Vérifier si l'entreprise EPC BELGIUM (situé à 600 m au nord du site de Tihange) dispose, dans le cadre de sa demande d'une extension de ses activités, de calculs de l'effet domino (réaction en chaîne pouvant avoir un impact sur la CNT) pour le risque d'explosion.

Amélioration des statistiques des transports routiers ADR dans les environs de la CNT de manière à préciser le risque induit par ces activités (SF7-25).

Vérifier si des statistiques récentes concernant les transports ADR sur la N90, N617 et N684 aux environs de la centrale sont disponibles auprès des autorités locales, de manière à pouvoir actualiser l'inventaire des transports de substances dangereuses et leur fréquence d'occurrence associée et préciser le risque induit en limitant les conservatismes de l'évaluation actuelle.

Précision du risque induit par le transport ferroviaire sur base d'un scénario détaillé (SF7-26).

Revoir les estimations du risque dû au transport ferroviaire de substances dangereuses en réévaluant les conservatismes dans les estimations actuelles.

Evaluation de l'impact de l'extension des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet (SF7-27).

Evaluer l'impact de l'extension prévue des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet en aval de la CNT dans le cadre du transport fluvial.

Evaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée, à l'entrée du CEB (SF7-30).

Déterminer les températures maximales autorisées pour lesquelles la démonstration de sûreté peut être assurée. Evaluer le risque de dépasser ces températures.

Evaluation de l'impact des interférences électromagnétiques pour les nouveaux projets (SF7-35).

Evaluer l'impact sur les systèmes de sûreté des interférences électromagnétiques induites lors des modifications et des nouveaux projets. Le blindage des câbles et la mise à la terre des installations devraient être évalués en regard des recommandations TR IEC 61000_5-2

« *Technical Report : Electromagnetic compatibility* ».

7.3.8 Safety performance (SF8)

Etablissement d'une procédure pour déterminer les seuils des indicateurs (KPI's) concernant les effluents radioactifs (SF8-20).

Réviser les objectifs cible des KPI's concernant les effluents radioactifs et définir leurs seuils dans une procédure dédiée de manière à consolider ces seuils (objectifs ALARA et détection précoce des déviations). Les objectifs cibles pour ces KPI doivent être révisés en prenant en compte la réglementation AFCN 2010-106 « Déclaration périodique à l'AFCN et Bel-V concernant les rejets des effluents radioactifs liquides et gazeux ».

7.3.9 Use of experience from other plants and research findings (SF9)

Sensibilisation du personnel au sujet du suivi des actions (backlog) relatives à la sûreté nucléaire (SF9-1).

Suivre le « *backlog* » et sensibiliser le personnel de manière à permettre la réduction du nombre d'actions en retard dans les analyses, et la mise en œuvre des actions correctives pour le REX externe ou interne.

Uniformisation du processus REX de manière à améliorer la traçabilité (SF9-2).

Uniformiser la méthode de clôture des actions REX Externe et Interne de manière à assurer le lien administratif entre le retour d'expérience et les actions qui en découlent suite à l'analyse (amélioration de la traçabilité).

7.3.10 Organisation and administration (SF10)

Création et mise à jour des procédures d'archivage des documents témoins (« records ») pour chaque département (SF10-1).

Rédiger une procédure générale pour le site de Tihange concernant la gestion de l'archivage des documents témoins, et mettre à jour les sous-procédures par départements.

Identification des documents témoins en relation avec le « *design base* » dans les différents projets pour être rendus plus facilement consultables et traçables (SF10-3).

Identifier les documents « *design base* » issus des projets, et mettre en place un moyen spécifique pour en faciliter l'archivage et la consultation (lié à SF1-1).

Formalisation de l'organisation du « configuration management » (SF10-5).

Rédiger une procédure détaillant la gestion du « configuration management ».

Définition du niveau de connaissances des bases de conception nécessaire pour la réalisation de la gestion du « configuration management » (SF10-6).

Développer un passeport métier pour chaque personne concernée par le « configuration management » et mettre en place les formations nécessaires pour obtenir le niveau de connaissances requis.

7.3.11 Procédures (SF11)

Amélioration de la traçabilité et de l'archivage des documents en maintenance afin de maintenir la connaissance de l'état actuel de la centrale. (SF11-2).

Améliorer la traçabilité et l'archivage des documents par l'introduction d'une vérification du retour des procédures utilisées lors des opérations de maintenance, éditer un KPI, suivre en réunion hebdomadaire, sensibiliser le personnel aux règles d'archivage.

Conservation des informations dans les registres et les archives du contrôle physique (SF11-3).

Réaliser une note d'information pour rappeler au personnel ce qu'est le Registre du Contrôle Physique et l'obligation légale de le tenir à jour (art.23.2 de l'AR du 20-05-2001). Identifier dans la procédure INF-GDOC-022 « registres et fardes du contrôles physique », pour chaque document du registre, la référence de la procédure correspondante. Mise en place d'une identification des fardes.

Amélioration de la diffusion et la mise à disposition des dernières mises à jour des procédures (SF11-4).

Garantir l'utilisation des dernières versions mises à jour des procédures, y inclus les modifications temporaires et provisoires.

Amélioration de la révision multidisciplinaire des procédures (SF11-5).

Adapter les procédures qui mentionnent les règles d'approbation lors de l'écriture et lors des révisions des documents et sensibiliser les personnes concernées par le rôle d'approbateur.

Modification de la checklist Operations pour y introduire la vérification de l'impact d'une modification à l'installation, sur les SAMG, assurant que les procédures sont en ligne avec le matériel installé (SF11-6).

Modifier la check-list « Dossier de Modification » pour introduire la vérification de l'impact sur les SAMG.

7.3.12 Human factors (SF12)

Pour le facteur de sûreté *facteur humain*, aucune action d'amélioration n'a été définie. L'évaluation globale démontre que les processus et programmes d'amélioration existants sont conformes aux attentes et aux normes internationales.

7.3.13 Emergency planning (SF13)

Les actions retenues dans le cadre de l'évaluation globale sont déjà reprise dans le cadre de BEST. Elles ne font donc pas partie du plan d'action PSR.

7.3.14 Radiological impact on the environment (SF14)

Mise en place d'un processus pour la mise à jour périodique de l'inventaire des termes sources radioactifs (SF14-1).

Mettre en place un processus visant à mettre à jour périodiquement l'inventaire des termes sources radioactifs, de sorte qu'il soit immédiatement disponible en cas de situation d'urgence.

Renforcement de l'évaluation radiologique dans les rapports d'événement et rapports d'incident (SF14-4 et SF14-5).

Améliorer les procédures REX de manière à intégrer dans les rapports d'événements (REVE) et rapports d'incidents (RI) l'impact radiologique potentiel et effectif.

Gestion du temps de décroissance pour les rejets gazeux concertés (SF14-8).

Décrire dans une procédure le principe d'optimisation du temps de décroissance pour les rejets radioactifs gazeux concertés.

Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques (SF14-11 et SF14-12).

Mettre à jour l'étude de l'impact radiologique de Tihange 2 sur l'environnement en prenant en compte les évolutions des méthodes d'évaluation et en intégrant les données actuelles.

Actualisation du chapitre 11 (gestion des effluents radioactifs) du rapport de sûreté (SF14-13).

Mettre à jour le chapitre 11 du rapport de sûreté de Tihange 2 en prenant en compte les résultats des paramètres radiologiques donnés par l'étude effectuée par Tractebel Engineering en 2002 (étude réalisée suite à la publication de l'AR du 20/07/2001 concernant l'impact radiologique des rejets).

Mise en place d'une approche commune site pour la fixation du niveau d'alarme RMS (SF14-16).

Définir une approche commune (au niveau du site) pour la détermination du niveau d'alarme S1 des chaînes fixes (RMS), en tenant compte des objectifs de rejets ALARA.

Renforcement de l'AQ pour le logiciel de comptabilisation des rejets de gaz rare (SF14-18).

Renforcer l'AQ du logiciel GAZVIEW, pour la comptabilisation des rejets de gaz rares.

Mise en place d'un programme intégré de surveillance environnementale (SF14-19, 20).

Développer un programme intégré de surveillance environnementale sur site, basé sur la réglementation IAEA RS-G-1.8 et USNRC NUREG 1301 en cohérence avec le plan d'urgence interne de la CNT.

Mise au point d'un dispositif de mesure pour le suivi de la contamination radioactive de l'eau de pluie (SF14-21).

Evaluer la faisabilité de la mise en place d'un contrôle de la radioactivité de l'eau de pluie.

Adaptation du rapport de sûreté avec incorporation des résultats démographiques des rapports d'incidence environnementale (SF14-23).

Mettre à jour le rapport de sûreté de manière à prendre en compte les résultats démographiques du rapport d'incidence environnementale.

Extension de la procédure d'urgence pour la limitation de la contamination de la Meuse en cas de rejet radioactif liquide (SF14-24).

Étendre la procédure de limitation de la pollution de la Meuse à la prise en compte d'un rejet radioactif liquide.

Identification des avaloirs sur le site de Tihange (SF14-25).

Réaliser l'identification des avaloirs sur le site de Tihange, afin de connaître à tout moment le chemin de rejet accidentel d'un effluent liquide radioactif.

Amélioration de l'application du partage des responsabilités en termes de gestion des effluents radioactifs selon la procédure d'organisation (SF14-31).

Sensibiliser le personnel aux rôles et responsabilités décrits dans la procédure opérationnelle REF/005 relative à la minimisation des déchets « à la source ».

Rappel du principe ALARA pour les rejets radioactifs et pour les déchets radioactifs (SF14-33).

Rappeler l'importance du principe ALARA, pour la gestion des déchets radioactifs ainsi que des rejets, lors des formations de recyclage du personnel.

7.4 Points forts ressortant de l'évaluation

Il s'agit des points forts qui ont été identifiés durant les évaluations des 14 facteurs de sûreté.

7.4.1 Plant design (SF1)

Concept des systèmes de protection du deuxième niveau (SF1-1).

L'unité 2 de Tihange est pourvue d'un système de sûreté de protection dit de « deuxième niveau » qui permet la gestion d'accidents non mentionnés dans les « *General Design Criteria* ».

Par ailleurs il est à même de faire face à une perte de la source froide principale (Meuse). Cela peut être considéré comme un point fort, dans la mesure où un niveau de sûreté accru en résulte par rapport aux « *General Design Criteria* ».

7.4.2 Actual condition of SSC's (SF2)

Bonne surveillance des programmes de maintenance et de tests suivant OSART 2010 (SF2-1).

Le programme de surveillance est bien documenté et le programme de test fait l'objet d'une surveillance adéquate. Cela a également été confirmé dans le cadre de la mission OSART de 2007.

Suivi rigoureux du conditionnement chimique (SF2-2).

Le programme de conditionnement et de surveillance chimique est plus strict que demandé en matière de spécifications techniques, et fait l'objet d'un suivi indépendant par Laborelec. Ce programme constitue une importante contribution au programme de 'condition monitoring'.

Suivi des indisponibilités des installations liées à la sûreté au moyen du facteur d'utilisation (SF2-3).

La performance des SSC qui sont soumis aux spécifications techniques est suivie par le facteur G (facteur d'utilisation qui indique les indisponibilités). Ce facteur G est régulièrement analysé et discuté.

Liste des équipements à qualité surveillée sur Tihange 2 (SF2-4).

Suivant l'IAEA NS-G-2.6, le K.B. du 30/11/2011 et le référentiel pour la sûreté nucléaire il faut avoir une liste des équipements à qualité surveillée.

7.4.3 Equipment qualification (SF3)

Concept du Rapport Synthétique de Qualification (RSQ) pour les composants EI&C et RM (SF3-1).

Le concept RSQ pour les composants EI&C et RM, récapitulant toutes les informations pertinentes en rapport avec la qualification. Ces RSQ sont actualisés par la réalisation d'audits fréquents.

La banque de données MASTER Q-List identifie les programmes de maintenance relatifs aux exigences de qualification (SF3-2).

La banque de données MASTER Q-List identifie les activités de maintenance permettant de garantir le maintien la qualification des équipements.

7.4.4 Ageing (SF4)

L'efficacité de l'Ageing Management Program (SF4-1).

L'efficacité de l'Ageing Management Program est évaluée par le review périodique de l'Ageing Summary. AM&S fait un suivi des actions en relation avec l'Ageing Summary.

7.4.5 Deterministic safety analysis (SF5)

Différents accidents de conception ont été étudiés en plus des accidents de conception qui doivent être analysés selon la NRC américaine et WENRA (SF5-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10)

Différents accidents de conception ont été étudiés en plus des accidents de conception qui doivent être analysés selon les recommandations de l'USNRC et de WENRA. Il s'agit principalement d'accidents externes en conjonction avec une défaillance des systèmes de sécurité du premier groupe de protection, propres à la conception de Tihange 2.

Les événements étudiés sont :

- rupture d'un réservoir d'effluents gazeux
- perte de l'eau alimentaire principale avec défaillance du premier niveau de protection
- perte de l'eau alimentaire principale avec défaillance du système d'eau alimentaire auxiliaire
- rupture d'une tuyauterie de vapeur avec défaillance du premier niveau de protection
- rupture d'une tuyauterie de vapeur avec défaillance du système d'isolement des lignes de vapeur par le premier niveau de protection
- rupture d'une tuyauterie de vapeur en arrêt à chaud avec défaillance du système d'injection de sécurité
- mauvais fonctionnement de l'eau alimentaire avec défaillance du système d'isolement par le premier niveau de protection
- perte totale de charge avec défaillance du premier niveau de protection
- perte totale de charge avec défaillance du premier niveau de protection et simple défaillance d'une vanne de décharge du pressuriseur
- perte partielle du débit primaire avec défaillance du premier niveau de protection
- perte totale du débit primaire avec défaillance du premier niveau de protection
- conséquences radiologiques d'un accident d'origine externe.

7.4.6 Probabilistic safety analysis (SF6)

L'étude est approfondie et a été élargie avec le support des instructeurs (SF6-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7)

- La fiabilité humaine a été analysée sur la base des procédures de Doel 3, soutenues par une interaction avec le personnel de l'unité.
- La documentation en matière d'identification des différents états opérationnels de la centrale durant l'arrêt est bien structurée.
- Un éventail d'événements initiateurs est considéré pour les modes de fonctionnement.
- La modélisation des systèmes est à la fois détaillée et exhaustive.
- La méthodologie pour la quantification de l'analyse PSA est systématique, traçable et bien documentée.

- Le traitement des dépendances temporelles dans les arborescences d'événements est considéré comme remarquable.
- La mise à jour du modèle PSA sur une base régulière s'effectue dans le cadre du PSA continu.

Analyse approfondie d'accidents graves dans le cadre de l'étude PSA niveau 2 de Doel 3 et de Tihange 3 considérées être représentatives pour Tihange 2 (SF6-8).

7.4.7 Hazard analysis (SF7)

Bonne protection contre les incendies d'origine interne par des formations et par les pratiques adoptées (SF7-1, 2, 3, 4, 5, 6).

- La plupart des aspects dans le cadre de référence pour les incendies d'origine internes sont couverts par les résultats des évaluations des révisions décennales antérieures, en conjonction avec les évaluations à réaliser dans les études FHA.
- Les opérateurs en matière de protection incendie sont qualifiés et disposent de procédures spécifiques.
- Un nouveau programme a été mis au point pour réduire les risques d'incendie comportant l'amélioration de la conduite du personnel, de l'entraînement, et des équipements de lutte contre l'incendie.
- Armoires spécialement conçus pour contenir des fiches d'actions incendie (FAI)
- Dépliants définissant les produits combustibles et les règles concernant l'entreposage à l'extérieur des entrepôts, l'utilisation des armoires anti-feu et le stockage temporaire de ces produits.
- Une coopération proche entre le site et la brigade régionale des pompiers qui est localisée très proche du site.

Bonne protection contre les explosions d'origine interne par des formations et des pratiques adoptées (SF7-7, 8).

- Tous les produits chimiques autorisés (y compris explosifs) ont été répertoriés dans une base de données commune pour les sites de Doel et Tihange.
- Les risques d'explosion sont exclus au niveau de la conception par la prévention de la formation d'une atmosphère explosive, dans la limite des possibilités d'exécution.

Bonne protection contre la rupture de conduites par la conception (SF7-9, 10, 11).

- Application de l'analyse *High Energy Line Break (HELB)* pour les ruptures de conduites haute énergie du circuit primaire dès la conception.
- L'application du concept *Leak Before Break (LBB)* à tous les tuyaux de grand diamètre a permis d'exclure l'apparition d'une rupture guillotine ainsi que les effets dynamiques associés à la défaillance éventuelle de la tuyauterie.
- Les révisions décennales antérieures ont apporté des améliorations.

Prévention et gestion de l'émission de projectiles par la conception, les inspections et les pratiques adoptées (SF7-12, 13, 14, 15).

- La conception de la turbine en conjonction avec les inspections et les programmes de maintenance évitent l'émission de projectiles provenant de la turbine avec des conséquences radiologiques.
- Des procédures pour le traitement, l'utilisation et le stockage corrects des bouteilles de gaz sont disponibles.
- Une protection est prévue contre l'éjection d'une barre de contrôle.

- La méthode du *steel backing plate* (plaque de renfort en acier) est utilisée sur les murs en béton pour éviter des projectiles secondaires.

Protection assurée contre l'effondrement de structures et la chute d'objets (SF7-16).

Suite à la deuxième révision décennale, un plan d'amélioration est en cours d'exécution pour tous les engins de levage.

Bonne protection contre les risques sismiques et géotechniques grâce à des marges dans la conception (SF7-17, 18, 19).

- L'adéquation du niveau de tremblement de terre (DBE et RLE) a été examinée et a démontré que toutes les mesures nécessaires pour mettre le réacteur dans des conditions d'arrêt sûres, sont suffisamment robustes à l'exception de quelques éléments pour lesquels une vérification approfondie est en cours.
- Une éventuelle rupture d'un réservoir d'eau ou une tuyauterie comme conséquence d'un tremblement de terre (DBE et RLE) n'a aucun impact sur le refroidissement du combustible nucléaire.
- Un tremblement de terre (DBE et RLE) ne conduit pas à la rupture d'un barrage sur la Meuse conduisant à une élévation du niveau de la Meuse, ce qui exclut une inondation du site de Tihange par la Meuse à la suite d'un tremblement de terre.

Bonne protection contre les phénomènes biologiques par la conception et les pratiques adoptées (SF7-20, 21, 22, 23, 24).

- Des mesures sont en place pour exclure les matières végétales, les organismes et les débris flottants de pénétrer dans les systèmes de refroidissement: le système de répulsion des poissons à la prise d'eau a été évaluée comme meilleure pratique par des auditeurs WANO en 2009, l'aspiration de l'eau brute dans le canal d'amené est légèrement immergée et des tambours filtrants sont présents pour empêcher les débris de pénétrer.
- Pour éviter l'encrassement biologique dans les circuits de refroidissement, l'unité applique un traitement efficace de blanchiment.
- Plusieurs critères ont été établis et sont suivis par l'unité pour évaluer des tendances de l'efficacité du traitement contre l'encrassement biologique.
- Des analyses sont effectuées par des laboratoires externes spécialisés pour surveiller les espèces biologiques dans l'eau de refroidissement dans le but d'améliorer l'évaluation de l'efficacité et des tendances du traitement biologique.
- L'unité peut être alimenté par l'eau souterraine des puits (CEU - circuit d'eau ultime), en cas de perte du refroidissement normal par la Meuse.

Bonne protection de l'entrée d'eau de refroidissement contre les accostages d'objets flottants par la conception (SF7-25, 26).

- La prise d'eau est capable de résister à un blocage complet sans s'effondrer;
- L'unité peut être alimenté par l'eau souterraine des puits (CEU - circuit d'eau ultime), en cas de perte du refroidissement normal par la Meuse.

Bonne protection contre les risques environnementaux industriels et les risques liés à un écrasement d'avion (SF7-27, 28).

- Tous les risques industriels pertinents ont été traités au stade de la conception et ont fait l'objet d'un suivi lors des révisions décennales précédentes.
- Aucune industrie chimique importante ne se trouve à proximité de la CNT.
- La probabilité de conséquences radiologiques inacceptables en raison d'une chute d'avion se trouve bien en dessous du critère d'acceptation.

Analyse de projectiles provenant de tornades (SF7-29).

Les projectiles potentiels provenant de tornades ont été pris en compte en utilisant WASH-1361 (NRC américaine : paramètres liés à la sûreté au niveau du site pour les centrales nucléaires).

Marges par rapport à la plupart des conditions climatiques extrêmes (SF7-30, 31).

- Les tests de résistance montrent que Tihange 2 présente des marges importantes par rapport à la plupart des conditions climatiques extrêmes.
- La centrale est moins vulnérable aux phénomènes de givrage dans le canal d'aménagé grâce à la possibilité d'un refroidissement ultime par l'eau de nappe.

7.4.8 Safety performance (SF8)

La mise en place de la procédure ALARA rencontre les recommandations 'good practice' de WANO (SF8-1).

L'implémentation de la procédure ALARA rencontre les recommandations 'good practice' de WANO et spécifiquement le WANO GP TYO 05-001.

Bonne pratique installation de support fixe pour les écrans de plomb (SF8-2).

Installation de support fixe pour l'utilisation des écrans de plomb durant la préparation de travaux de révision permet de réduire les doses. Bonne pratique mis en évidence lors de l'OSART de 2007.

Installation des portiques détecteurs « IPM9 » aux sorties de zone (SF8-3).

Tihange 2 a installé des portiques « IPM9 » équipé des détecteurs gamma et bêta. Les détecteurs bêta détectent la contamination de la peau à un niveau répondant aux exigences légales. Les détecteurs gamma détectent la contamination interne à un niveau inférieur ou égale à un pourcent de la valeur annuelle limite.

Contamination individuelle à la sortie du bâtiment réacteur est précisément suivie par le KPI Tier 3 (SF8-4).

La contamination individuelle à la sortie la zone contrôlée est suivie par un KPI Tier 3, comme pour les autres indicateurs relatifs à la propreté radiologique.

7.4.9 Use of experience from other plants and research findings (SF9)

Continuité dans la responsabilité du processus de retour d'expérience (SF9-1).

La continuité dans la fonction du responsable du processus de retour d'expérience constitue un avantage à la fois pour ce qui a trait à la connaissance du processus, de son évolution et des pistes potentielles d'amélioration, que de manière globale pour ce qui concerne le retour d'expérience national et international (networking, connaissance des interlocuteurs, etc.).

Le comité REX (Retour d'Expérience) assure le suivi intégral des événements d'origine externe (SF9-2).

Le Comité REX assure le suivi de A (captation) à Z (implémentation des actions correctives si applicable) des événements d'origine externe, même si d'autres comités sont consultés ou sont parties prenantes et que le Comité REX n'a pas de pouvoir de décision. Il constitue un relais important pour la traçabilité au niveau du traitement (= les différentes étapes du processus REX) de ces événements.

Evaluation systématique du facteur humain dans les rapports d'incident ou d'événement (SF9-4).

La prise en compte du facteur humain (FH) est effective depuis de nombreuses années, avec aujourd'hui une évaluation systématique pour les événements requérant la rédaction d'un

rapport d'incident (RI) ou d'événement (REVE) ; celle-ci se traduit par l'établissement d'un arbre des faits ou d'un arbre des causes.

Codage WANO systématique des événements (SF9-5).

De la même manière, le codage WANO des événements est systématique depuis 2006 mais des améliorations doivent encore mises en place concernant la justesse des codes identifiés.

Les messages clés du retour d'expérience figurent au début du rapport d'analyse (SF9-6).

Depuis 2008, les messages clés du REX / des enseignements tirés de l'analyse effectuée doivent être mentionnés et mis en exergue au début du rapport d'analyse de manière à augmenter leur visibilité et leur impact.

Point d'attention aux événements récurrents lors de l'analyse d'un événement (SF9-7).

Les événements récurrents lorsqu'applicable doivent pris en compte lors de l'analyse de l'événement.

Validation par le PORC (Plant Operation Review Committee) des actions correctives issues du retour d'expérience (SF9-8).

La catégorisation et la priorisation des actions correctives issues des analyses pour les événements d'origine interne sont validées par le comité PORC (Plant Operation Review Committee), organe de surveillance et de décision, ce qui constitue une barrière supplémentaire au niveau de la sûreté.

7.4.10 Organisation and administration (SF10)

Le résultat de l'évaluation de *l'organisation et administration* est conforme aux normes industrielles, de sorte qu'aucun point fort spécifique n'a été identifié.

7.4.11 Procédures (SF11)

Guidance pour la rédaction et la révision des procédures en Maintenance (SF11-1).

Il existe une fiche guide pour réexamen de procédures + guide de rédaction/révision de procédures en Maintenance.

Adhérence (et déviation) aux procédures définie dans la REF/OGZ/036 10000763205 pour Operations (SF11-2).

ARVA (Auteur Réviseur Vérificateur Approbateur): fiche d'aide récapitulative reprenant clairement le rôle de chacun (SF11-3).

Réexamen périodique des procédures (SF11-4).

DocMngt envoie chaque mois la liste des procédures à revoir dans le mois ainsi que celles qui seront en retard d'ici le 31/12. Cet outil est utilisé par tous les départements.

Livret AQ édité par la Maintenance (SF11-5).

7.4.12 Human factors (SF12)

Programme solide pour la formation et la gestion des compétences (SF12-1).

- La qualité et les capacités du field simulator pour les tâches de Maintenance (MNT) permettent la formation des travailleurs non licenciés et sous-traitants.

- L'existence d'un simulateur "multifonction" permettant la formation par rapport au circuit & design logic pour les opérateurs de terrain, avec un potentiel de former d'autres travailleurs non licenciés (MNT, ingénieurs).
- L'exhaustivité du programme de qualification de la CNT.

7.4.13 Emergency planning (SF13)

Vision à long terme pour le plan d'urgence stratégique (SF13-1).

Une structure d'urgence au niveau de l'entreprise (CMCPB) assure un plan d'urgence stratégique à long terme. Son objectif principal consiste à traiter les aspects stratégiques et les implications à long terme de la situation d'urgence, tandis que la centrale elle-même reste pleinement responsable de la gestion opérationnelle de la crise. En plus, elle peut, si nécessaire, dégager des ressources supplémentaires (financières, humaines, matérielles) pour le site en crise.

"Centre d'Accueil et de Repli des Awirs" (CARA) en cas d'indisponibilité du COS (SF13-2).

Un centre d'accueil et de repli a été mis en place dans une centrale thermique d'EBL à 12 km du site. En cas d'évacuation du site, ce centre servira de repli pour le COS et d'un point d'accueil avec des installations de décontamination pour le personnel intervenant sur site en situation d'urgence.

Mesures pratiques prises (véhicules avec vignettes, feux clignotants, fiches reflexes) pour accélérer la réponse du personnel mobilisé en situation d'urgence (SF13-3).

Plusieurs moyens sont utilisés par le site pour optimiser le temps de réponse d'urgence :

- assurer un accès rapide du personnel d'urgence sur le site
- les véhicules de lutte contre l'incendie et les ambulances seront guidés sur place par les lumières bleues clignotantes pour atteindre le point de rencontre exact.
- une feuille de poche action rapide a été développée et distribuée à chaque membre de l'équipe d'urgence contenant l'emplacement vers lequel la personne concernée doit se rendre, téléphone, fax et numéros de téléphone cellulaire des personnes de contact, et une description sommaire des rôles et des responsabilités de l'individu concerné.

7.4.14 Radiological impact on the environment (SF14)

Respect proactif du label de certification environnemental EMAS (SF14-1).

Le respect proactif du label de certification environnemental EMAS (Eco Management & Audit Scheme).

L'intégration des aspects rejets radioactifs dans le système de management environnemental (EMS) (SF14-2).

Faible impact de la centrale sur la faune et la flore en exploitation normale (SF14-3).

La réalisation anticipative par le SCK-CEN d'une étude relative à l'impact radiologique sur la faune et la flore autour de la centrale nucléaire de Tihange. Les résultats démontrent que les limites de rejets et les rejets effectifs sont suffisamment bas pour protéger efficacement l'environnement.

La détermination des rejets de gaz noble (via cheminée), comptabilisés par un intégrateur électronique fonctionnant sur une base de 24 h (SF14-4).

8 Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur

8.1	Objectifs	119
8.2	Analyse par niveau de défense en profondeur	121
8.2.1	<i>Niveau 1 : Prévention de l'exploitation anormale et des défaillances</i>	<i>121</i>
8.2.2	<i>Niveau 2 : Maîtrise de l'exploitation anormale et détection des défaillances</i>	<i>125</i>
8.2.3	<i>Niveau 3 : Maîtrise des accidents repris dans les bases de conception</i>	<i>126</i>
8.2.4	<i>Niveau 4 : Maîtrise des conditions graves, y compris la prévention de la progression de l'accident et l'atténuation des conséquences d'un accident grave</i>	<i>127</i>
8.2.5	<i>Niveau 5 : Atténuation des conséquences radiologiques des rejets significatifs de substances radioactives</i>	<i>128</i>
8.3	Résultats de l'analyse.....	129

8 Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur

8.1 Objectifs

Sur la base du principe de *défense en profondeur* de l'INSAG-10 de l'AIEA [REF GEN-4], il est possible d'évaluer le niveau de sûreté global de l'unité.

"Defence in depth consists in a hierarchical deployment of different levels of equipment and procedures in order to maintain the effectiveness of physical barriers placed between radioactive materials and workers, the public or the environment, in normal operation, anticipated operational occurrences and, for some barriers, in accidents at the plant. Defence in depth is implemented through design and operation to provide a graded protection against a wide variety of transients, incidents and accidents, including equipment failures and human errors within the plant and events initiated outside the plant.

The strategy for defence in depth is twofold: first, to prevent accidents and, second, if prevention fails, to limit their potential consequences and prevent any evolution to more serious conditions. Accident prevention is the first priority. The rationale for the priority is that provisions to prevent deviations of the plant state from well known operating conditions are generally more effective and more predictable than measures aimed at mitigation of the consequences of such a departure, because the plant's performance generally deteriorates when the status of the plant or a component departs from normal conditions. Thus preventing the degradation of plant status and performance generally will provide the most effective protection of the public and the environment, as well as of the productive capacity of the plant. Should preventive measures fail, however, mitigatory measures, in particular the use of a well designed confinement function, can provide the necessary additional protection of the public and the environment.

Defence in depth is generally structured in five levels. Should one level fail, the subsequent level comes into play. The first four levels are oriented towards the protection of barriers and mitigation of releases; the last level relates to off-site emergency measures to protect the public in the event of a significant release."

IAEA INSAG-10 [REF GEN-4]

Le caractère intégré du plan d'actions et les points forts sont mis en lumière par rapport aux principes de défense en profondeur, tels que définis dans l'INSAG-10 de l'AIEA [REF GEN-4]. Si aucune action ou point fort n'est défini, cela signifie que Tihange 2 est conforme aux directives et bonnes pratiques internationales.

Défense en profondeur : aperçu des 5 niveaux

Strategy	Accident prevention			Accident mitigation			
Operational state of the plant	Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis and complex operating states	Severe accidents beyond the design basis	Post-severe accident situation		
Level of defence in depth	Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5		
Objective	Prevention of abnormal operation and failure	Control of abnormal operation and detection of failures	Control of accidents below the severity level postulated in the design basis	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression, and mitigation of the consequences of severe accidents, including confinement protection	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials		
Essential features	Conservative design and quality in construction and operation	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Engineered safety features and accident procedures	Complementary measures and accident management, including confinement protection	Off-site emergency response		
Control	Normal operating activities		Control of accidents in design basis	Accident management			
Procedures	Normal operating procedures		Emergency operating procedures	Ultimate part of emergency operating procedures			
Response	Normal operating systems		Engineered safety features	Special design features	Off-site emergency preparations		
Condition of barriers	Area of specified acceptable fuel design limit		Fuel failure	Severe fuel damage	Fuel melt	Uncontrolled fuel melt	Loss of confinement
Colour code	NORMAL		POSTULATED ACCIDENTS		EMERGENCY		

Principe de la *Défense en profondeur* (Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12)

8.2 Analyse par niveau de défense en profondeur

8.2.1 Niveau 1 : Prévention de l'exploitation anormale et des défaillances

Les dispositifs de sûreté du *niveau 1* comprennent un large éventail de mesures conservatives au niveau de la conception, du choix du site, de l'exploitation et de la maintenance. Ils visent à maintenir un confinement des substances radioactives et à réduire au maximum les écarts par rapport aux conditions de fonctionnement normales tant en puissance que durant les phases d'arrêt de l'unité.

Marges dans la conception des systèmes et composants

Des marges adéquates sont prévues au niveau de la conception des systèmes et des composants de la centrale, de manière à limiter la nécessité de mesures de niveau 2 et de niveau 3.

Action

- Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans la base de conception (SF1-1)

Choix des matériaux, processus de fabrication, technologie

On utilise des matériaux soigneusement sélectionnés, des processus de fabrication qualifiés, une technologie éprouvée et des essais approfondis.

Actions

- Intégration de la norme IEEE 1202 ou de son équivalent européen dans les spécifications d'achat pour les nouveaux câbles électriques et fibres optiques (SF7-2)
- Amélioration des pratiques/procédures pour le contrôle des fournisseurs de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-8)
- Evaluation de l'impact des interférences électromagnétiques pour les nouveaux projets (SF7-35)

Personnel d'exploitation

Le personnel d'exploitation, soigneusement sélectionné, doit être formé de façon approfondie. Le comportement des intervenants doit être conforme à la culture de sûreté en vigueur.

Points forts

- L'étude PSA de niveau 1 est approfondie et a été élargie avec le support des instructeurs (SF6-1 à 7)
- Programme solide pour la formation et la gestion des compétences (SF12-1)

Actions

- Sensibilisation du personnel au sujet du suivi des actions (backlog) relatives à la sûreté nucléaire (SF9-1)
- Amélioration de l'application du partage des responsabilités en termes de gestion des effluents radioactifs selon la procédure d'organisation (SF14-31)

Instructions et monitoring

Il existe de bonnes instructions opérationnelles et un monitoring fiable de l'état de la centrale et des conditions d'exploitation.

Points forts

- Bonne surveillance des programmes de maintenance et de tests suivant OSART 2007 (SF2-1)
- Suivi rigoureux du conditionnement chimique (SF2-2)
- Efficacité du Ageing Management Program (SF4-1)
- La mise en place de la procédure ALARA rencontre les recommandations 'good practice' de WANO. (SF8-1)
- Bonne pratique installation de support fixe pour les écrans de plomb. (SF8-2)
- Installation des portiques détecteurs « IPM9 » aux sorties de zone. (SF8-3)
- Contamination individuelle à la sortie du bâtiment réacteur est précisément suivie par le KPI Tier 3. (SF8-4)
- Guidance pour la rédaction et la révision des procédures en Maintenance (SF11-1)
- Adhérence (et déviation) aux procédures définie dans la REF/OGZ/036 pour Operations (SF11-2)
- ARVA (Auteur Réviseur Vérificateur Approbateur): fiche d'aide récapitulative reprenant clairement le rôle de chacun (SF11-3)
- Réexamen périodique des procédures (SF11-4)
- Livret AQ édité par la Maintenance (SF11-5)

Actions

- Réalisation d'une procédure interne décrivant le programme de gestion de l'ageing (SF4-3)
- Création et mise à jour des procédures d'archivage des documents témoins («records») pour chaque département (SF10-1)
- Formalisation de l'organisation du « configuration management » (SF10-5)
- Conservation des informations dans les registres et les archives du contrôle physique (SF11-3)
- Amélioration de la diffusion et la mise à disposition des dernières mises à jour des procédures (SF11-4)
- Amélioration de la révision multidisciplinaire des procédures (SF11-5)
- La détermination des rejets de gaz noble (via cheminée), comptabilisés par un intégrateur électronique fonctionnant sur une base de 24 h (SF14-4)
- Mise en place d'un programme intégré de surveillance environnementale (SF14-19,20)
- Mise au point d'un dispositif de mesure pour le suivi de la contamination radioactive de l'eau de pluie (SF14-21)

Expérience opérationnelle (OE)

L'expérience opérationnelle est enregistrée, évaluée et utilisée.

Points forts

- Suivi des indisponibilités des installations liées à la sûreté au moyen du facteur d'utilisation (SF2-3)

- Continuité dans la responsabilité du processus de retour d'expérience (SF9-1)
- Le comité REX (Retour d'Expérience) assure le suivi intégral des événements d'origine externe (SF9-2)
- Evaluation systématique du facteur humain dans les rapports d'incident ou d'événement (SF9-4)
- Codage WANO systématique des événements (SF9-5)
- Les messages clés du retour d'expérience figurent au début du rapport d'analyse (SF9-6)
- Point d'attention aux événements récurrents lors de l'analyse d'un événement (SF9-7)
- Validation par le PORC (Plant Operation Review Committee) des actions correctives issues du retour d'expérience (SF9-8)

Actions

- Uniformisation du processus REX de manière à améliorer la traçabilité (SF9-2)
- Renforcement de l'évaluation radiologique dans les rapports d'événement et rapports d'incident (SF14-4 et SF14-5)
- Symétrisation des modèles PSA de niveau 1 pour faciliter les applications sur site (SF6-1)
- Ajout de la description des portes logiques dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-17)

Plan de maintenance préventive

Un plan complet de maintenance préventive avec indication des priorités pour la sûreté et des exigences de fiabilité des systèmes existe.

Action

- Amélioration de la traçabilité et de l'archivage des documents en maintenance afin de maintenir la connaissance de l'état actuel de la centrale (SF11-2)

Protection contre les influences externes et internes

Des moyens sont en places pour assurer la protection contre les influences externes et internes (tels que tremblements de terre, chute d'avion, ondes de choc d'explosion, incendie, inondations)

Points forts

- Bonne protection contre les incendies d'origine interne par des formations et les pratiques adoptées (SF7-1, 2, 3, 4, 5, 6)
- Bonne protection contre les explosions d'origine interne par les formations et les pratiques adoptées (SF7-7, 8)
- Bonne protection contre la rupture de conduites par la conception (SF7-9, 10, 11)
- Prévention et gestion de l'émission de projectiles par la conception, les inspections et les pratiques adoptées (SF7-12, 13, 14, 15)
- Protection assurée contre l'effondrement de structures et la chute d'objets (SF7-16)
- Bonne protection contre les risques sismiques et géotechniques grâce à des marges dans la conception (SF7-17, 18, 19)
- Bonne protection contre les phénomènes biologiques par la conception et les pratiques adoptées (SF7-20, 21, 22, 23, 24)
- Bonne protection de l'entrée d'eau de refroidissement contre les accostages d'objets flottants par la conception (SF7-25, 26)

- Bonne protection contre les risques environnementaux industriels et les risques liés à un écrasement d'avion (SF7-27, 28)
- Analyse de projectiles provenant de tornades (SF7-29)
- Marges par rapport à la plupart des conditions climatiques extrêmes (SF7-30, 31)

Actions

- Vérification de l'impact de la norme NFPA55 sur le type de conteneur de stockage de gaz sous haute pression utilisé actuellement (SF7-4)
- Amélioration des pratiques/procédures au sujet du port d'appareils respiratoires autonomes de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-7)
- Amélioration des procédures relatives à la prévention incendie de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-10)
- Amélioration des pratiques/procédures relatives aux charges calorifiques mobiles à l'intérieur des bâtiments pour répondre aux recommandations du RG 1.189 « *Fire protection for nuclear power plants* » (SF7-12)
- Vérification de la correspondance aux standards NFPA55 et NFPA54, des systèmes de stockage temporaire de gaz ainsi que des systèmes de chargement et de transport associés (SF7-13)
- Vérification de l'incidence de la fermeture des clapets coupe-feu sur la formation d'une atmosphère d'hydrogène explosive dans les locaux des batteries (SF7-14)
- Confirmation du faible impact sur Tihange 2 de la présence de l'entreprise EPC Belgium (production d'explosifs) (SF7-24)
- Amélioration des statistiques des transports routiers ADR dans les environs de la CNT de manière à préciser le risque induit par ces activités (SF7-25)
- Précision du risque induit par le transport ferroviaire sur base d'un scénario détaillé (SF7-26)
- Evaluation de l'impact de l'extension des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet (SF7-27)

Réduire autant que possible les rejets radioactifs et leur impact

Des moyens sont en place pour réduire autant que possible l'impact radiologique de l'unité sur la population, la faune et la flore durant l'exploitation normale.

Points forts

- Faible impact de la centrale sur la faune et la flore en exploitation normale (SF14-3)
- Respect proactif du label de certification environnemental EMAS (SF14-1)
- L'intégration des aspects rejets radioactifs dans le système de management environnemental (EMS) (SF14-2)

Actions

- Etablissement d'une procédure pour déterminer les seuils des indicateurs (KPI's) concernant les effluents radioactifs (SF8-20)
- Gestion du temps de décroissance pour les rejets gazeux concertés (SF14-8)
- Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques (SF14-11,12)
- Renforcement de l'AQ pour le logiciel de comptabilisation des rejets de gaz rare (SF14-18).

- Actualisation du chapitre 11 (gestion des effluents et déchets radioactifs) du rapport de sûreté (SF14-13)
- Adaptation du rapport de sûreté avec incorporation des résultats démographiques des rapports d'incidence environnementale (SF14-23)
- Identification des avaloirs sur le site de Tihange (SF14-25)
- Rappel du principe ALARA pour les rejets radioactifs et pour les déchets radioactifs (SF14-33)

8.2.2 ***Niveau 2 : Maîtrise de l'exploitation anormale et détection des défaillances***

Les dispositifs de sûreté de *niveau 2* sont axés sur les caractéristiques intrinsèques de la centrale, telles que la stabilité et l'inertie thermique du cœur. En outre, ils se concentrent sur les systèmes qui détectent un fonctionnement anormal (incidents opérationnels anticipés) et examinent les phénomènes susceptibles d'entraîner une dégradation supplémentaire de l'état de la centrale. Les systèmes qui limitent les conséquences de tels incidents opérationnels sont conçus suivant des critères spécifiques (par ex. redondance, lay-out et qualification). Ils doivent veiller à ce que les conditions d'exploitation normale dans la centrale soient rétablies le plus rapidement possible.

Outils et équipements de diagnostic

Les outils et équipements de diagnostic initient des actions correctives, via les systèmes de régulation automatique, avant d'atteindre les limites de protection du réacteur. Il s'agit, par exemple, des systèmes automatiques de limitation de la puissance réacteur, de la pression, de la température ou du niveau de l'eau de refroidissement. De tels systèmes enregistrent les défauts et les signalent à la salle de commande.

Actions

- Mise en place d'une approche commune site pour la fixation du niveau d'alarme RMS (SF14-16)

Surveillance de la qualité

Une surveillance continue de la qualité et du respect des paramètres de conception est requise pour détecter la dégradation des installations et systèmes avant que ceux-ci compromettent la sûreté de la centrale. Cela s'effectue au moyen d'inspections durant le fonctionnement et de tests périodiques des systèmes et composants.

Points forts

- Liste d'équipements à qualité surveillée sur Tihange 2 (SF2-4)
- Concept du *Rapport Synthétique de Qualification (RSQ)* pour les composants EI&C et RM (SF3-1).
- La banque de données MASTER Q-Liste combine les schémas de maintenance et les exigences de qualification (SF3-2).

Actions

- Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les pompes, les compresseurs et les équipements de ventilation actifs liés à la sûreté (SF3-1)
- Etablissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté (SF3-2)
- Identification des documents en relation avec le « *design base* » dans les différents projets pour être rendus plus facilement consultables et traçables (SF10-3)

8.2.3 Niveau 3 : Maîtrise des accidents repris dans les bases de conception

Des fonctions de sûreté et systèmes de sûreté doivent empêcher que des accidents évoluent en accidents graves et doivent maintenir les matières radioactives à l'intérieur du système de confinement en conditions accidentelles. Les mesures à ce niveau visent surtout à éviter que le cœur soit endommagé. Les systèmes de sûreté sont conçus sur la base d'accidents postulés qui représentent les limites de séries d'événements initiateurs comparables.

Accidents postulés

Ce sont des accidents qui surviennent dans la centrale elle-même, comme :

- la rupture d'une conduite du circuit de refroidissement du réacteur (accident avec perte d'eau de refroidissement) ;
- la rupture d'une conduite de vapeur principale ou d'une conduite d'eau d'alimentation ;
- une perte de contrôle de la criticité, comme dans le cas d'une dilution lente incontrôlée du bore.

Actions

- Justification du reclassement de l'étude de rupture de tubes GV en accident de classe IV (SF5-1)
- Etude des conséquences de la rupture de réservoirs d'effluents liquides (SF5-2)
- Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore (SF5-3)
- Evaluation de l'impact d'une action postulée trop rapide de l'opérateur dans l'étude de suppression d'enclume après rupture de tuyauteries de vapeur (SF5-5)
- Extension de l'analyse d'accident avec la prise en compte de la perte des alimentations électriques dans le cas d'un rotor bloqué sur une pompe primaire (SF5-6)

Conception et procédures d'exploitation

La conception et les procédures d'exploitation visent à maintenir l'efficacité des barrières et surtout du confinement dans l'hypothèse d'un accident.

Actions

- Analyse des dépendances entre les erreurs humaines post-accidentelles (type C) dans les séquences accidentelles (SF6-4)

Systèmes de sûreté actifs et passifs

Il existe des systèmes de sûreté intégrés actifs et passifs. Afin d'assurer une fiabilité élevée des systèmes de sûreté, les principes de conception suivants sont maintenus :

- redondance ;
- prévention des défaillances de mode commun par la diversité ou la redondance fonctionnelle ;
- automatisation dans la première phase d'un incident ou d'un accident ;
- facilité de test, afin de fournir des indications claires de la disponibilité et des performances des systèmes ;

- qualification des systèmes, composants et structures pour des conditions environnementales spécifiques qui peuvent découler d'un accident ou d'un danger externe.

Points forts

- Le concept des systèmes de protection du deuxième niveau est considéré comme un point fort (SF1-1).
- Suivi des indisponibilités des installations liées à la sûreté au moyen du facteur d'utilisation (SF2-3).
- Utilisation de *System Health Reports* (SHR) (SF2-4).

Actions

- Introduction de la modélisation de systèmes complémentaires (l'eau alimentaire normale et la ventilation des diesels) dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-9)
- Analyse de la défaillance de mode commun des commutateurs électriques et des pompes d'eau alimentaire auxiliaire dans le modèle PSA de niveau 1 (SF6-10)
- Documentation de l'acceptabilité des effets induit par la défaillance d'une tuyauterie (haute et moyenne énergie: HEL, MEL) dans l'enceinte de confinement (SF7-18)
- Evaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée, à l'entrée du CEB (SF7-30)

8.2.4 Niveau 4 : Maîtrise des conditions graves, y compris la prévention de la progression de l'accident et l'atténuation des conséquences d'un accident grave

Dans le concept de défense en profondeur, les mesures des trois premiers niveaux doivent assurer l'intégrité structurelle du cœur et limiter le risque potentiel d'irradiation pour la population.

Le quatrième niveau de défense doit veiller à ce que la probabilité d'un accident entraînant un endommagement grave du cœur soit aussi faible que possible. Les relâchements radioactifs dans le cas improbable d'un état grave de la centrale doivent également rester aussi faibles que possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

Conditions graves dans la centrale qui n'ont pas été calculées explicitement

Des conditions graves de la centrale, pour lesquelles la conception initiale (niveaux 1 à 3) n'a pas été explicitement calculée, sont également prises en compte. De telles conditions de la centrale peuvent être provoquées par des erreurs multiples, comme la perte totale de tous les trains d'un système de sûreté, ou un événement extrêmement improbable tel qu'une inondation grave.

Points forts

- Différents accidents de conception ont été étudiés en plus des accidents de conception qui doivent être analysés selon la NRC américaine et WENRA (SF5-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12).

Gestion d'accidents

L'objectif principal pour la réduction des conséquences d'un accident au niveau 4 est la protection du confinement. Des mesures spécifiques sont prises pour la gestion des accidents graves sur la base d'études de sûreté et des résultats de la recherche. Ces mesures exploitent pleinement les possibilités existantes de la centrale, y compris les équipements non liés à la sûreté.

Points forts

- Analyse approfondie d'accidents graves dans le cadre de l'étude PSA niveau 2 de Doel 3 et de Tihange 3 considérées être représentatives pour Tihange 2 (SF6-8)
- Extension de la procédure d'urgence pour la limitation de la contamination de la Meuse en cas de rejet radioactif liquide (SF14-24)

Opérateurs

Les opérateurs démarrent les équipements pour la gestion d'accidents graves, prennent des mesures qui vont au-delà des fonctions initialement prévues de systèmes, ou utilisent des systèmes temporaires. Une préparation et une formation suffisante du personnel sont requises pour gérer les accidents graves efficacement. Des dispositions au niveau du management, comme, par exemple, un plan d'urgence pour le site, sont également nécessaires.

Points forts

- Mesures pratiques prises (véhicules avec vignettes, feux clignotants, fiches reflexes) pour accélérer la réponse du personnel mobilisé en situation d'urgence (SF13-3)

Actions

- Modification de la checklist Operations pour y introduire la vérification de l'impact d'une modification à l'installation, sur les SAMG, assurant que les procédures sont en ligne avec le matériel installé (SF11-6)

8.2.5 Niveau 5 : Atténuation des conséquences radiologiques des rejets significatifs de substances radioactives

Bien que les efforts décrits ci-dessus réduisent les conséquences d'accidents graves, le fait de ne pas prévoir de plans d'urgence hors site serait incompatible avec le principe de défense en profondeur.

Plans d'urgence hors site

Les plans d'urgence hors site regroupent et évaluent des informations sur les niveaux d'exposition auxquels il faut s'attendre dans ces conditions très improbables. Ils fournissent aussi des mesures de protection à court et à long terme. Les autorités responsables prennent les mesures appropriées, sur les conseils de l'organisation exploitante et de l'autorité réglementaire.

Points forts

- Vision à long terme pour le plan d'urgence stratégique (SF13-1)
- "Centre d'Accueil et de Repli des Awirs" (CARA) en cas d'indisponibilité du COS (SF13-2)

Actions

- Mise en place d'un processus pour la mise à jour périodique de l'inventaire des termes sources radioactifs (SF14-1)

Procédures d'urgence hors site préparées

Les procédures d'urgence hors site sont préparées en concertation avec l'organisation exploitante et les autorités compétentes et doivent être conformes aux accords nationaux. Tant les plans d'urgence sur site que ceux hors site font l'objet d'exercices périodiques, dans la mesure où c'est nécessaire pour assurer la capacité opérationnelle des organisations concernées.

8.3 Résultats de l'analyse

Un grand nombre de points forts réduisent au minimum les écarts par rapport aux conditions d'exploitation normales (niveau 1 et 2). Cela indique que, ces dernières années, il a été tenu compte de façon anticipative des nouvelles normes ou des bonnes pratiques internationales, en particulier dans le domaine de la prévention.

Les points forts de l'exploitant portent essentiellement sur la qualité des instructions et du monitoring de l'état de la centrale, l'utilisation du retour d'expérience et la prise en compte des agressions internes et externes. Une attention particulière est accordée à l'impact sur le personnel et l'environnement durant le fonctionnement normal de la centrale.

Au delà du fait que les points forts garantissent la faible probabilité d'un écart par rapport aux conditions d'exploitation normales, l'analyse en termes de défense en profondeur démontre que Tihange 2 satisfait aux pratiques internationales afin de faire face aux conséquences des niveaux 3, 4 et 5.

Niveaux 1 et 2

Les points forts sont en grande partie imputables à une forte volonté d'amélioration continue. Des efforts supplémentaires ont été consentis pour les *peer reviews* du WANO, et les préparations et réalisations dans le cadre de la mission de l'OSART. Par exemple : la formation du personnel et des contractants, le traitement du retour d'expérience, la maintenance préventive, l'introduction d'un processus de *system health report*, le développement en cours du processus de gestion du vieillissement, et enfin la protection contre les influences internes et externes.

Les actions retenues portent principalement sur un alignement par rapport aux nouvelles normes et bonnes pratiques internationales. Quelques exemples : identification et accessibilité des dossiers de qualification existantes pour les équipements mécaniques actifs, implémentation des recommandations en matière de prévention des incendies formulées dans le RG1.189 [REF SF7-2], et diverses actions pour optimiser le monitoring radiologique.

Niveaux 3 et 4

Afin d'éviter l'évolution vers des accidents graves et l'endommagement du cœur, tous les cas de conception ont été étudiés avec les études de sensibilité nécessaires. De nombreuses procédures d'accident validées sont disponibles pour faire face à tous les accidents.

L'introduction de la PSA s'est effectuée de façon approfondie et étendue, et cet outil est utilisé durant les formations.

La probabilité d'un accident entraînant un endommagement grave du cœur et l'étendue des rejets radioactifs sont maintenus à un niveau aussi bas que possible grâce à l'existence d'un

système de deuxième niveau de protection. Une analyse approfondie des accidents graves est effectuée entre autre dans le cadre du modèle PSA.

Niveau 5

Les conséquences radiologiques en cas d'importants rejets extérieurs de substances radioactives sont limitées par une communication rapide avec les autorités et la population, la bonne collaboration avec les services d'incendie et les hôpitaux, ainsi que l'existence d'un centre de repli pour la prise en charge du personnel contaminé. Enfin une structure d'urgence au niveau Corporate de l'entreprise assure la gestion du plan d'urgence stratégique à long terme.

9 Conclusion

9 Conclusion

Le niveau de sûreté actuel de Tihange 2 a été évalué par rapport aux normes de sûreté et pratiques internationales actuelles. Les objectifs postulés de la révision décennale ont été atteints.

Suivant une nouvelle méthodologie, la révision décennale a examiné non seulement les résultats, mais aussi les processus. Pour ce faire, 14 facteurs de sûreté ont été employés. Cette analyse a montré que le niveau de sûreté de Tihange 2 est conforme aux obligations légales.

En outre, cet exercice a clairement mis en évidence une série de points forts ainsi qu'une série d'améliorations possibles. Sur la base d'une évaluation globale, un plan d'action identifiant les actions les plus appropriées pour améliorer le niveau de sûreté nucléaire a été déterminé.

Le plan d'action, les actions en cours et l'amélioration continue des processus assurent l'exploitation de Tihange 2 en toute sécurité jusqu'à la prochaine révision décennale. Les *System Health Reports* et les *Ageing Summaries* donnent un aperçu de l'état actuel des systèmes, structures et composants principaux de Tihange. Ils garantissent aussi un suivi anticipatif de leur niveau de sûreté.

10 Références

10.1	Général	137
10.2	Plant design (SF1)	137
10.3	Actual condition of SSC's (SF2)	137
10.4	Equipment qualification (SF3)	138
10.5	Ageing (SF4)	138
10.6	Deterministic safety analysis (SF5)	138
10.7	Probabilistic safety analysis (SF6)	139
10.8	Hazard analysis (SF7)	139
10.9	Safety performance (SF8)	139
10.10	Use of experience from other plants, research findings (SF9) ...	140
10.11	Organisation and administration (SF10)	141
10.12	Procedures (SF11)	143
10.13	Human factors (SF12)	144
10.14	Emergency planning (SF13)	147
10.15	Radiological impact on the environment (SF14)	149

10 Références

10.1 Général

[REF GEN-1]	Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants IAEA NS-G-2.10, IAEA, Vienna, 2003
[REF GEN-2]	Periodic Safety Review Centrale Nucléaire Tihange 2 Scope and methodology, TN-PSR.117, Version 2.0, Novembre 2009
[REF GEN-3]	Centrale nucléaire de Tihange : Rapport des tests de résistance, 31 octobre 2011
[REF GEN-4]	<i>Defence-in-depth</i> in nuclear safety: INSAG-10 / a report by the International Nuclear Safety Advisory group, Vienna, IAEA, 1996.
[REF GEN-5]	Arrêté Royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires
[REF GEN-6]	IAEA, NSNI/OSART Report of the Osart (Operational Safety Review Team) Mission to the Tihange Nuclear Power Plant (Belgium), 2007
[REF GEN-7]	Tihange 2 : Arrêté Royal S 5.600/C du 23/12/1982
[REF GEN-8]	PSR2/4NT/0198445/000 Update of the Reference Framework for Tihange 2 – from y. 2004 to end of y. 2008

10.2 Plant design (SF1)

[REF SF1-1]	U.S.NRC Code of Federal Regulations Title 10 Part 50.2 Domestic licensing of production and utilization facilities - Definitions
[REF SF1-2]	U.S.NRC 10 CFR part 50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants
[REF SF1-3]	Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases NEI 97-04, Revised Appendix B, November 2000
[REF SF1-4]	Guidance and examples for identifying 10 CFR 50.2 Design Bases RG1.186, Rev 0, December 2000
[REF SF1-5]	Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition NUREG-800 Version 2011

10.3 Actual condition of SSC's (SF2)

[REF SF2-1]	IAEA NS-G-2.6: Maintenance, Surveillance and In-Service inspections at Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 2009
[REF SF2-2]	INPO AP-913: Equipment Reliability Process, revision 2, INPO, Atlanta, 2007
[REF SF2-3]	IAEA NS-G-2.6: Maintenance, Surveillance and In-Service inspections at Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 2009
[REF SF2-4]	INPO AP-913: Equipment Reliability Process, revision 2, INPO, Atlanta, 2007
[REF SF2-5]	U.S.NRC 10 CFR 50.65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants

10.4 Equipment qualification (SF3)

[REF SF3-1]	Nuclear Energy Institute - Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 - The licence Renewal Rule: Typical structure, component and commodity groupings and active/passive determinations for the integrated plant assessment (NEI 95-10, Appendix B)
[REF SF3-2]	Standard Equipment Qualification in Operational NPPs: Upgrading, Preserving and Reviewing. IAEA document Safety Report Series N°3, 1998

10.5 Ageing (SF4)

[REF SF4-1]	IAEA NS-G-2.12 International Atomic Energy Agency: Ageing Management for Nuclear Power Plants, 2009
[REF SF4-2]	ASME XI editie 1992
[REF SF4-3]	WENRA Safety Reference Levels, Waste and spent fuel storage. Safety Reference Levels Report version 2.1, February 2011
[REF SF4-4]	Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report (NUREG-1801)

Autres références relevantes:

- IAEA NS-G-2.6: Maintenance, Surveillance and In-Service inspections at Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 2009
- INPO AP-913: Equipment Reliability Process, revision 2, INPO, Atlanta, 2007
- U.S.NRC 10 CFR 50.65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants

10.6 Deterministic safety analysis (SF5)

[REF SF5-1]	Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation [REF]. FANC, WENRA Belgian Action Plan (7/12/2006): FPM/6FR/6070198/001/00
[REF SF5-2]	NUREG-0800 SRP 15.0 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition — Transient and Accident Analysis
[REF SF5-3]	WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue E – Design Basis Envelope for Existing Reactors 2008
[REF SF5-4]	WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F – Design Extension of Existing Reactors
[REF SF5-5]	IAEA NS-G-1.2 Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 2001
[REF SF5-6]	NRC RG1.195 revision 0 Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors May 2003

10.7 Probabilistic safety analysis (SF6)

[REF SF6-1]	ASME/ANS RA-S-2008. Standard for Level1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications and ASME/ANS RA-Sa-2009 Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications.
[REF SF6-2]	U.S.NRC, Regulatory Guide 1.200 Revision 2, An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities, March 2009
[REF SF6-3]	EPRI-1016231Development of a Shutdown Qualitative Risk Assessment Standard,December 2007
[REF SF6-4]	NEI 05-04, Rev. 2, Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard, November 2008

10.8 Hazard analysis (SF7)

[REF SF7-1]	IEEE-1202-norm, Standard for Flame Testing of Cables for Use in Cable Trays in Industrial and Commercial Occupancies, U.S. Institute of Electrical and Electronics Engineers
[REF SF7-2]	U.S.NRC Regulatory Guide 1.189 Fire Protection for Nuclear Power Plants - revision 1 - 03/2007
[REF SF7-3]	National Fuel Gas Code – U.S. National Fire Protection Association (NFPA54)
[REF SF7-4]	IEC/TR 6 1000-5-2, ed1.0 (1997-11) Electromagnetic compatibility (EMC) - Part 5: Installation and mitigation guidelines - Section 2: Earthing and cabling
[REF SF7-5]	Fire Hazard Analysis 2008 – Methodology, CNT/KCD/4NT/14547/000
[REF SF7-6]	NS-G-1.5, External events excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. IAEA, Vienna (2003)
[REF SF7-7]	NS-G-1.7, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. IAEA, Vienna (2004)
[REF SF7-8]	NS-G-1.11, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna (2004)

10.9 Safety performance (SF8)

[REF SF8-1]	IAEA-TECDOC-1141, Operational safety performance indicators for nuclear power plants, May 2000
[REF SF8-2]	Benchmark-rapport du Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire (CEPN) "Activités liquides et gazeuses rejetées par les réacteurs à eau pressurisée: données internationales (1980-2008)", Janvier 2010

Autres références relevantes:

- U.S.NRC 10 CFR 50.65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants
- Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, No. SF-1, IAEA, Vienna (2006)
- U.S.NRC RG 4.21, Minimization of contamination and radioactive waste generation: life-cycle planning

- IAEA-NS-G-2.11 - A System for the Feedback of Experience, Vienna (2001)
- IAEA-SG-2003 Safety Performance
- INES scale user's manual, IAEA, 2008
- Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report (NUREG-1801)
- Good Practice INPO 07-007 Performance Assessment and trending – General Practices for analyzing and understanding performance, December 2007
- INPO AP-913, Equipment reliability process description, Revision 2, December 2007
- WANO Performance Indicator Programme Reference Manual, February 2009
- Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements – Part 7: Fundamentals and general applications (ISO/IS 11929-7)
- Commission Recommendation of the 18 December 2003 on standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation (2004/2/Euratom)

10.10 Use of experience from other plants, research findings (SF9)

- Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, No. SF-1, IAEA, Vienna (2006)
- Guideline for Peer review and the plant self-assessment of operational experience feedback process PROSPER, IAEA safety series No. 10, Vienna (2003)
- IAEA-INSAG-13, Management of operational safety in Nuclear power Plants, Vienna (1999)
- IAEA-INSAG-15, Key practical Issues in Strengthening Safety Culture, Vienna (2002)
- IAEA-INSAG-23, Improving the International System for Operating Experience Feedback, Vienna (2008)
- IAEA-NS-G-2.10, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Vienna (2003)
- IAEA-NS-G-2.10, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Vienna (2003)
- IAEA-NS-G-2.11, A System for the Feedback of Experience, Vienna (2001)
- IAEA-NS-G-2.4, The Operating Organization for NPPs, Safety Standards Series, Vienna (2001)
- IAEA-NS-R-2, Safety of Nuclear Power Plants: Operation Requirements, Safety Standards Series, Vienna (2000)
- INPO-05-003, Performance objectives and criteria (May 2005)
- TECDOC-1141, Operational safety performance indicators for nuclear power plants, Vienna (2000)
- TECDOC-1278, Review of methodologies for analysis of safety incidents at NPPs, Vienna (2002)
- TECDOC-1458, Effective corrective actions to enhance operational safety of nuclear installations, Vienna (2005)
- TECDOC-1477, Trending of low level events and near misses to enhance safety performance in nuclear power plants, Vienna (2005)
- TECDOC-1580, Best Practices in the Utilization and Dissemination of Operating Experience at Nuclear Power Plants, Vienna (2008)

- TECDOC-1581, Best Practices in Identifying, Reporting and Screening Operating Experience at Nuclear Power Plants, Vienna (2007)
- TECDOC-1600, Best Practices in the Organization, Management and Conduct of an Effective Investigation of Events at Nuclear Power Plants, Vienna (2008)
- TECDOC-1653, Best Practices in the Management of an Operating Experience Programme at Nuclear Power Plants, Vienna (2010)
- WANO GL 2001-07, Principles for Effective Self-Assessment and corrective Action Programmes (June 2001)
- WANO GP PAR 01-001, Distribution of National and International Operating Experience Information on Utility Intranet (April 2002)
- WANO Guideline GL 2003-01: Guidelines for Operating Experience at Nuclear Power Plants (May 2003)
- WANO Performance objectives and criteria (Rev. 3 - January 2005)

10.11 Organisation and administration (SF10)

IAEA

- Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Guide, NS-G-2.10, 2003
- The Management System for Facilities and Activities, GS-R-3, IAEA, Vienna, 2006
- Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, Vienna (2006)
- The Management System for Nuclear Installations, GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009)
- International Nuclear Safety Advisory Group, Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, Safety Series No. INSAG-13, IAEA, Vienna (1999)
- Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations: Code and Safety Guides Q1-Q14, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996)
- Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, No. NS-G-2.8, Vienna (2002)
- Conduct of Operations at Nuclear Power Plants, No. NS-G-2.14, IAEA, Vienna (2008)
- Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.10, Vienna (2003)
- The Operation Organization for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.4, Vienna (2001)
- Regulatory control of the use of contractors by operating organizations – Peer discussions on regulatory practices, IAEA, Vienna (2000)
- Configuration Management in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1335, Vienna, January 2003 (ref. 12.12 in PSR methodology D3/WAB)
- Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000).
- Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2002).
- Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Vienna (2000).

- Software for Computer Based Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.1, IAEA, Vienna (2000).
- Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.3, IAEA, Vienna (2002).
- Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.4, IAEA, Vienna (2002).
- Modifications to Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.3, Vienna (2001).
- Safety of Nuclear Power Plants: Operation, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, Vienna (2000).
- Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.5, Vienna (2002).
- Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, Vienna (2002).
- Developing Safety Culture in Nuclear Activities, Practical Suggestions to Assist Progress, Safety Reports Series No. 11, Vienna (1998).
- Implementation and Review of a Nuclear Power Plant Ageing Management Programme, Safety Reports Series No. 15, Vienna (1999)
- Application of Configuration Management in Nuclear Power Plants, Safety report series no. 65, Vienna (2010)
- EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006)
- FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE CO-ORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, IAEA, Vienna (2002)

WANO

- WANO, WANO Performance Objectives and Criteria, January 2005, Rev. 3
- WANO, Guidelines for the Organization and Administration of Nuclear Power Plants, WANO GL 2001-01, Revision 1, July 2003

Autre

- Appendix B to CFR Part 50, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants
- FANC, Syntheseverslag van de inspectiecampagne 2009-2010 betreffende het beheer van de onderaanneming in de kerncentrales
- INPO, Configuration Management Process Description, AP-929 (Revision 1), June 2005
- WENRA, Western European Nuclear Regulators' Association, REACTOR HARMONIZATION WORKING GROUP, WENRA Reactor Safety Reference Levels, January 2008

- ANSI/ASME NQA1 Quality assurance program requirements for nuclear power plants, 10000229369
- ANS/ANSI/ASME N45.2.9 – Requirements for collection, storage and maintenance of quality assurance records for nuclear power plants, 10000229739
- NIRMA TG 19-1996, Configuration Management of Nuclear Facilities, ANSI/NIRMA 1.0, 2000

10.12 Procedures (SF11)

IAEA

- IAEA, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.10, IAEA, Vienna (2003)
- IAEA, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000)
- IAEA, The Operating Organization for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.4, IAEA, Vienna (2001)
- IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000)
- IAEA, Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002)

WANO

- WANO Guideline: Guidelines for the Conduct of Operations at Nuclear Power Plants, No. GL 2001-02
- WANO Guideline: Guidelines for the Conduct of Maintenance at Nuclear Power Plants, No. GL 2001-03

U.S.NRC

- U.S.NRC, 10 CFR 50.68, Criticality Control of Spent Fuel Within Dry Storage Casks or Transportation Packages in a Spent Fuel Pool, 72 FR 3705 (2007)
- U.S.NRC, Quality Assurance Requirements for Cleaning of Fluid Systems and Associated Components of Water-Cooled Nuclear Power Plants, RG 1.37 rev 1. (2007)
- U.S.NRC, Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage, RG 1.45 rev 1. (2008)
- U.S.NRC, Welder Qualification for Areas of Limited Accessibility, RG 1.71 rev 1. (2007)
- U.S.NRC, Control Room Habitability at Light-Water Nuclear Power Reactors, RG 1.196 rev 1. (2007)
- U.S.NRC, Instructions for Recording and Reporting Occupational Radiation Dose Data, RG 8.7 rev 2. (2005)
- U.S.NRC, Control of Access to High and Very High Radiation Areas in Nuclear Power Plants, RG 8.38 rev 1. (2006)
- U.S.NRC, Grid Reliability and the Impact on Plant Risk and the Operability of Offsite Power, GL 2006-02 (2006)

10.13 Human factors (SF12)

IAEA

- IAEA – TECDOC – 1329 "Safety Culture in nuclear installations", IAEA, Vienna, 2002 (ref. 12.10)
- IAEA presentation "Knowledge Management Assist Visits & Self-Assesment", INIS-NKM Section, Department of Nuclear Energy, Presentation by Ed Boyles
- IAEA, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna, 2006
- IAEA, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna, 2006
- IAEA, Conduct of Operations at Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.14, Vienna (2008)
- IAEA, Information integration in control rooms and technical offices in nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1252, Vienna, November 2001
- IAEA, Knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations, IAEA-TECDOC-1510, 2006
- IAEA, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.6, Vienna (2002)
- IAEA, Managing Nuclear Knowledge: Strategies and Human Resource Development, Summary of an International Conference, 2004
- IAEA, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Guide, NS-G-2.10, 2003
- IAEA, Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, No. NS-G-2.8, Vienna (2002)
- IAEA, Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations, 2006
- IAEA, Safety Report Series No. 11 – "Developing Safety Culture in nuclear activities", IAEA, Vienna, 1998 (ref. 12.13)
- IAEA, Safety Report Series No. 42 – "Safety Culture in the Maintenance of NPPs", IAEA, Vienna, 2005 (ref. 12.8)
- IAEA, TECDOC – 1321 "Self-assesment of Safety Culture in nuclear installations", IAEA, Vienna, 2002 (ref. 12.11)
- IAEA, TECDOC – 1411 "Use of Control Room Simulators for training of NPP personnel", IAEA, Vienna, 2004 (ref. 12.14)
- IAEA, The Consideration of Human Factors in New NPP Projects, TM-38870, 2010
- IAEA, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna, 2006
- IAEA, The Management System for Nuclear Installations IAEA Safety Guide No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna, 2006
- IAEA, The nuclear power industry's ageing workforce: Transfer of knowledge to the next generation, IAEA-TECDOC-1399, 2004

INPO

- INPO, Addendum I: Behaviors and Actions That Support a Strong Nuclear Safety Culture, 2009
- INPO, Principles for a strong Safety Culture, 2004 (ref. 12.9)
- INPO, Achieving Excellence in Performance Improvement, INPO 09-011, 2009

- INPO, Achieving Excellence in Performance Improvement, INPO 09-011, 2009
- INPO, Excellence in Human Performance, INPO 90-005, 1997
- INPO, Guideline for teamwork and diagnostic skill development, INPO 88-003 (January 1988)
- INPO, Human Performance Enhancement System, INPO 90-005, 1990
- INPO, Human Performance Key Performance Indicators, INPO 08-004, 2008
- INPO, Human Performance Reference Manual, INPO 06-003, 2006
- INPO, Human Performance Tools for Engineers and Other Knowledge Workers, INPO 05-002, 2007
- INPO, Human Performance Tools for Managers and Supervisors, INPO 07-006, 2007
- INPO, Human Performance tools for Workers, INPO 06-002, 2006
- INPO, Increasing Personnel Awareness of Frequent Causes of Human Performance Problems, INPO 90-001, 1990
- INPO, Leadership Fundamentals to Achieve and Sustain Excellent Station Performance, September 2007
- INPO, Management and Leadership Development, 1994
- INPO, Managing By Experience, INPO 98-003, 1999
- INPO, Principles for Effective Self-Assessment and Corrective Action Programmes, (December 1991)
- INPO, Principles for Enhancing Professionalism of Nuclear Personnel, 1989
- INPO, Procedure Use & Adherence, INPO 09-004, 2009

INSAG

- INSAG, Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture, INSAG Series No. 15, IAEA, Vienna, 2002 (ref. 12.6)
- INSAG, Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, INSAG Series No. 13, IAEA, Vienna, 1999 (ref. 12.5)
- INSAG, Safety Culture, Safety Series No. 75-INSAG-4, IAEA, Vienna, 1991 (ref. 12.4 & 1.6.2.4)
- INSAG, Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident, Safety Series No. 75-INSAG-1, IAEA, Vienna, 1986

National Academy for Nuclear Training

- National Academy for Nuclear Training, Guidelines for Initial Training and Qualification of Licensed Operators, ACAD 10-001 Revision 0 (February 2010)
- National Academy for Nuclear Training, Principles of System Development Addendum II: Design development and Implementation, ACAD 88-002 (September 1993)
- National Academy for Nuclear Training, Principles of System Development Addendum III: Evaluation Instrument Examples, ACAD 88-002 (September 1993)
- National Academy for Nuclear Training, Principles of System Development Addendum IV: Learning Objectives, ACAD 88-002 (December 1989)
- National Academy for Nuclear Training, Principles of Training System Development Supplement, ACAD 85-006 Rev. 0 (September 1993)
- National Academy for Nuclear Training, Principles of Training System Development Addendum I: Test Item Development, ACAD 88-002 (February 1988)

- National Academy for Nuclear Training, The Objectives and Criteria for Accreditation of Training in the Nuclear Power Industry, ACAD 02-001, Rev. 0 (December 2003)
- National Academy for Nuclear Training, The Process for Accreditation of Training in the Nuclear Power Industry, ACAD 02-002 Rev. 0, (December 2003)
- National Academy for Nuclear Training, The Process for Initial Accreditation of Training in the Nuclear Power Industry, ACAD 88-001 (preliminary) (January 2008)
- National Academy for Nuclear Training, Training System Development Model Overview, ACAD 34-032 (September 1993)
- National Academy for Nuclear Training, Self Assessment Guide, Assessing Training Effectiveness in Addressing Operator Fundamentals, May 2011

NEA

- NEA, Better Nuclear Plant Maintenance: Improving Human and Organizational Performance, NEA n°6153, 2009
- NEA, le facteur humain: un défi pour les autorités de sûreté nucléaire, NEA n°5335, 2004
- NEA, The Role of Human and Organizational Factors in Nuclear Power Plant Modifications, NEA n°6315, 2009
- NRC, Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711, Rev.2, 2004
- OECD NEA, Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance, ISBN: 92-64-02089-6, OECD, Paris, 20 pages, 2004

U.S.NRC

- U.S.NRC, Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711, Rev. 2, Washington (Febr. 2004)
- U.S.NRC, "Standard Review Plan for Nuclear Power Plants", NUREG-800, 1997

WANO

- WANO, "Principles for a strong Safety Culture", GL 2006-02, 2006
- WANO, 7th Human Performance Meeting, Parijs, 8-11 april 2008
- WANO, Conduct of Pre-job Briefings and Post-job Debriefs, 2004
- WANO, Error Prevention Tools and Programmes, 2005
- WANO, GP-MOW-02-004 – Plant's Programme on Implementation of the Safety Culture Principles, 2003
- WANO, Guidelines for Effective Nuclear Supervisor Performance, WANO GL 2006-03, 2006
- WANO, Guidelines for On-The-Job Training and Evaluation, WANO GL 2007-02 (August 2007)[SF12-67
- WANO, Guidelines for Simulator Training, WGP-ATL-97-001 (November 1990)
- WANO, Guidelines for the Conduct of Training and Qualification Activities, WANO GL 2005-01 (March 2005)
- WANO, Guidelines for the Organization and Administration of Nuclear Power Plants, WANO GL 2001-01, revision 1 (July 2003)
- WANO, Guidelines for Training and Qualification of Engineering Personnel, WANO GL 2007-01 (July 2007)
- WANO, Guidelines for Training and Qualification of Equipment Operators, WANO GL 2006-01 (January 2006)

- WANO, Guidelines for Training and Qualification of Maintenance Personnel, WANO GL 2005-02 (July 2005)
- WANO, Human Performance Tools for Managers and Supervisors, WANO GP ATL-08-003, 2009
- WANO, Job Briefing Database, WANO GP ATL-01-005, 2002
- WANO, Presentation "Human Errors Mechanism and Countermeasures", Kawano Ryutaro, 2006
- WANO, Principles for Effective Operational Decision Making, WANO GL 2002-01, 2002
- WANO, Principles for Effective Self-Assessment and Corrective Action Programmes, WANO GL-2001-07 (June 2001)
- WANO, Principles for Excellence in Human Performance, WANO GL 2002-02, 2002
- WANO, WANO Performance Objectives and Criteria, January 2005, Rev. 3
- WANO, Workshop 'What is Leadership?', 9/02/2009, Madrid
- WANO, workshop 2009 - Safety culture and human performance: achieving professionalism in the field
- WANO, workshop: Analysis of WANO activities in Safety Culture, by Mr Manfred Haferburg, Project Manager TSM, WANO Paris Centre, 2008

Autre

- Arbo-informatie, Werken in meld- en controlekamers, 2008
- British Energy, Powerpoint presentation: Nuclear Professionalism, 2009
- JRC, Human and Organizational factors in Nuclear Installations, Analysis of available models and identification of R&D issues, Giustion MANNA, 2007
- NBN EN ISO 11064-5 (2008)
- Code du bien être au travail de 1996

10.14 Emergency planning (SF13)

Arrêté royaux, circulaires, législation

- Arrêté royal du 16 février 2006 relatif aux plans d'urgence et d'intervention, M.B. 15 mars 2006
- Arrêté royal du 17 octobre 2003 portant fixation du plan d'urgence nucléaire et radiologique pour le territoire belge, M.B. 20 novembre 2003
- Arrêté Royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants, M.B. 20 July 2001.
- Arrêté royal, 8/11/11 relatif à la protection physique des matières nucléaires et des installations nucléaires.
- Arrêté royal, 8/11/11, portant sur la catégorisation et la protection des documents nucléaires.
- Arrêté royal, 8/11/11, relatif à la catégorisation et à la définition de zones de sécurité au sein des installations nucléaires et des entreprises de transport nucléaire.
- Arrêté royal, 8/11/11, relatif aux attestations de sécurité pour le secteur nucléaire et réglant l'accès aux zones de sécurité, aux matières nucléaires ou aux documents nucléaires dans certaines circonstances particulières

- Circulaire Ministérielle NPU-1 relative aux plans d'urgence et d'intervention, 26 octobre 2006
- Circulaire Ministérielle NPU-2 relative au plan général d'urgence et d'intervention du gouverneur de province, M.B. 9 September 2009
- Circulaire Ministérielle NPU-4 relative aux disciplines, M.B. 9 September 2009
- Law, Protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relatives à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire, M.B. 15 April 1994
- Arrêté Royal du 17 octobre 2003 portant fixation du plan d'urgence nucléaire et radiologique pour le territoire belge
- Arrêté Royal du 16 février 2006 relatif aux plans d'urgence et d'intervention,
- Arrêté royal du 17 octobre 2011 relatif aux attestations de sécurité pour le secteur nucléaire et réglant l'accès aux zones de sécurité, aux matières nucléaires ou aux documents nucléaires dans certaines circonstances particulières.
- Arrêté royal du 17 octobre 2011 relatif à la protection physique des matières nucléaires et des installations nucléaires
- Arrêté royal du 17 octobre 2011 portant sur la catégorisation et la protection des documents nucléaires
- Arrêté royal du 17 octobre 2011 relatif à la catégorisation et à la définition de zones de sécurité au sein des installations nucléaires et des entreprises de transport nucléaire.

FANC

- FANC-AFCN note 2010-054 "Melding van significante gebeurtenissen die betrekking hebben op de nucleaire veiligheid, de bescherming van personen en het leefmilieu in de nucleaire inrichtingen van klasse 1", 16 December 2010

IAEA

- IAEA, OSART Guidelines 2005 Reference report for IAEA Operational Safety Review Teams (OSARTs) Service Series 12 (2005), Vienna
- IAEA, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA GS-G-2.1, Vienna (2007).
- IAEA, Developments in the Preparation of Operating Procedures for Emergency Conditions of Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-341, Vienna (1985).
- IAEA, Evaluation of the Safety of Operating Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards, Safety Reports Series No. 12, IAEA, Vienna (1998).
- IAEA, Experience with Simulator Training for Emergency Conditions, IAEA-TECDOC-443, Vienna (1987).
- IAEA, Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions during a Reactor Accident, IAEA-TECDOC-955, Vienna (1997).
- IAEA, Manual for First Responders to a Radiological Emergency, IAEA GS-GS-R-2, Vienna (2006).
- IAEA, Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency - EPR-METHOD (2003) (Updating IAEA-TECDOC-953), Vienna (2003).
- IAEA, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.10, IAEA, Vienna (2003).
- IAEA, Preparation, Conduct and Evaluation of Exercises to Test Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA-EPR, EXERCISE, Vienna (2005)

- IAEA, Report of the operational Safety Review Team (Osart) Mission to the Tihange Nuclear Power Plan, Belgium, 7 – 23/05/2007 (NSNI/OSART/07/141)

U.S.NRC

- U.S.NRC 70 FR-3591 – Emergency Planning and Preparedness for production and Utilization Facilities – Part 50 – January 2005
- U.S.NRC BL-2005-02: – Emergency Preparedness and Response Actions for Security Based Events – July 2005
- U.S.NRC GL-2004-02: Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation during Design Basis Accidents at Pressurized Water Reactors-September 2004
- U.S.NRC RG-1.101: Emergency Planning and Preparedness for Nuclear Power Plants – June 2005.
- U.S.NRC RG-1.196: Control Room Habitability at Light Water Nuclear Power Reactors'- January 2007
- U.S.NRC RG-1.7: Control of Combustible Gas Concentration in Containment – May 2007
- U.S.NRC RG-1.97: Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Plants – June 2006

10.15 Radiological impact on the environment (SF14)

[REF SF14-1]	2004/02/Euratom "Recommendation of the Commission of 18 December 2003, on standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation"
[REF SF14-2]	FANC 2010-106, déclaration périodique à l'AFCN et BEL V concernant les rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux, 14 Déc 2010

Autres références:

- Note de Tractebel "PSR Support technical note - Centrale de Tihange 2 - Estimation du terme source relatif au combustible irradié" by Bernard Quivy. Reference PSR2/4NT/0190497/000/00, 25 Jan 2011
- Arrêté Royal du 20 juillet 2001 por-tant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants(Moniteur Belge du 30 août 2001).
- Doses à la population dues aux rejets de routine du site de Tihange selon les valeurs réelles de rejets mesurées au cours des dix dernières années, TE note BUC – 4NT – 51508-000-01, 29/7/2002
- IAEA, RS-G-1.8 – July 2005 - Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection
- Rejets TS, BUC – 4NT – 51503-000-01, 29/7/2002
- U.S.NRC, Regulatory Guide 4.21 - June 2008 - Minimization of Contamination and Radioactive Waste
- Règlement CE N°1221/2009 (EMAS)

11 Abréviations

11 Abréviations

Abréviation	Signification
AFW	Auxiliary Feedwater – Circuit d'eau d'alimentation auxiliaire
AFCN	Agence fédérale de contrôle nucléaire
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AME	Ageing Management Evaluation
AMP	Ageing Management Program
AMR	Ageing Management Review
ANS	American Nuclear Society
AOO	Anticipated Operational Occurrence
ASME	American Society of Mechanical Engineers
APRGV	Augmentation Puissance, Remplacement Générateurs de Vapeur
BAT	Best Available Technology
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BEG	Business Entity Generation
Bel V	Organisme de contrôle des installations nucléaires (filiale de l'AFCN)
BR	Bâtiment réacteur
CC	Component Cooling – circuit de refroidissement intermédiaire
CCF	Common Cause Failures
CEPN	Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire
CFR	Code of Federal Regulations (par la NRC américaine)
CMCPB	Crisis Management Center Productie Belgique-Luxembourg
CRE	Collective Radiation Exposure
CW	Circuit de circulation d'eau
DCE	Coordination journalière équipe
DID	<i>Defence-in-depth</i>
DNB	Departure from Nucleate Boiling
ECCS	Emergency Core Cooling System
ECNSD	Electrabel Corporate Nuclear Safety Department
EF	Emergency Feedwater – Circuit d'eau d'alimentation de secours
EI&C	Electricity, Instrumentation and Controls – Électricité, instrumentation et contrôle-commande
EMAS	Eco Management & Audit Scheme
EPP	Emergency Planning Preparedness
ERF	Emergency Response Facility
EQ	Equipment Qualification
FHA	Fire Hazard Analysis
FSAR	Final Safety Analysis Report – Rapport de sûreté
GALL	Generic Ageing Lessons Learned
HEL	High Energy Line
HELB	High Energy Line Break
HVAC	Heating Ventilation And Cooling
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency = AIEA Agence internationale de l'énergie atomique
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
IIP	Integrated Implementation Plan
INES	International Nuclear Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group

Abréviation	Signification
INSC	Independent Nuclear Safety Committee
IPA	Integrated Plant Assessment
ISI	In-Service Inspection
KPI	Key Performance Indicator
LBB	Leak Before Break
LERF	Large Early Release Frequency
LTO	Long-Term Operation – Exploitation à long terme
M	Composants mécaniques
MEL	Medium Energy Line
MER	Rapport d'incidence environnementale
MNT	Maintenance
MS&I	Maintenance, surveillance and in-service inspection
NEI	Nuclear Energy Institute
NGMS	Nuclear Generation Management System
NPP	Nuclear Power Plant
NUREG	Nuclear Regulatory Commission Regulation
OSART	(IAEA) Operational Safety Review Team
PCT	Peak Clad Temperature
PORC	Plant Operations Review Committee
PPM	Process Performance Management
PSA	Probabilistic Safety Analysis
PSR	Periodic safety review – Révision décennale
QA	Quality Assurance
QC	Quality Control
RC	Reactor coolant – Circuit de refroidissement primaire
RCM	Reliability-Centered Maintenance
RCS	Reactor Coolant System
RD	Révision décennale
R&D	Research & Development
RM	Radiation Monitoring
RMS	Radiation Monitoring System
RS	Rapport de sûreté
RSQ	Rapport Synthétique de Qualification
SC	Shutdown Cooling – Circuit de refroidissement à l'arrêt
SCG	Bâtiment de stockage des conteneurs à combustible
SCK-CEN	StudieCentrum voor Kernenergie - Centre d'étude de l'énergie nucléaire
SHR	System Health Reports
SMA	Seismic Margin Assessment
SMIRT	Structural Mechanics In Reactor Technology
SORC	Site Operations Review Committee
SRP	Standard Review Plan
SRS	(IAEA) Safety Reports Series
SSC	Systèmes, structures et composants
T10	10e anniversaire à dater du moment où la centrale fonctionne à pleine puissance
TMI	Three Mile Island
U.S.NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators' Association
WOG	Westinghouse Owners Group
YSE	Yellow Sticky Exercises