

DERDE TIENJAARLIJKSE HERZIENING

KERNCENTRALE DOEL 4

Syntheserapport

Electrabel
GDF SUEZ

—
GDF SUEZ wordt ENGIE
—

Inhoud

1 Samenvatting	7
2 Referentiekader	11
2.1 Op Belgisch niveau	11
2.2 Op Europees niveau	12
2.3 Op het niveau van de U.S.NRC	13
2.4 Op het niveau van het IAEA	14
2.5 Impact van het ongeval in de centrale van Fukushima Daiichi.....	15
3 Overzicht van de evolutie van de centrale.....	19
3.1 Installatieverbeteringen.....	19
3.2 Werkwijzen	20
3.3 Wijzigingen met een impact op de nucleaire veiligheid	21
3.4 Audits en assessments	23
3.5 Studies en R&D-programma's	24
3.6 Dimensionering van de hulpinstallaties in het kader van de verdere exploitatie	24
4 Doelstellingen	29
4.1 Tienjaarlijkse Herziening (TJH) in de uitbatingsvergunning	29
4.2 Doelstellingen Tienjaarlijkse Herziening (TJH).....	29
4.3 Nieuwe methodologie met veiligheidsfactoren	31
5 Verloop	35
5.1 Drie fasen	35
5.2 Fase 1: scope en methodologie	35
5.3 Fase 2: assessment.....	36
5.4 Fase 3: uitvoering van de acties.....	37
6 Assessment van de 14 veiligheidsfactoren.....	41
6.1 Plant Design (SF1)	41
6.2 Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)	46
6.3 Equipment Qualification (SF3)	53
6.4 Ageing (SF4)	58
6.5 Deterministic Safety Analysis (SF5)	64
6.6 Probabilistic Safety Assessment (SF6)	72
6.7 Hazard Analysis (SF7)	77
6.8 Safety Performance (SF8).....	88
6.9 Use of Experience from other Plants and Research Findings (SF9)	95
6.10 Organization and Administration (SF10).....	102
6.11 Procedures (SF11)	108
6.12 The Human Factor (SF12)	113
6.13 Emergency Planning (SF13).....	119
6.14 Radiological Impact on the Environment (SF14).....	124
7 Globale assessment en resulterend actieplan	133
7.1 Werkwijze	133
7.2 Globale assessment	136
7.3 Actieplan	137
8 Defence in depth-analyse van de resultaten	149
8.1 Doelstellingen.....	149

8.2	Analyse per defence in depth level	151
8.3	Resultaat van de analyse.....	158
9	Conclusie	163
10	Referenties.....	167
10.1	Algemeen	167
10.2	Plant Design (SF1)	167
10.3	Actual Condition of SSC (SF2)	168
10.4	Equipment Qualification (SF3).....	168
10.5	Ageing (SF4)	169
10.6	Deterministic Safety Analysis (SF5)	169
10.7	Probabilistic Safety Assessment (SF6).....	169
10.8	Hazard Analysis (SF7)	170
10.9	Safety Performance (SF8).....	171
10.10	Use of Experience from other Plants and Research Findings	171
10.11	Organization and Administration (SF10).....	171
10.12	The Human Factor (SF12)	173
10.13	Radiological Impact on the Environment (SF14)	178
11	Afkortingn	181

1 Samenvatting

1 Samenvatting

Zoals bepaald in de uitbatingsvergunning ondergaat elke kerncentrale in België om de tien jaar een veiligheidsherziening. Daarbij wordt onderzocht of het veiligheidsniveau van de centrale nog beantwoordt aan de geldende internationale veiligheidsstandaarden en goede praktijken, en of de centrale veilig uitgebaat kan worden tot de volgende Tienjaarlijkse Herziening (TJH) of *Periodic Safety Review* (PSR).

Nieuwe methodiek

Deze derde TJH van Doel 4 werd uitgevoerd volgens de nieuwe methodiek van het International Atomic Energy Agency (IAEA) – voor de eerste keer toegepast bij Doel 3 en de WAB. Volgens deze nieuwe methodiek voeren zowel interne als externe gekwalificeerde assessoren een assessment uit van 14 specifieke veiligheidsfactoren – zie 4.3 'Nieuwe methodologie met veiligheidsfactoren'. Tijdens de verschillende assessments kijken de assessoren niet alleen naar de resultaten maar ook naar de onderliggende processen. De assessoren hadden toegang tot de hele installatie, tot alle procedures, alle getuigendocumenten en ervaringsberichten. Ze hadden uitgebreide gesprekken met het uitbatingspersoneel en het studiebureau Tractebel Engineering.

De besluiten werden per *safety factor* neergeschreven in uitgebreide verslagen die voorgesteld werden aan BelV en het FANC. Een synthese van deze besluiten staat per veiligheidsfactor opgelijst in dit Syntheserapport.

De Tienjaarlijkse Herziening van D4 komt kort na de Tienjaarlijkse Herziening van D3. Doordat de installaties van D4 en D3 zeer sterk op elkaar lijken, de organisatie van de uitbating gelijk is, en de ondersteunende processen voor alle centrales gemeenschappelijk zijn, zijn de besluiten van het assessment D4 gelijklopend met de besluiten van D3. Bovendien werden enkele acties uit de PSR D3 die ook toepasbaar zijn op D4 al gerealiseerd tijdens de assessments van D4.

Er moet evenwel onderlijnd worden dat een Tienjaarlijkse Herziening niet het enige moment is waarop de uitbater de veiligheid en de actuele toestand van de centrale onderzoekt. Op continue basis zijn er interne en externe audits met bijbehorende verbeteringsplannen. Elke dag worden interne en externe ervaringsberichten geanalyseerd op toepasbaarheid. Vele studies en deelnames aan R&D-programma's werden uitgevoerd. Dit alles resulteerde in vele installatiewijzigingen en verbeteringsprojecten die samengingen met belangrijke investeringen. Naast de aandacht voor de installatie werden er ook diverse programma's gestart die inspeelden op de *human factor* in de uitbating en het onderhoud. Hierdoor werden de professionaliteit en continue kwaliteit van het geleverde werk verhoogd. Daarnaast zijn er de vele *continuous improvement* initiatieven die als doel hebben de uitbating, het onderhoud en de ondersteunende diensten en processen te verbeteren.

Sterktes en goede praktijken

Uit de vergelijking met de internationale goede praktijken kwam duidelijk een aantal sterktes naar boven. We vermelden er twee: een sterk *human performance*-programma en een grote openheid tegenover externe ervaring en audits. Er werden ook meerdere goede praktijken geïdentificeerd, zoals:

- De vele projecten om de veiligheid van de installatie op peil te houden
- De uitbreiding van het departement Engineering
- De oprichting van het *Electrabel Corporate Nuclear Safety Department* (ECNSD)

- De oprichting van het *Process Performance Management* (PPM)
- De invoering van de *System Health Reports* (SHR) en *Ageing Summaries*
- De invoering van het systeem voor de opvolging van *Potential Safety Issues* (PSI) en het gebruik van gedetailleerde incidentverslagen
- De invoering van de *Probabilistic Safety Assessment* (PSA) voor de dagelijkse uitbating

Deze sterktes en goede praktijken zijn het resultaat van de continue verbetering waar Electrabel al sinds de opstart een hoofdzaak van maakt. Voor alle activiteiten met betrekking tot nucleaire veiligheid, algemene veiligheid, gezondheid en zorg voor het milieu wordt het hoogste kwaliteitsniveau van *high maturity* nagestreefd.

Mogelijke verbeteringen

Tijdens deze derde TJH identificeerden de assessoren ook een aantal mogelijke verbeteringen. Als belangrijkste kwamen naar boven:

- Structureren en coherent houden van het *configuration management*
- Beschikbaar houden van de ontwerpkenis
- Uitbreiden van de werkwijze voor de opvolging van de kwalificatie van mechanische tuigen
- Opvolgen (op continue basis) van de impact van de havenuitbreiding
- Verbetering van de analyse van de externe gebeurtenissen
- Evalueren van de toepasbaarheid van de nieuwste normen voor brandbeveiliging
- Optimaliseren van de radiologische monitoring

De lijst met de mogelijkheden ter verbetering werd onderworpen aan de beoordeling door een panel van experts. Dit zogenoemde *global assessment* was nodig om een afweging te maken tussen de bijdrage tot de nucleaire veiligheid en de middelen die daar tegenover staan. Zo kan in het actieplan prioriteit gegeven worden aan de meest effectieve acties. Door de grote parallellen met D3 waren meerdere verbeteringsvoorstellen van D4 al opgenomen in het actieplan van D3. Ze zijn in vele gevallen ondertussen reeds gerealiseerd. Ze zijn dus niet meer hernomen in het nieuwe actieplan voor D4.

De bevindingen van de assessoren werden afgetoetst aan de wettelijke verplichtingen en internationale goede praktijken. Daaruit bleek dat Doel 4 over de hele lijn voldoet aan de wettelijke verplichtingen.

De vooropgestelde doelstellingen van de Tienjaarlijkse Herziening zijn bereikt. Het actieplan, de lopende acties en de organisatie die werkt aan de continue verbetering van de processen handhaven de veilige uitbating van Doel 4 tot de volgende Tienjaarlijkse Herziening.

2 Referentiekader

2.1	Op Belgisch niveau	11
2.2	Op Europees niveau	12
2.3	Op het niveau van de U.S.NRC	13
2.4	Op het niveau van het IAEA	14
2.5	Impact van het ongeval in de centrale van Fukushima Daiichi	15

2 Referentiekader

Dit hoofdstuk beschrijft de belangrijkste evoluties in de regelgeving die van toepassing zijn op de Belgische kerncentrales, met name voor de periode 2004-2011. De technische nota's [REF ALG-9] houden rekening met alle details van de evoluties in die specifieke periode, en ook de belangrijkste evoluties voor de periode 2012-2014.

2.1 Op Belgisch niveau

In de periode 2004-2014 werden verschillende regelgevingen en documenten gepubliceerd die een impact hebben op het beheer van de veiligheid en *security* (fysieke bescherming) van de Belgische kerncentrales.

KB 30 november 2011

Voor de nucleaire veiligheid noteren we voornamelijk de publicatie van het Koninklijk Besluit (KB) van 30 november 2011 over de veiligheidsvoorschriften voor kerninstallaties. Dat KB zet de WENRA-referentieniveaus (Western European Nuclear Regulators Association) om in Belgische wetgeving.

In de periode 2005-2006 waren er enkele overlegmomenten tussen de exploitant en het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC) over de WENRA-aanbevelingen om de veiligheidseisen voor de Europese reactoren (WENRA Reactor Safety Reference Levels) te harmoniseren. Om aan die nieuwe eisen te voldoen, stelde de exploitant een actieplan voor aan het FANC (WENRA Belgian Action Plan). Dit plan werd in 2007 door het FANC goedgekeurd en gepubliceerd, inclusief de planning van de verschillende uit te voeren acties tot eind 2015.

Vervolgens heeft het FANC de WENRA Reference Levels omgezet in Belgische wetgeving. Dit leidde tot het Koninklijk Besluit van 30 november 2011, die op 1 maart 2012 in voege ging (met enkele overgangsbepalingen tot 2013 en 2016).

Andere wettelijke evoluties (2004-2014)

Naast het KB van 30 november 2011 zijn nog volgende evoluties in de Belgische wetgeving in rekening genomen:

- De wijziging van het KB van 20 juli 2001, geratificeerd op 23 mei 2006, over het beheer van hoogactieve ingekapselde bronnen.
- De wet betreffende de toegang van het publiek tot milieu-informatie, geratificeerd op 5 augustus 2006, met een verwachte impact op de regelgevende teksten die door het FANC werden opgesteld.
- De wet over de kernuitstap, bij amendement gewijzigd op 18 december 2013, die de definitieve stopzetting van de Kerncentrales Doel 1 en Doel 2 in 2015 bepaalt, alsook de verlenging met tien jaar voor Kerncentrale Tihange 1.
- De wet van 3 juni 2014 over de wijziging van de wet van 8 augustus 1980 met het oog op de omzetting van Richtlijn 2011/70/Euratom tot vaststelling van een communautair kader voor een verantwoord en veilig beheer van verbruikte splijtstof en radioactief afval.

- De twee ontwerpen tot wijziging van het KB van 30 november 2011 voor de ontmanteling van de kerncentrales en de opslag van verbruikte splijtstof en radioactief afval.

Nota's van het FANC

Het FANC heeft in de periode 2004-2014 verschillende nota's gepubliceerd die mee in rekening werden genomen:

- De aanbevelingen van het FANC voor de uitvoering van de toekomstige tienjaarlijkse veiligheidsherzieningen, gepubliceerd op 1 juli 2007 en herzien op 8 oktober 2013 om rekening te houden met de bijwerking van de Veiligheidsgids SSG-25 van het IAEA.
- De Richtlijn van het FANC voor het beheer van de wijzigingen in de inrichtingen van klasse 1, die geleid heeft tot de aanpassing van de procedures voor het beheer van de wijzigingen.
- Voor het noodplan, de ministeriële omzendbrieven van 2009 betreffende de NPU-2, 3 en 4, en vooral de FANC-nota 2010-054 'Melding van gebeurtenissen die belangrijk zijn voor de nucleaire veiligheid, de bescherming van de personen en het milieu in de nucleaire inrichtingen van klasse I' en de herziening van de INES-Conventie die van dezelfde periode dateert.
- Voor de stralingsimpact op het milieu bepaalt de FANC-nota 2010-106 'Periodieke melding van de lozingen van de radioactieve vloeibare en gasvormige effluënten aan het FANC en Bel V' sinds 1 januari 2011 de methode voor de registratie van lozingen, volgens de Europese Aanbeveling 2004/02/Euratom, en de maandelijkse en jaarlijkse mededeling van deze informatie aan het FANC.

Voor de sector van het transport van radioactieve stoffen onthouden we de omzendbrief van 1 juli 2009 betreffende de opleiding en het examen voor veiligheidsadviseur ADR/RID klasse 7 en de brief van het FANC van 5 mei 2010 die de rol van de verzender in de zin van ADR/RID verduidelijkt. Deze publicaties gaan gepaard met de versterking van de transportprocedure bij Electrabel. Voor de fysieke bescherming noteren we hoofdzakelijk:

- De wet van 30 maart 2011 tot wijziging van de wet van 15 april 1994
- De wet van 1 juli 2011 'betreffende de beveiliging en de bescherming van de kritieke infrastructuur' en de Koninklijke Besluiten die geratificeerd werden op 17 oktober 2011

2.2 Op Europees niveau

Drie Richtlijnen vormen op Europees niveau de belangrijkste teksten voor de nucleaire veiligheid:

- Richtlijn 2009/71/Euratom 'Council directive establishing a Community framework for the nuclear safety of the nuclear installations' (Richtlijn van de Raad tot vaststelling van een communautair kader voor de nucleaire veiligheid van kerninstallaties), herzien door de Richtlijn 2014/87/Euratom van 8 juli 2014 op basis van de lessen die getrokken werden uit het ongeval in Fukushima (De publicatie van het KB van 30 november 2011 liet België toe om adequaat te reageren op de omzetting van de Richtlijn 2009/71/Euratom).

- Richtlijn 2011/70/EURATOM van de Raad van 19 juli 2011 tot vaststelling van een communautair kader voor een verantwoord en veilig beheer van verbruikte splijtstof en radioactief afval.
- Richtlijn 2013/59/Euratom van de Europese Raad van 5 december 2013 tot vaststelling van de basishoudende normen voor de bescherming tegen de gevaren verbonden aan de blootstelling aan ioniserende straling, en houdende intrekking van de Richtlijnen 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom en 2003/122/Euratom.

Ook te vermelden zijn:

- De Aanbeveling 2004/02/Euratom 'Gestandaardiseerde informatie over de lozing van radioactieve stoffen in de lucht en het water door kerncentrales en opwerkingsfabrieken in normaal bedrijf', hoger vermeld (zie FANC-nota 2010-106).
- De regelgeving in verband met de procedure voor het transport van radioactieve stoffen (Richtlijn 2006/116/Euratom en Beschikking 2008/312).

Ook enkele initiatieven van WENRA werden in rekening genomen:

- De publicatie van de WENRA Reference Levels betreffende de harmonisatie van de veiligheidsniveaus van de bestaande reactoren, eerst in de versie van 2006, daarna herzien in 2008 en herzien in september 2014 in het licht van de lessen die getrokken werden uit het ongeval in Fukushima;
- De WENRA-publicatie over de opslag van verbruikte splijtstof en radioactief afval, verschenen in 2006 en herzien in maart 2010 en april 2014;
- De WENRA-publicatie over de ontmanteling van de nucleaire installaties, verschenen in 2007 en herzien in november 2011.

2.3 Op het niveau van de U.S.NRC

We vermelden eerst de aanpassingen van de Code of Federal Regulations (CFR):

- 'Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactor Designs' (10 CFR 50.54 (hh), March 27, 2009): deze regel eist dat de vergunningsaanvraag voor een nieuwe kernreactor gepaard gaat met een specifieke evaluatie van de gevolgen van de inslag van een groot commercieel vliegtuig. De aanvrager moet in het ontwerp, door middel van realistische analyses, elementen en functionele capaciteiten identificeren en integreren om aan te tonen dat met kleine acties van de operatoren de reactorkern afgekoeld blijft of het containment intact blijft en dat de afkoeling of de integriteit van het dok met verbruikte splijtstof behouden blijft.

- Na de terroristische aanslagen van 11 september 2001 heeft de US Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC) de Amerikaanse exploitanten bevolen om plannen en strategieën (*mitigation strategy*) uit te werken die een antwoord bieden op een groot aantal gebeurtenissen, met inbegrip van de inslag van een vliegtuig en de gevolgen van grote verliezen ten gevolge van een ontploffing of een grote brand. De eisen die verzameld zijn in het onderdeel B.5.b (onderdeel van de '2002 NRC Security Order' over de schade die wordt veroorzaakt door brand of ontploffing, onder meer ten gevolge van het neerstorten van een vliegtuig) vereisten de exploitanten om strategieën te identificeren en daarna toe te passen om de afkoeling van de reactorkern, het containment en het gebouw waar de verbruikte splijtstof wordt opgeslagen, te behouden of te herstellen en die met bestaande of gemakkelijk beschikbare middelen kunnen worden uitgevoerd.
- Een regel die een alternatief biedt voor de eisen die vervat zijn in de 10 CFR Part 50.61 betreffende de breukbestendigheid (*fracture toughness*) om de reactoren te beschermen tegen thermische schok onder druk (2010). De regel voorziet in recente methodes om de verbrossing van het reactorvat onder straling te evalueren.

Er werden bijna 180 Regulatory Guides (RG) geïdentificeerd, nieuwe of herzieningen, met inbegrip van de regels die van toepassing zijn in de uitbatingsvergunning. Deze nieuwe publicaties betreffen vooral de Safety Factors 1 (*Plant Design*) en 7 (*Hazard Analysis*) van de tienjaarlijkse herziening. We noteren in het bijzonder:

- RG 1.89 (rev 4, March 2012), volgt op de GL-2004-02 en verwijst naar de documenten die aangewend moeten worden om de recirculatieproblematiek (*REX Barsebäck*) in België op te lossen.
- RG 1.189 (rev 2, Octobre 2009), referentiegids die in aanmerking genomen wordt bij de evaluatie van Safety Factor 7.
- RG 1.200 (rev 2, March 2009), referentiegids om Safety Factor 6 (*Probabilistic Safety Assessment*) te evalueren.

Tijdens deze periode werden 7 Generic Letters en 6 Bulletins gepubliceerd, waaronder 2 referentieregels voor de problematiek die aan het licht kwam door internationale ervaringsfeedback:

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

2.4 Op het niveau van het IAEA

Er werden bijna 100 nieuwe teksten van het International Atomic Energy Agency (IAEA) geïdentificeerd. Hieronder de meest opmerkelijke:

- *SF-1 Fundamental Safety Principles* (november 2006), die de veiligheidseisen van het hoogste niveau beschrijft.
- *GS-R-3 The management system for facilities and activities safety requirements* (augustus 2006), die grotendeels aan de basis ligt van de herziening van de WENRA Reference Levels van 2008.
- *SSR-2-2 Commissioning and Operation Specific Safety Requirements* (juli 2011), herziening van de NS-R-2 van 2000.

- *TS-R-1 Regulations for the safe transport of radioactive material* (september 2005, daarna bijgewerkt in 2009), die de basis vormt voor de reglementering van het transport van radioactieve stoffen.
- De *Safety Guide NS-G-2.15 Severe accident management programmes for nuclear power plants* (juli 2009).
- De *Safety Guide NS-G-2.18 Meteorological and Hydrological hazards in Site evaluation for nuclear Installations* (oktober 2011), referentiegid voor evaluatie van Safety Factor 7.
- De *GSR Part 3 Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards*, beter bekend onder de naam *Basic Safety Standards* (BSS) en herziening van de vorige *Safety Series nr. 115* van 1996. De BSS vormen de basisreglementering voor stralingsbescherming. Deze publicatie gaat de uitgave van de reeds genoemde *BSS Euratom 2013/59* vooraf.

2.5 Impact van het ongeval in de centrale van Fukushima Daiichi

De zware aardbeving en tsunami die Japan op 11 maart 2011 troffen en die een zwaar ongeval in de centrale van Fukushima Daiichi veroorzaakten, had een bijzondere impact. Uit het incident volgde een evaluatie van de toestand van de terreinen en de uitrustingen van kerncentrales. Op basis van die evaluatie werd een actieplan opgesteld om snel in te grijpen bij zware natuurrampen, zonder de wijziging van de regelgeving in dat domein af te wachten. Het zware ongeval en de acties die daaruit resulteerden, hebben progressief geleid tot wijzigingen in het reglementaire kader:

- Op Europees en nationaal niveau werden in 2011 Weerstandstesten (*stress tests*) uitgevoerd door de onafhankelijke nationale overheden. Die testen gebeurden volgens de specificaties die door de WENRA werden voorgesteld en vervolgens werden aangenomen door de ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group). Deze testen evalueerden de weerstand van de kerncentrales tegen extreme natuurverschijnselen, verlies van elektrische voeding en verlies van de koude bron, alsook het beheer van zware ongevallen. Deze testen werden in alle kernreactoren in de Europese Unie uitgevoerd. Op vraag van het FANC werden terroristische aanslagen (opzettelijke vliegtuigcrash) en andere vormen van menselijke agressie (hacking, giftig en explosief gas, schokgolven) opgenomen als extra te beschouwen gebeurtenissen.
- De Europese Commissie stelde haar conclusies over de Weerstandstesten van de kerncentrales voor op 4 oktober 2012. Volgens de Commissie beschikken de Europese centrales in het algemeen over hoge kwaliteitsstandaarden. Er moeten echter verbeteringen worden uitgevoerd op basis van internationale goede praktijken en de veiligheidsnormen die het IAEA aanbeveelt.
- Het FANC maakte aan de ENSREG het nationale actieplan over met betrekking tot de Weerstandstesten die in de kerncentrales van Doel en Tihange werden uitgevoerd.
- Naast een verslag over de invoering van de aanbevelingen op basis van de Weerstandstesten, legde de Europese Commissie in juli 2014 de laatste hand aan een herziening van de richtlijn over de nucleaire veiligheid (2009/71).
- Aan Amerikaanse zijde heeft het U.S.NRC ook onmiddellijke acties gevraagd via:

- Het *Bulletin 2011-01 mitigating strategies*, waarin gevraagd werd om na te gaan of de strategieën die volgens 'B5.b' en 10 CFR 50.54 (hh) (zie hoger) moesten worden uitgewerkt ook werden ingevoerd en om de bijkomende bepalingen als antwoord op *beyond design*-situaties te evalueren.
- Het *Bulletin*, in 2012, *Orders (provisions for mitigation strategies for beyond-design-basis external events; requirements for reliable hardened containment vents; provisions for reliable spent fuel pool indications)* die gepaard gaan met *Interim Staff Guidance* om een gepaste invoering van deze 'orders' te verzekeren.

Het Amerikaanse reglementaire kader kan nog verder evolueren. Er werd een *Request for Information Letters* geformuleerd (volgens 10 CFR 50.54 (f)) om de noodzaak van een reglementaire actie op het vlak van het ontwerp en de voorbereiding op noodgevallen in geval van aardbevingen en overstromingen te evalueren. Wijzigingen aan 10 CFR 50.63 over de reactie op de *station blackout* (SBO) worden bestudeerd.

3 Overzicht van de evolutie van de centrale

3.1	Installatieverbeteringen	19
3.2	Werkwijzen.....	20
3.3	Wijzigingen met een impact op de nucleaire veiligheid.....	21
3.4	Audits en assessments	23
3.5	Studies en R&D-programma's	24
3.6	Dimensionering van de hulpinstallaties in het kader van de verdere exploitatie	24

3 Overzicht van de evolutie van de centrale

Doel 4 is een *3-loop PWR* met een dubbelwandig reactorgebouw. Het buitenste omhulsel bestaat uit gewapend beton. Het binnenste omhulsel bestaat uit voorgespannen beton met een stalen bekleding om de lekdictheid te verzekeren.

Reeds van bij het ontwerp was Doel 4 uitgerust met een eerste beveiligingsniveau en een tweede beveiligingsniveau (bunker). De veiligheidssystemen van het eerste niveau zijn actief in het geval van een intern incident. Deze van het tweede niveau zijn ontworpen om de nucleaire veiligheid te verzekeren bij een extern incident (vliegtuigval, gaswolkexplosie, grote brand).

Enkele belangrijke eerste-niveausystemen kunnen eveneens vanuit het tweede niveau geactiveerd worden: de afsluiters van stoomleidingen en voedingswaterleidingen, de stoomafblaaskleppen naar de atmosfeer, de ontlastingskleppen op het primair drukregelvat. Gedurende de eerste drie uur na het incident kan de bunker volledig autonoom werken. Daarna moeten operatoren de bediening in de bunker overnemen.

3.1 Installatieverbeteringen

Sinds de opstart in 1985 en tot aan de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) in 2005 zijn er talrijke verbeteringen aan de installaties van Doel 4 doorgevoerd. Dit zijn de belangrijkste:

- Door een verbinding te maken tussen de lagedruk-veiligheidsinjectie en de sproeikring blijft de lagedruk-recirculatie vanuit de sproeikring te allen tijde gegarandeerd, ook bij een faling van de lagedruk-veiligheidsinjectie (eerste TJH).
- De installatie van afblaaskleppen op het primaire drukvat werd gekwalificeerd voor zowel stoom- als waterontlasting (eerste TJH).
- De sasdeuren van het reactorgebouw werden vervangen door een verbeterd ontwerp met een passief dichtingssysteem, dit om de lekdictheid van het reactorgebouw te verbeteren (tweede TJH).
- De stoomgeneratoren werden vervangen door het type Inconel 690, voorzien van verbeterd pijpmateriaal. Het gebruikte staal is minder onderhevig aan corrosie, en heeft een verhoogd uitwisselingsoppervlak met een grotere koelcapaciteit (eerste TJH).
- Er werden autocatalytische recombinatoren geïnstalleerd om waterstofopbouw te voorkomen bij een zwaar ongeval in het reactorgebouw.

Inmiddels zijn er bij Doel 4 nog vele andere wijzigingen en projecten doorgevoerd ter behoud en verhoging van de nucleaire veiligheid. In dit hoofdstuk volgt een overzicht van de belangrijkste verbeteringen die de laatste tien jaar zijn doorgevoerd. Een veel vollediger overzicht van de evolutie van de centrale volgt bij de behandeling van de 14 veiligheidsfactoren (*safety factors, SF*) in dit Syntheserapport.

3.2 Werkwijzen

3.2.1 Introductie nieuwe werkwijzen

In 2000 en 2005 heeft Electrabel met NUC 21 en NUC 21+ een belangrijke organisatiewijziging ondergaan. Door de invoering van de departementen Engineering, Care, Operations en Maintenance werden de werkwijzen, activiteiten en procedures op de verschillende centrales optimaal op elkaar uitgelijnd en zoveel mogelijk uniform gemaakt. De ondersteuning vanuit Corporate werd versterkt.

Alle organisatieprocedures van de hele site en de verschillende entiteiten zijn herschreven in een nieuwe en logische structuur. De verschillen tussen de entiteiten zijn daarbij zo veel mogelijk weggewerkt. Ter verbetering van de *Human Performance* (HU) werden in de bedrijfsopleiding en het onderhoud doorgedreven actieplannen opgezet en toegepast, en dit in samenwerking met externe specialisten. Deze HU-coaching maakt nu een vast onderdeel uit van de simulatortraining, de bedrijfsopleiding en de teambegeleiding op de werkvloer. Alle contractors krijgen een opleiding op de werfsimulator. Hier worden ze vertrouwd gemaakt met de werkwijzen en de hoge veiligheidsstandaarden op de kerncentrale.

Dankzij de opvolging van de G-factor (gebruiksfactor technische specificaties) worden de onbeschikbaarheden van de veiligheidstuigen zo laag mogelijk gehouden. De bijdrage van de onbeschikbaarheden op de *Core Damage Frequency* (CDF), berekend met de *Probabilistic Safety Assessment* (PSA), wordt eveneens geëvalueerd. De PSA is een effectief hulpmiddel geworden bij de evaluatie van incidenten, wijzigingen, technische specificaties, onbeschikbaarheden en besluitvorming.

Het actieplan Nucleaire Veiligheid & Beschikbaarheid (NV&B) is ingevoerd en wordt continu opgevolgd en bijgewerkt op de Plant Operating Review Committees (PORC). In lijn met de *IAEA's Safety Guide NS-G-2.6 Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants* werd voor Doel 4 een uitgebreid en volledig gedocumenteerd *Maintenance, Surveillance & Inspection* (MS&I) programma opgesteld en geïmplementeerd.

Voor de veiligheidsgebonden systemen worden System Health Reports (SHR) geüpdatet. Alle uitbatingsinformatie van deze systemen wordt hierin samengebracht en maakt indien nodig het voorwerp uit van verbeteringsplannen.

Er werd een nieuwe brandweerorganisatie ingevoerd met een permanente aanwezigheid (24 uur op 24, 7 dagen op 7) van een brandweerploeg op de site Doel. De nodige interventiewagens zijn aangekocht.

3.2.2 Behoud en verbetering bestaande werkwijzen

Het scamreductieplan wordt nauwgezet opgevolgd. De kwaliteit van de uitbatingsprocedures wordt continu verhoogd. Sinds 2005 bestaat er een centrale, betrouwbare en krachtige databank (SAP) met uitgebreide functionaliteiten voor het beheer van documenten. De volledige levenscyclus van alle documenten wordt strikt gecontroleerd en opgevolgd. De elektronische versies worden bewaard en ter beschikking gesteld. Ook de fysieke klassenementen worden beheerd via SAP DMS, dat ook voor een uitgebreide logging en tracking zorgt.

Het consigneren (vrijschakelen) en deconsigneren (normaliseren) van systemen wordt op een uniforme manier benaderd voor de hele site, en er zijn nieuwe verwachtingen gecreëerd in het onafhankelijk nazien van consignaties en deconsignaties (EXPL/O/03). De bedoeling is om duidelijke en eenduidige regels op te leggen en het onafhankelijke nazicht en de *Quality Control* (QC) te verhogen.

Het herkwalificatieproces na onderhoud werd volledig herzien en de verwachtingen zijn duidelijk vastgelegd. Er wordt een volledig nieuwe methodologie toegepast met standaardherkwalificatiefiches om duidelijkheid en uniformiteit te creëren in het herkwalificatieproces INST/36.

De beschikbaarheid van veiligheid en nooduitrustingen is verplicht tijdens half been-werking. De maatregelen worden beschreven in de procedure INST/35. Veiligheidsstudies hebben eveneens aangetoond dat bepaalde automatische BKR-sequenties nadelig kunnen zijn bij half been-werking. Onder zeer strikte voorwaarden en binnen welbepaalde uitbatingslimieten worden deze sequenties manueel geïnhibeerd.

3.3 Wijzigingen met een impact op de nucleaire veiligheid

De voorbije tien jaar werden aan Doel 4 tal van wijzigingen aangebracht, die allemaal voor een verhoging van de nucleaire veiligheid hebben gezorgd. Een overzicht.

Mechanische uitrusting

- Vernieuwing van de hard- en software van de simulator – hierdoor worden de simulaties nog realistischer en kunnen installatiewijzigingen sneller op de simulator toegepast worden
- Vernieuwing van de splijtstofrekken in het splijtstofgebouw (SPG) – door het gebruik van boorstaal in de nieuwe rekken wordt de ondercriticiteit op een duurzame wijze gegarandeerd
- Aanpassing van de beveiligingen van de kritische hijsbruggen conform de nieuwste regelgeving
- Renovatie van het hellend vlak in het splijtstofgebouw en de bijbehorende remmen van de hijsinstallatie
- Vervanging van de dichting van de deuren tussen de verschillende splijtstofopslagdokken
- Vergroting van de recirculatiefilters die tijdens de recirculatie na LOCA in dienst genomen worden – door de sterk vergrote filters met kleinere maaswijdte is verstopping uitgesloten en wordt alle vuil in het reactorgebouw tegengehouden
- Vervanging van de AF-turbopomp
- Vervanging van het *nozzle dam*-systeem op de stoomgeneratoren
- Verbetering van het betonnen omhulsel van het reactorgebouw
- Vervanging van de ventilatiekanalen en -registers op diverse ventilatiesystemen
- Vervanging van de sturing van de verwarmingsbatterijen van de ventilatiekringen
- Vervanging van de interne delen van de hoofdstoomisolatieafsluiters
- Herstelling van de betonnen koeltorens van het RN-systeem
- Vervanging van het reactordeksel (in uitvoering)
- Vervanging van de permanente trillingsoverwaking op de SC-pompen en de inwendige ventilatoren van het reactorgebouw

- Invoering van het *housekeeping*-project Energieia om de algemene toestand en het uitzicht van de installatie te verbeteren (schilderwerken, isolatie, reiniging, klein onderhoud, enzovoort)
- Vernieuwing van de dakbekleding van het reactorgebouw
- Renovatie van de controlezaal
- Grote reiniging van de koelvijvers (LU)
- Hernieuwing van de lassen op het drukregelvat

Brandbeveiliging

- Sanering van de brandkleppen in de ventilatiesystemen
- De voorbije jaren werden verschillende veranderingen en verbeteringen aangebracht in de brandbeveiliging: modernisering blusposten, vervanging branddetectie primaire pompen, vervanging afsluiters op de brandweerleidingen, enzovoort. De uitrusting beantwoordt aan de strengste normen.

Radiologische meting

- Vervanging van de meetketens die de lucht op radioactief gas, stof en Iodium controleren (nog in voorbereiding)
- Vervanging van het elektronische dosimetriesysteem waarmee de dosissen van de werknemers worden geregistreerd (nog in voorbereiding)
- Aanpassingen in de ventilatiekringen van de controlezaal om de actief-koolfilters beter te kunnen testen zonder de kring volledig uit dienst te moeten nemen
- Vervanging van de personenmonitoren door een meer performant type – deze worden gebruikt om de werknemers op radioactieve besmetting te controleren bij het verlaten van de warme zone
- Vervanging van de deurmonitor aan de uitgang van de warme zone – deze doet een extra controle op besmetting van de werknemers die de warme zone verlaten

Koeling en noodstop

- Verhoging van het peil van de LU-vijvers zodat een groter bufferreservoir ontstaat om de nakomende warmte af te voeren en de bunkertuigen te koelen
- Aanpassing van de sturing van de terugslagkleppen van het hoofdvoedingswater (Sempells) zodat het functioneel lek, eigen aan het ontwerp van de Sempells, snel geïsoleerd wordt volgend op de noodstop. Zodoende wordt tijdig voldoende water (hulpvoedings- of noodvoedingswater) naar de stoomgeneratoren geïnjecteerd.

EI&C-apparatuur

- Vervanging van een reeks veiligheidsgebonden elektrische batterijen, gelijkrichters en wisselrichters
- Vervanging van de step-up generator-transformatoren
- Vervanging van de beveiligingen van de transformatoren
- Vervanging van de 380 kV-vermogensschakelaar door een persluchtvrij type
- Vervanging van de meetketens en de elektronica van de reactiviteitsmetingen rond de reactorkuip
- Installatie van de CORDAL-debietmeter om het primaire vermogen nauwkeuriger te meten
- Vernieuwing van de geklasseerde 1^E elektroventielen
- Vernieuwing van de geklasseerde 1^E omvormers
- Vernieuwing van de 'schrijvers' in de controlezaal
- Vervanging van de sturing en de geleidingsbuizen van de Incore fluxplot
- Vervanging van het systeem voor de temperatuurmeting in de reactor

- Vervanging van de noodstop-schakelaars
- Vervanging van de verwerkingseenheid van het LPMS-systeem waarmee losliggende deeltjes in de primaire kring opgespoord kunnen worden
- Uitbreiding van de toxische gasmeetketens, die de controlezaal van de buitenwereld isoleren indien ze giftige gassen meten
- Vervanging van de testinstallaties die de goede werking van de veiligheidssystemen van het eerste niveau en de bunker testen
- Vervanging van de elektrische beveiligingen van de veiligheids- en nooddiesels (in uitvoering)
- Renovatie van de pneumatische sturing van de stoomafblaaskleppen van de stoomgeneratoren
- Vervanging van de snelheidsmeting van de primaire pompen
- Vervanging van de waterstofmeetsondes in het RGB
- Vervanging van de sturing en de standaanduiding van de controlestaven (IPB)
- Aanpassingen aan de wisselrichters in het kader van het overspanningsincident FORSMARK

Diversen

- Overgang op splijtstofcyclus van 18 maanden

BEST-actieplan

Als gevolg van het BEST-project werden verschillende bijkomende buitenontwerp-scenario's onderzocht. Dit leidde tot de aanpassing en uitbreiding van de installaties om deze ongevallen nog beter te kunnen opvangen.

- Aansluitpunten zijn voorzien om de primaire kring en de sproeisystemen van het reactorgebouw vanuit een externe waterbron te voeden via een externe pomp.
- Aansluitpunten zijn voorzien om de stoomgeneratoren vanuit een externe waterbron te voeden via een externe pomp.
- Alternatieve middelen zijn voorzien om de splijtstofopslagdokken gevuld te houden met een externe pomp en externe watervoorraden.
- Een extra aansluiting is voorzien om ook bij een *complete Station Blackout* (SBO) water uit de LU-vijvers te kunnen onttrekken om bovenstaande systemen te voeden.
- Er is een elektrisch verdeelnet voorzien waarmee belangrijke veiligheidstuigen met externe dieselgeneratoren gevoed kunnen worden.
- Vervanging van de noodverlichting door noodverlichting met een grotere autonomie.
- Studies en aanbestedingen zijn lopende om een installatie te bouwen die een gefilterde drukverlaging (*Filtered Containment Venting System*) van het reactorgebouw toelaat.
- Mobiele schotten kunnen aan de ingang van veiligheidsgebonden gebouwen geplaatst worden als bescherming tegen overstroming.

3.4 Audits en assessments

De voorbije tien jaar werden talrijke audits en assessments op de site in Doel uitgevoerd.

- De verbeteringsvoorstellen die voortkwamen uit de OSART-missie op KCD (2010) inclusief de bijbehorende opvolging in 2012, werden ingevoerd.

- De opeenvolgende WANO Peer Reviews van de hele site (2002, 2006, 2009 en 2013) en hun respectieve follow-up (2004, 2007, 2011 en 2014) hadden uiteraard ook betrekking op Doel 4. WANO voerde ook diverse *technical support missions* uit op de site: Trainingseminarie *Operational Decision Making* (ODM), *Human Performance* (3x), Grondoorzakenanalyse (2x), Wijzigingsproces, Onderhoudsprocedures en beheer van lekken, Onderhoud van diesels, Opleiding en kwalificatie, Verbetering van de operationele focus, Managers op de werkvloer, *Long Term Operation* (LTO). In 2013 was er de WANO *Safety Culture Assist Visit* (SCAV).
- Om de drie jaar is er een hercertificering van het OHSAS-certificaat (klassieke veiligheid) en het EMAS-certificaat (milieu), en elk jaar een opvolgingsaudit.
- Verzekeraar NEIL voert periodieke audits uit, alsook SYBAN.

3.5 Studies en R&D-programma's

De voorbije tien jaar werden ook verschillende studies en R&D-programma's op de site in Doel uitgevoerd.

- Naar aanleiding van de vervanging van de stoomgeneratoren werden de meeste veiligheidsstudies opnieuw uitgevoerd.
- In het kader van het BEST-project werden verschillende bijkomende buitenontwerpongevallen onderzocht. Dat leidde tot de invoering van nieuwe procedures om met deze ongevallen om te gaan.
- Voor verschillende andere projecten (bijvoorbeeld nieuwe splijtstofrekken) werd de veiligheid opnieuw geëvalueerd aan de hand van studies.
- In 2011 en 2012 werd een *Seismic Margin Review* (SMR) uitgevoerd voor Doel 4. De resultaten ervan zijn nadien aangewend bij de Weerstandstesten (BEST). Een internationaal team van experts maakte een grondige evaluatie van de marges tegenover een gekozen *Review Level Earthquake* (RLE) met een *Peak Ground Acceleration* (PGA) van 0,17g.
- Electrabel neemt ook deel aan verschillende R&D-programma's (OECD, EU, enzovoort) om het beheer van zware ongevallen te verbeteren. Voor de verbetering van de incidentprocedures werkt Electrabel samen met de Westinghouse Owners Group (WOG).

3.6 Dimensionering van de hulpinstallaties in het kader van de verdere exploitatie

De verdere exploitatie van Doel 4 heeft een impact op de hoeveelheid geproduceerde effluënten, vooral de radioactieve effluënten, en op de hoeveelheid gegenereerd afval. De aanpak gebeurt in nauw overleg met NIRAS, de Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen.

Om het afval gedurende de verdere exploitatie te kunnen opslaan moeten de gebouwen correct gedimensioneerd zijn. Dat geldt ook voor de opslag van grote componenten waarvan de vervanging voorzien is, en in het bijzonder voor de opslag van de gebruikte splijtstof.

Hieronder volgt een synthese van acties en projecten die aantonen hoe het radioactief afval proactief wordt beheerd door alle betrokken partijen, waaronder Electrabel en NIRAS.

3.6.1 Beheer van de opslag van de gebruikte splijtstof

De huidige tussentijdse opslagruimte bestaat voor Doel uit de droge opslag van splijtstofelementen in containers. Deze opslagruimte (Splijtstofcontainergebouw, SCG) is ontworpen voor een levensduur van 40 jaar maar zonder rekening te houden met de afvoer van splijtstofelementen vanuit de desactivatiebekkens. Er werd dus vanuit gegaan dat deze bekkens gevuld blijven met gebruikte splijtstofelementen. De splijtstofelementen worden in de eerste jaren na ontlading uit de kern in deze desactivatiebekkens opgeslagen. Onder de huidige omstandigheden zal voor de droge stockage en de desactivatiebekkens het verzadigingspunt bereikt zijn in 2022.

In 2010 werd daarom een studieproject opgestart (SF²) om extra opslagcapaciteit te voorzien op de site rekening houdend met de verdere uitbating van de centrales en het ontladen van de desactivatiebekkens. Hierbij wordt rekening gehouden met een eventuele verlenging van de uitbating met tien jaar voor Doel 1 en 2. Na een haalbaarheidsstudie voor de stockage van splijtstofelementen onder water wordt op dit moment de haalbaarheid onderzocht van de droge stockage van splijtstofelementen. Er wordt uitgegaan van een extra benodigde capaciteit van ongeveer 70 containers rekening houdend met het huidige wettelijke kader en de eventuele langetermijnuitbating (LTO) van Doel 1 en 2. De bedoeling is om de extra opslagcapaciteit beschikbaar te hebben in 2021.

Een uitbreiding van het gebouw kan op termijn voorzien worden in geval van een levensduurverlenging van een van de nucleaire eenheden in Doel. De richtlijnen van het FANC voor nieuwe klasse I zijn van toepassing op deze extra opslagruimte. De splijtstofelementen moeten door de container of het gebouw beschermd zijn tegen zware ongevallen (brand, vliegtuigval, aardbeving, gaswolkexplosie, enzovoort).

3.6.2 Beheer van het radioactief afval

3.6.2.1 Inventarisering, karakterisering en mogelijke evacuatie van afval in de desactiveringsdokken

Volgend op het project *Emptying of Pools* (EOP), een onderdeel van het sluitingsprogramma van Doel 1 en 2, zal het departement Fuel een plan van aanpak uitwerken voor het inventariseren en karakteriseren van het afval dat zich in de desactiveringsdokken van alle eenheden bevindt.

In voorbereiding van de ontmanteling van Doel 1 en 2 werd bepaald dat het niet-fissiel materiaal en het historisch afval in de dokken van het Gebouw voor Nucleaire Hulpdiensten (GNH) voor de eigenlijke aanvang van de ontmanteling verwijderd moet zijn. Het materiaal wordt geïnventariseerd en verdeeld in drie groepen (voor Doel 4 is deze inventarisatie gestart):

- Hoog actief materiaal dat niet geëvacueerd kan worden via erkende verwerkingsprocedures (bijvoorbeeld controlestaven, stoppen van de verbruikte splijtstofelementen) en op de site tijdelijk opgeslagen moet worden in *dual purpose high integrity casks*

- Materiaal dat geëvacueerd en verwerkt kan worden via erkende procedés
- Verschillende materialen die nog verder onderzocht moeten worden (bijvoorbeeld filters)

3.6.2.2 Alkali-Silica-Reactie in afvalvaten Doel

In een aantal afvalvaten vond een Alkali-Silica-Reactie (ASR) plaats. NIRAS en Electrabel hebben beslist om op de site van Belgoprocess een nieuw specifiek opslaggebouw neer te zetten voor de opslag van alle betrokken vaten, ook de vaten die al aan NIRAS waren overgedragen.

Het concept en de planning werden al met het FANC besproken. Het is de bedoeling om tegen midden 2017 over de nodige vergunningen te beschikken zodat de bouw ervan kan starten en een jaar later operationeel kan zijn. Nadien worden de ASR-vaten vanuit Doel overgebracht naar het nieuwe opslaggebouw op de site van Belgoprocess.

3.6.2.3 Verwerkingsprocedé van concentraten en harsen in Doel

Om de ASR-problematiek voor de afvalvaten op te lossen, moet er gezocht worden naar nieuwe verwerkingsprocedés voor harsen en concentraten die voortkomen uit de productie in Doel. Onderzoek en studies zijn lopende, in nauw overleg met NIRAS. De doelstelling is om voor wat betreft de harsen de conditionering te herstarten in januari 2018 en voor de concentraten een jaar later. De duurtijd van dit traject wordt in grote mate bepaald door noodzakelijke acceptatietesten en het verkrijgen van de eigenlijke erkenning door NIRAS. Er is in Doel voldoende opslagcapaciteit beschikbaar om deze periode te overbruggen.

3.6.2.4 Stoomgeneratoren en reactordeksels

De toestand van de stoomgeneratoren blijft onveranderd. De oude stoomgeneratoren van Doel 1 en 2, Doel 3 en Doel 4 die eerder vervangen werden, bevinden zich nog steeds in het Gebouw van de Stoomgeneratoren (GSG). Na de vervanging van het reactordeksel van Doel 4 (najaar 2015) zal het oude reactordeksel eveneens worden opgeslagen in het GSG.

4 Doelstellingen

4.1	Tienjaarlijkse Herziening (TJH) in de uitbatingsvergunning	29
4.2	Doelstellingen Tienjaarlijkse Herziening (TJH).....	29
4.3	Nieuwe methodologie met veiligheidsfactoren.....	31

4 Doelstellingen

4.1 Tienjaarlijkse Herziening (TJH) in de uitbatingsvergunning

Bij elke Belgische nucleaire eenheid hoort een uitbatingsvergunning. Die bepaalt onder meer dat de uitbater om de tien jaar een veiligheidsevaluatie dient uit te voeren, de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) of *Periodic Safety Review* (PSR) [REF Alg-7].

De vergunning meldt ook dat de periode van tien jaar begint na de keuring voor ontvangst, vanaf de eerste ingebruikname op vol vermogen. Voor kerncentrale Doel 4 is dit 14 augustus 1985, zoals gestipuleerd in het Koninklijk Besluit (KB) van 21 augustus 1984, nr. S.6.941/B: Uitbatingsvergunning D4 (zie artikel 18).

4.2 Doelstellingen Tienjaarlijkse Herziening (TJH)

Algemeen kan gesteld worden dat bij de TJH van een nucleaire installatie de volgende vragen beantwoord moeten worden:

- In welke mate is het bereikte veiligheidsniveau in lijn met de huidige internationale veiligheidsstandaarden en praktijken? Dat betekent concreet dat de exploitant en het Federale Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC) en filiaal Bel V een vergelijking maken tussen de toestand van de installaties (met de bijbehorende exploitatierichtlijnen) en de regels, normen en praktijken die op dat ogenblik gelden in de VS en de EU. Indien nodig worden er verbeteringen doorgevoerd.
- In welke mate zijn de getroffen maatregelen toereikend om het veiligheidsniveau te handhaven tot aan de volgende TJH?

KB van 30 november 2011

De doelstellingen van de TJH zijn vastgelegd in Artikel 14.1 van het KB van 30 november 2011 (Figuur 4.1). Aan dat KB heeft het FANC in oktober 2013 een richtlijn (nota 2010-095) toegevoegd over de uitvoering van periodieke veiligheidsherzieningen op inrichtingen van klasse 1 [REF Alg-3].

Art. 14. Periodieke herzieningen**14.1 - Doelstellingen van de periodieke veiligheidsherzieningen**

Ter aanvulling van in andere kaders uitgevoerde studies van de nucleaire veiligheid, heeft een periodieke herziening tot doel een systematische evaluatie van de nucleaire veiligheid van een installatie door te voeren, en in het bijzonder :

- te bevestigen dat de installatie nog minstens even veilig is als oorspronkelijk aanvaard of aanvaard na de vorige periodieke herziening, en aan te tonen dat geen enkele vermindering van de nucleaire veiligheid zonder corrigerende actie is gebleven;
- de toestand van de installatie en haar uitbatingsregime vast te stellen met bijzondere aandacht voor de structuren, systemen en componenten die kunnen verslechteren, teneinde elke factor te identificeren en te evalueren die de veilige uitbating van de installatie tot de volgende periodieke herziening of tot het geprogrammeerde einde van de levensduur van de installatie zou kunnen beperken;
- het huidige veiligheidsniveau te rechtvaardigen ten aanzien van de huidige normen en praktijken, en verbeteringen van de veiligheid te identificeren en toe te passen waar dit redelijkerwijs mogelijk is.

Voor de evaluatie van de veiligheid worden met name de volgende elementen in aanmerking genomen :

- de evoluties van de normen inzake nucleaire veiligheid, de technologie, onderzoek en ontwikkeling evenals de internationale regelgeving;
- de nationale en internationale ervaringsfeedback en uitbatingshistoriek;
- de veroudering van de installaties;
- de aan de installatie aangebrachte wijzigingen die een invloed hebben op de nucleaire veiligheid;
- de wijzigingen aan de organisatiestructuur.

De periodieke veiligheidsherziening moet slaan op alle veiligheidsaspecten van een inrichting. In deze context, wordt de inrichting beschouwd als het geheel van de installaties (systemen, structuren en componenten) die door de oprichtings- en exploitatievergunning worden gedekt.

De exploitant draagt de hoofdverantwoordelijkheid voor de periodieke veiligheidsherziening.

Figuur 4.1: KB van 30 november 2011, artikel 14§1 [REF Alg-5]

4.3 Nieuwe methodologie met veiligheidsfactoren

Electrabel en het FANC hebben besloten om vanaf de derde TJH van Doel 3 een nieuwe gemeenschappelijke methodologie toe te passen die gebaseerd is op de *Safety Guide NS-G-2.10* [REF Alg-1] van het International Atomic Energy Agency (IAEA).

De TJH zal voortaan bestaan uit een evaluatie van de nucleaire veiligheid aan de hand van het assessment van 14 veiligheidsfactoren (*Safety Factors, SF*) en een globale evaluatie (Tabel 4.2):

Subject area (veiligheidsdomein)		Safety Factor (veiligheidsfactor)
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 Assessment
	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 factor
	13	Emergency planning
Environment	14	Radiological impact on the environment
		Global assessment

Tabel 4.2: Veiligheidsfactoren te evalueren tijdens een TJH [REF Alg-1]

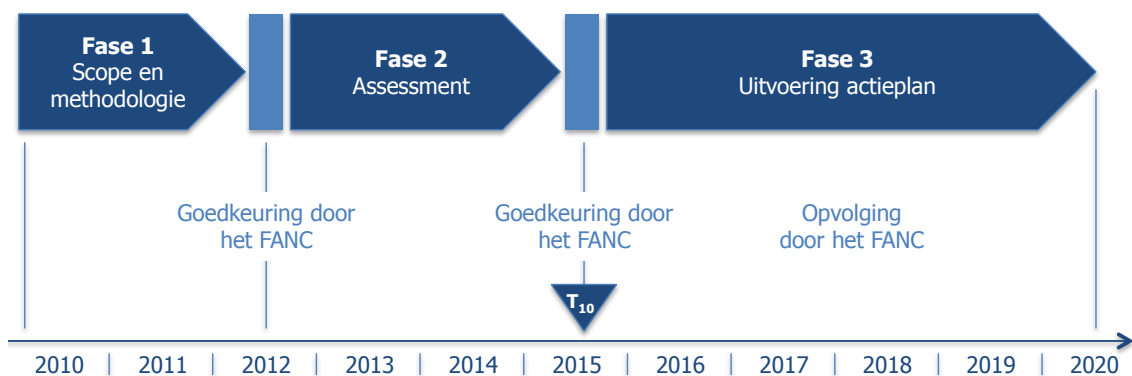
5 Verloop

5.1	Drie fasen	35
5.2	Fase 1: scope en methodologie	35
5.3	Fase 2: assessment.....	36
5.4	Fase 3: uitvoering van de acties.....	37

5 Verloop

5.1 Drie fasen

Om de doelstellingen te bereiken werd deze derde Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 4 opgedeeld in drie fasen:



1 de scope en methodologie van het assessment bepalen

Het opstellen van de scope en de methodologie begon in 2010 en nam twee jaar in beslag. Het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC) had daarna zes maanden de tijd om de scope en methodologie te beoordelen.

2 globale assessment van het veiligheidsniveau van de centrale overeenkomstig de scope en methodologie, en bepaling van het actieplan

Na de goedkeuring door het FANC volgde een periode van drie jaar waarin de assessments in de verschillende domeinen werden uitgevoerd. Op het einde van die periode was er een globale evaluatie, en werd er een actieplan opgesteld.

Het synthesesrapport wordt ter goedkeuring aan het FANC overhandigd tegen de verjaardag van de centrale Doel 4. Doel 4 is sinds 14 augustus 1985 in gebruik en wordt dus 30 jaar op 14 augustus 2015 (periode T_{10}). Het FANC heeft zes maanden om het actieplan goed te keuren.

3 het actieplan uitvoeren

Na de goedkeuring wordt het actieplan uitgevoerd over een periode van vijf jaar. Voor Doel 4 moet het ten laatste tegen augustus 2020 uitgevoerd zijn.

5.2 Fase 1: scope en methodologie

Om de scope van de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) te bepalen wordt een lijst opgesteld met de domeinen of onderwerpen, de betrokken installaties en de planning.

De TJH identificeert en evalueert de verschillen tussen het nucleaire veiligheidsniveau van de onderzochte centrale en de huidige nucleaire regelgeving, standaarden en goede praktijken. De verschillen worden opgedeeld in sterktes en mogelijke verbeteringen.

De resultaten van de TJH moeten de Belgische veiligheidsautoriteiten een duidelijk beeld geven van de huidige veiligheidstoestand van de onderzochte centrale. De methodologie is zowel proces- als resultaatgericht.

De scope- en methodologienota versie 1.0 [REF Alg-2] werd in februari 2012 aan het FANC overhandigd en in juni 2012 werd een licht aangepaste versie 1.1 afgeleverd. Op 21 februari 2013 heeft het FANC zijn commentaren gegeven en een aangepaste nota versie 2.0 [REF Alg-2] werd afgeleverd aan het FANC in april 2013. Na verduidelijking van een aantal punten heeft het FANC zijn voorwaardelijke goedkeuring gegeven op 4 juni 2014, en de finale goedkeuring in november 2014.

5.3 Fase 2: assessment

Na goedkeuring van de scope en methodologie door het FANC en de aanstelling van de assessoren gaan de assessments van de 14 veiligheidsfactoren in de vijf domeinen van start.

Assessoren

De assessoren worden door de projectleider aangeduid in overleg met verantwoordelijken van de nucleaire site en de betrokken departementen van Electrabel. Ze zijn expert in hun domein en bezitten de nodige kwalificaties. Bovendien hebben ze ervaring met assessments of audits en zijn ze voldoende onafhankelijk. Voor aanvang van de assessments krijgen ze een opleiding. Voor elke veiligheidsfactor wordt op de betrokken site een aanspreekpunt aangesteld die het unieke aanspreekpunt is voor de assessor.

Assessment

In overleg met het FANC wordt per veiligheidsfactor een lijst opgesteld met de documenten die moeten worden geleverd. Het assessment verloopt dan verder als volgt:



- De voorbereiding van het assessment bestaat uit het opstellen van een draaiboek, en uit het raadplegen van de toepasselijke wetgeving, standaarden en goede praktijken, en de relevante documenten van de betrokken site.
- Bezoek ter plaatse biedt de assessoren gelegenheid voor interviews, observaties en onderzoek.
- Na de analyse van de gegevens en feiten worden de conclusies neergeschreven in een rapport dat gepresenteerd wordt aan Bel V. Het FANC en Bel V worden regelmatig geïnformeerd over de vorderingen en resultaten. Onafhankelijk toezicht wordt uitgevoerd door Bel V.

Globale evaluatie

De resultaten worden weergegeven als bevindingen, sterktes of als mogelijke verbeteringen van de nucleaire veiligheid. Zodra de resultaten van alle 14 assessments bekend zijn, maakt een team van experts een globale evaluatie van de resultaten. De focus van die evaluatie

ligt op de acties die de grootste impact hebben op het verbeteren van de nucleaire veiligheid.

Het actieplan en het syntheserapport moeten voor het verstrijken van de derde tienjaarlijkse periode (14 augustus 2015) aan het FANC overhandigd worden.

5.4 Fase 3: uitvoering van de acties

Nadat het FANC het actieplan heeft goedgekeurd, heeft de nucleaire site vijf jaar de tijd voor de uitvoering. De uitvoering wordt door het FANC en Bel V verder opgevolgd.

6 Assessment van de 14 veiligheidsfactoren

6.1	Plant Design (SF1).....	41
6.2	Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)	46
6.3	Equipment Qualification (SF3)	53
6.4	Ageing (SF4).....	58
6.5	Deterministic Safety Analysis (SF5)	64
6.6	Probabilistic Safety Assessment (SF6).....	72
6.7	Hazard Analysis (SF7)	77
6.8	Safety Performance (SF8)	88
6.9	Use of Experience from other Plants and Research Findings (SF9)	95
6.10	Organization and Administration (SF10)	102
6.11	Procedures (SF11).....	108
6.12	The Human Factor (SF12)	113
6.13	Emergency Planning (SF13).....	119
6.14	Radiological Impact on the Environment (SF14).....	124

6 Assessment van de 14 veiligheidsfactoren

6.1 Plant Design (SF1)

Het assessment *Plant Design* (SF1) bevestigt dat het ontwerp van Doel 4 in lijn is met de huidige Amerikaanse *General Design Criteria* van de U.S.NRC 10CFR50 Appendix A. De ontwerpbasis is voldoende gedocumenteerd in het Veiligheidsrapport. Een sterkte van Doel 4 is de aanwezigheid van de tweede-niveausystemen van beveiliging; deze zorgen ervoor dat de centrale externe ongevallen kan weerstaan, met inbegrip van een *station blackout* (SBO).

6.1.1 Doelstellingen

"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."

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

Het assessment van de veiligheidsfactor *Plant Design* (SF1) onderzoekt of het ontwerp van Doel 4 en de bijbehorende documentatie nog in lijn is met de huidige algemene Amerikaanse ontwerpvereisten in de *U.S.NRC 10CFR50, Appendix A, General Design Criteria* [REF SF1-1] en de aanvullende U.S.NRC-referenties ([REF SF1-2] tot en met [REF SF-17]).

6.1.2 Evolutie van de centrale

De kerncentrale Doel 4 is een Westinghouse 3-lussen *Pressurized Water Reactor* met een dubbelwandig reactorgebouw (RGB). Het binnenste deel van het dubbele omhulsel bestaat uit voorgespannen beton met een stalen bekleding om de lektheid te verzekeren. Het buitenste deel bestaat uit gewapend beton.

Doel 4 beschikt over twee gescheiden niveaus van veiligheidssystemen. De eerste-niveausystemen zijn actief in het geval van een intern ongeval en worden bestuurd vanuit de hoofdcontrolezaal. De tweede-niveausystemen zijn ontworpen om de nucleaire veiligheid te verzekeren bij een extern ongeval (vliegtuigval, gaswolkexplosie, grote brand) en worden bestuurd vanuit de controlezaal in de bunker na een automatische start. De initiële fase van de bunkerinterventie verloopt automatisch gedurende drie uur. Daarna volgt een manuele bediening vanuit dezelfde controlezaal.

Het uitgangspunt bij de constructie van Doel 4 was dat beide beveiligingsniveaus geheel onafhankelijk van elkaar kunnen werken. Dit geldt in het bijzonder voor de elektrische dieselloedingen, watervoorraden, instrumentatie, perslucht, injectie naar de dichtingen van

de primaire pompen, voeding van de stoomgeneratoren, en koeling van de stilstandskoelkring. Vanuit het tweede niveau kan wel een beperkt aantal eerste-niveausystemen geactiveerd worden, zoals onder meer de afsluiters van stoomleidingen en voedingswaterleidingen, de stoom-afblaaskleppen naar de atmosfeer en de ontlastingskleppen op het primair drukregelvat.

6.1.2.1 Evolutie van het ontwerp

Naar aanleiding van de eerste (1995) en de tweede (2005) Tienjaarlijkse Herziening (TJH) werd het ontwerp van Doel 4 op volgende punten verbeterd:

- Er is een nieuwe leiding aangebracht tussen de lagedruk-veiligheidsinjectie en de sproeikring (eerste TJH). Die verbinding zorgt ervoor dat de lagedruk-recirculatie ook op lange termijn vanuit de sproeikring gegarandeerd blijft. Op die manier wordt een mogelijke falings van de lagedruk-veiligheidsinjectie opgevangen.
- De afblaaskleppen op het primaire drukregelvat zijn vervangen door een beter type (eerste TJH). Deze kleppen zijn gekwalificeerd voor zowel stoom- als waterontlasting.
- De sasdeuren van het reactorgebouw zijn vervangen (tweede TJH) door deuren met een passief dichtingssysteem. Dit komt de lektheid van het gebouw ten goede.

In 1997 zijn de stoomgeneratoren vervangen, omdat een aantal pijpen (circa 20 %) door corrosie was aangetast. De nieuwe generatoren zijn uitgerust met verbeterd pijpmateriaal (Inconel 690 in plaats van Inconel 600), dat minder onderhevig is aan corrosie. De nieuwe generatoren hebben ook een verhoogd uitwisselingsoppervlak met een grotere koelcapaciteit.

In dezelfde periode zijn ook autocatalytische recombinatoren geïnstalleerd om waterstofopbouw in het reactorgebouw te voorkomen in geval van een zwaar ongeval.

6.1.2.2 Evolutie gedurende de laatste tien jaar

Om Doel 4 beter te wapenen tegen 'ultieme omstandigheden' zoals extreem zware aardbevingen en overstromingen, totaalverlies van alle externe en interne elektrische voedingen, totaalverlies van alle koelbronnen of een combinatie van deze situaties, zijn de laatste tien jaar een aantal ontwerpverbeteringen doorgevoerd. Ze maakten deel uit van het BEST-actieplan (2011):

- Een alternatieve toevoer van geboreerd water vanuit de RWST naar de primaire kring en naar de sproeikring van het reactorgebouw – via een mobiele dieselpomp
- Een alternatieve voeding (DD, MW, LU, EF water) van de stoomgeneratoren – via een mobiele dieselpomp
- Alternatieve bijvulmogelijkheden (DD, MW, LU water) voor het splijtstofdok
- Een *Containment Filtered Vent System* om de druk in het reactorgebouw te verlagen in geval van een zwaar ongeval (gepland in 2017)

Andere ontwerpwijzigingen zijn reeds uitgevoerd of worden nog uitgevoerd in het kader van diverse nucleaire veiligheidsprojecten. Dit zijn de belangrijkste om te vermelden:

- De sturing van de hoofdvoedingswaterterugslagkleppen (Sempells) is aangepast om het functioneel lek na een noodstop snel te kunnen isoleren. Er wordt tijdig voldoende water geïnjecteerd naar de stoomgeneratoren door het hulpvoedingswater of door het noodvoedingswater (in uitvoering).
- Het peil van de LU-vijvers is verhoogd zodat een groter bufferreservoir ter beschikking is om de nakomende warmte af te voeren en de bunkertuigen te koelen (in uitvoering).
- De capaciteit van de batterijen is verhoogd om de autonomie van de veiligheidssystemen te verhogen bij een totaalverlies van elektrische voedingen (uitgevoerd).
- Er zijn nieuwe recirculatiefilters in het reactorgebouw geïnstalleerd om te verhinderen dat er vuil in de recirculatietreinen terechtkomt (uitgevoerd).

6.1.3 Assessment

6.1.3.1 Algemene bevindingen

"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."

U.S.NRC 10CFR50.2 [REF SF1-17]

Conform bovenstaande definitie bestaat het documenteren van de ontwerpbasis uit het oplijsten van de ontwerpfuncties waaraan de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten (SSC) moeten voldoen, inclusief de bijbehorende ontwerpparameters en hun grenswaarden.

De ontwerpbasis van de SSC die belangrijk zijn voor de veiligheid van Doel 4, is volledig gedocumenteerd. Het gaat in totaal om 214 ontwerpvereisten.

Het *Standard Review Plan* (SRP) fungeerde als leidraad voor de selectie van de veiligheidsvereisten waaraan de SSC moeten voldoen. De antwoorden op deze vereisten zijn gezocht in de referentiedocumentatie, en vervolgens in een tabel geplaatst conform de NEI 97 04 aanpak. Deze tabel geeft voor iedere ontwerpvereiste de betrokken ontwerpfunctie en ontwerpparameter.

6.1.3.2 Sterktes

- ✓ **De tweede-niveausystemen zorgen ervoor dat Doel 4 naast de bescherming tegen externe ongevallen een *station blackout* (SBO) gedurende zeven dagen kan opvangen**

Doel 4 laat een duidelijke sterkte noteren met betrekking tot de problematiek van de *station blackout* (SBO), waarbij niet alleen de externe stroomvoorziening uitvalt maar ook de on-site back-up stroomvoorziening (veiligheidsdiesels van het eerste niveau) het laat afweten. De specificatie in het referentiedocument is als volgt:

"10 CFR 50.63 requires that all light-water-cooled nuclear power plants be able to withstand and recover from a station blackout (SBO)"

U.S.NRC 10 CFR50.63 [REF SF1-9]

De sterkte van Doel 4 bestaat erin dat in geval van een SBO het tweede niveau van veiligheidssystemen in werking treedt, waardoor de centrale gedurende zeven dagen in een veilige toestand kan blijven. De diesels van het tweede niveau (nooddiesels) zorgen voor de noodzakelijke elektrische voeding voor de veiligheidssystemen. De buffer van zeven dagen is beduidend langer dan de aanvaardbare tijdsduur volgens de specificatie – de typische tijdsduur van een SBO is 2 tot 4 uur.

6.1.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werd volgende mogelijke verbetering geselecteerd:

✓ **SF1-1: Documenteren van de limietwaarden voor de parameters gebruikt in de ontwerpbasis**

Documenteren van de limietwaarden voor de parameters gedefinieerd in 10CFR50.2 en gebruikt in de ontwerpbasis. Hiertoe wordt naar analogie met Tihange een zoekhandleiding opgesteld die moet toelaten om alle ontwerpdocumenten bij TE terug te vinden. Zelfde actie als **D3-SF1-3**.

6.1.3.4 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er is een interface met veiligheidsfactor **SF5** (*Deterministic Safety Analysis*). Het betreft meer bepaald de vereiste van BTP 5-4 B.1.D over de nodige watervoorraad in de hulpvoedingswatertanks om de koude stilstand te bereiken:

"BTP 5-4 B.1.D requires that the system shall be capable of bringing the reactor to a cold shutdown condition, with only offsite or onsite power available, within a reasonable period of time following shutdown, assuming the most limiting single failure. It requires to bring primary plant temperature to the RHR cut in point following four hours at hot standby from the control room."

BTP 5-4 B.1.D [REF SF1-16]

Er is een interface met veiligheidsfactor **SF7** (*Hazard Analysis*). Het gaat hier meer bepaald om de vereisten in *10 CFR50 Appendix A, General Design Criteria* inzake de bescherming tegen interne en externe invloeden. Zie: *GDC Criterion 2 Design bases for protection against natural phenomena* en *GDC Criterion 4 Environmental and Dynamic Effects Design Bases* [REF SF1-1].

6.1.4 Werkwijze

Het assessment *Plant Design* (SF1) bij Doel 4 verliep in vier stappen.

- 1 Selecteren van de veiligheidsgebonden SSC per thema [REF ALG-1]:

Thema	SSC
Reactor core	Reactor Trip System
Reactor coolant system	RC, SI, CV
Containment system	Steel Containment, Concrete Containment, SP, tussenruimte
Instrumentation and control system	VP, Engineered Safety Features Systems, Safe Shutdown Systems, Control Systems
Electrical power system	A-C Power Systems (On site), D-C Power Systems (On site), Emergency Diesel Generators
Water supply system	MS, AF, SC, RN, FW, CC, PL

Opmerking: de gevolgde aanpak is in lijn met de methodologie die wordt gevolgd in de Amerikaanse kerncentrales, die niet over tweede-niveausystemen beschikken. Het tweede niveau van veiligheidssystemen wordt bij KCD samen behandeld met de corresponderende eerste-niveausystemen, en maakt dus geen deel uit van bovenstaande lijst. De extra behandelde kringen zijn: LU, EF, CD, RJ, EA, diesels 2^{de} niveau, VK.

- 2 Identificeren van ontwerpfuncties en -parameters

De ontwerpfuncties met de bijbehorende parameters waaraan de geselecteerde SSC moeten voldoen, werden geïdentificeerd. Het SRP NUREG-800 [REF SF1-20] fungeerde daarbij als leidraad om de veiligheidsvereisten te selecteren uit de 10CFR50 Appendix A [REF SF1-1], de 10CFR50 ([REF SF1-2 tot en met REF SF1-14]), de post TMI-aanbevelingen [REF SF1-15] en de BTP 5.4 [REF SF1-16].

- 3 Documenteren van alle specifieke gegevens

Voor de geselecteerde SSC werden alle specifieke gegevens inzake ontwerpfuncties en ontwerpparameters verzameld op basis van de referentiedocumentatie, in het bijzonder het Veiligheidsrapport [REF ALG-8]. Die gegevens werden vervolgens gedocumenteerd conform de werkwijze van NEI97-04 [REF SF1-18], die ook in de Regulatory Guide 1.186 [REF SF1-19] wordt onderschreven.

- 4 Identificeren van sterktes en mogelijke verbeteringen

6.2 Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)

Uit het assessment SF2 is gebleken dat de SSC van Doel 4 in goede staat verkeren. Het MS&I-programma is in lijn met de internationale regelgeving en goede praktijken, en garandeert op die manier dat de SSC correct onderhouden, getest en geïnspecteerd worden. Er is ook vastgesteld dat de veiligheidsgebonden uitrustingen kritisch opgevolgd worden, en dat de beschikbaarheid van de centrale gehandhaafd wordt door het MS&I-programma, de *Reliability-Centred Maintenance (RCM)* en de *System Health Reports (SHR)* op permanente basis te verbeteren. Dat wordt bevestigd door de OSART-missie van 2010.

6.2.1 Doelstellingen

"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 Alg-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Actual condition of systems, structures and components* (SF2) evalueert het MS&I-programma (*Maintenance, Surveillance & Inspection*) en het geeft een overzicht van de toestand van de systemen, structuren en componenten (SSC) die belangrijk zijn voor de nucleaire veiligheid. Het referentiekader wordt gevormd door de recente richtlijnen van het IAEA [REF SF2-1] en het INPO [REF-SF2-2].

6.2.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van het beheer van MS&I op Doel 4 en de belangrijkste evoluties van de voorbije tien jaar.

6.2.2.1 MS&I-programma

MS&I is het programma voor onderhoud, toezicht en inspectie dat ingebed is in de dagelijkse werking van Doel 4 en in het wijzigingsbeheer. De doelstellingen op middellange termijn zijn vastgelegd in het globale plan voor de nucleaire veiligheid en worden opgevolgd via prestatie-indicatoren op het niveau van departementen en entiteiten. Deze indicatoren worden besproken in de verschillende comités: *Business Oversight, Management Team, Site Operating Review Committees (SORC)*, *Plant Operating Review Committees (PORC)*, e.a. Ze worden bovendien aan de volledige organisatie meegedeeld.

Het MS&I-programma bestrijkt alle preventieve, predictieve en corrigerende activiteiten, zowel van technische als administratieve aard, die nodig zijn om mogelijke degradaties aan de SSC te detecteren, in te dijen of te herstellen zodat ze correct blijven functioneren. Er

worden verschillende soorten predictieve onderhoudswerken uitgevoerd, zowel aan actieve SSC (trillingsmetingen, olieanalyses, thermografie, enz.) als aan passieve SSC (opvolging van *Flow Accelerated Corrosion*, *In-Service Inspection*, monitoring van chemicaliën, enz.). De kerncentrale van Doel beschikt over een programma voor *In-Service Inspection & Testing* conform de ASME XI Code en haar vertaling naar de Belgische regelgeving.

Het werktoelatingssysteem fungeert als administratieve controle binnen het MS&I-programma en biedt op elk ogenblik een globaal overzicht van de geplande MS&I-activiteiten. Voor die MS&I-activiteiten met een hoger risico bestaan er specifieke procedures zoals Risico Activiteit, Beschikbaarheidsbedreigende Interventies en Niet-Frequent Uitgevoerde Activiteiten. Deze activiteiten worden altijd gevolgd door een *After Action Review*.

Tal van MS&I-activiteiten worden in onderaanneming uitgevoerd. De eindverantwoordelijkheid blijft wel bij de kerncentrale van Doel.

Scoping en identificatie van kritische componenten

De kriticiet van de SSC vormt de basis van het MS&I-programma, dat oorspronkelijk is opgebouwd rond de Technische Specificaties, codes en normen, leveranciersaanbevelingen en de technische vereisten vanwege de verzekeringsmaatschappijen. De oorspronkelijke selectie van SSC werd vervolledigd met noodstopgevoelige SSC – die een noodstop van de reactor kunnen veroorzaken – en met SSC waarbij een defect tot een productieverlies van minstens 2 % leidt.

Prestatieopvolging

De prestaties van de SSC worden opgevolgd via Onbeschikbaarheidsfiches (OBF). OBF's controleren of de onbeschikbaarheid van veiligheidsgebonden SSC onder de maximaal toelaatbare onbeschikbaarheid blijft, zoals aangegeven in de Technische Specificaties. De mate waarin de maximaal toelaatbare onbeschikbaarheid van de SSC effectief is opgebruikt, wordt aangegeven door de G-Factor (Gebruiksfactor), de belangrijkste prestatie-indicator. De G-factor wordt elk jaar geanalyseerd. Daarnaast worden er op systeemniveau prestatieopvolgingen voor ongeveer 20 systemen uitgevoerd via *System Health Reports* (SHR).

Preventief onderhoud

Het preventieve onderhoud wordt uitgevoerd op basis van een SAP-databank en afzonderlijke specifieke databanken zoals voor *In-Service-Inspection* en opvolging van chemicaliën.

Operationele ervaring en correctieve acties

Defecten aan de SSC worden geanalyseerd via Meldingsfiches (MF) en het proces van operationele ervaring (OE). De MF worden verspreid binnen de organisatie en kunnen aanleiding geven tot een technische analyse, een grondoorzaakanalyse of een incidentverslag. De MF worden ook meegenomen in de eigen assessments van de verschillende teams (onderhoud, engineering en operations).

Bij een grondoorzaakanalyse worden de WANO-richtlijnen gevolgd. Voor elke grondoorzaak worden correctieve acties gedefinieerd die door de PORC worden opgevolgd. Een correctieve actie kan ook bestaan uit een aanpassing van het MS&I-programma. Wanneer een defect om een technische analyse vraagt, is het proces minder formeel en worden correctieve acties via de zogenoemde 'punchlist' opgevolgd.

Deze types analyses vergen geen formele analyse van de toepasbaarheid van het defect op andere SSC. Deze formele analyse wordt in de meeste gevallen uitgevoerd door de expert die binnen Maintenance verantwoordelijk is voor identieke en vergelijkbare componenten.

Life Cycle Management (Levenscyclusbeheer)

Bij Doel 4 krijgt de lange-termijnonderhoudsplanning een jaarlijkse update en ze wordt vertaald in jaardoelstellingen en een revisieplanning voor verschillende splijtstofcycli.

Voor de SSC wordt de herstelling of vervanging opgevolgd via de dagelijkse planning, revisieplanning, specifieke projecten of wijzigingen. Om langdurige onbeschikbaarheden wegens degradatie op te vangen, worden er *Ageing Summaries* opgesteld (zie ook SF4 Ageing).

Er zijn slechts een paar voorbeelden van echte *Life Cycle Management Plans*. Voorbeelden zijn de *Life Cycle Management Plans* voor het reactordeksel en de hoofdtransformatoren.

Continuing Equipment Reliability Improvement

Via verschillende processen (*After Action Review*, interne en externe *Operating Experience Feedback*, enz.) worden verbeteringen aan het MS&I-programma aangebracht. Deze verbeteringen resulteren in een hogere bedrijfszekerheid van de SSC. De lijst van noodstopgevoelige uitrustingen en het bijbehorende noodstopreductieplan kunnen ook als onderdeel van dit proces worden beschouwd.

Maintenance facilities

De onderhoudsfaciliteiten liggen verspreid over de hele site in Doel. Er zijn werkplaatsen voor specifieke uitrustingen (roterende onderdelen, elektrische uitrusting, I&C-componenten, enz.), decontaminatiefaciliteiten en lasinrichtingen.

In sommige gevallen worden uitrustingen overgebracht naar onderaannemers buiten de site, bijvoorbeeld wanneer de nodige werktuigen of specifieke knowhow ter plaatse niet beschikbaar zijn. De kwalificatie van onderaannemers die onderhoudsdiensten uitvoeren in Doel of in hun eigen werkplaatsen, wordt gewaarborgd via periodieke audits conform 10CFR50 App.B [REF SF2-3].

6.2.2.2 Reliability-Centred Maintenance

Reliability-Centred Maintenance (RCM), de verbeterde versie van het MS&I-programma sinds de tweede Tienjaarlijkse Herziening (TJH), beoogt een verhoogde bedrijfszekerheid van de kritische SSC. Het is de manier om tegemoet te komen aan de vereisten van de *IAEA Safety Guide NS-G-2.6* [REF SF2-2] met betrekking tot de optimalisatie van het bestaande MS&I-programma waarbij de interne en externe operationele ervaring in rekening wordt gebracht.

De scope van RCM bestrijkt de actieve veiligheidsgebonden en niet-veiligheidsgebonden SSC. Deze SSC worden systematisch doorgelicht op hun werking, criticiteit en mogelijke defecten. De hogere bedrijfszekerheid van de SSC wordt verkregen door het preventieve en predictieve onderhoud te vergelijken met de mogelijke defecten, rekening houdend met het belang van de SSC voor de nucleaire veiligheid (o.m. door de resultaten van de *Probabilistic Safety Assessment* (PSA)). De criticiteit van de actieve SSC van Doel 4 is geïntegreerd in de SAP-databank en de verbeteringen aan de onderhoudsplannen zijn geïdentificeerd.

6.2.2.3 System Health Reports (SHR)

In 2007 is Doel 4 begonnen met de invoering van *System Health Reports* (SHR), geïnspireerd op INPO AP-913 [REF SF2-2]. Voor een aantal kritische systemen, geselecteerd op basis van de resultaten van PSA en de operationele ervaring, worden de resultaten van de MS&I-activiteiten voor de verschillende SSC verzameld en worden er trendanalyses uitgevoerd om mogelijke prestatieverminderingen op het spoor te komen.

Naast de MS&I-resultaten bestrijken de SHR ook aspecten zoals de feedback uit de Ageing Summaries, die in het kader van het *Ageing Management Programme* (zie SF4 Ageing) worden afgeleverd, de *Justifications for Continued Operation* (JCO) en afwijkingen, en de inspectieverslagen van Bel V. Momenteel bestaan de volgende SHR: AC/DC, AF, CC, CD, CV, EA, EF, ES, FE, FP/FW, KE, LU, MS, PL, RJ, RN, SC, SI, SP en VC.

Voor elke jaarlijkse SHR-update wordt er een multidisciplinair onderzoek uitgevoerd waarvan de resultaten gezamenlijk worden geanalyseerd door de verschillende departementen die bij het systeem betrokken zijn: de system engineer van Engineering, de installatiebeheerder van Maintenance en de Exploitatie Coördinatie Manager (ECM) en test engineer van Operations. De definitieve SHR wordt besproken tijdens de vergadering van de PORC.

In 2014 besloot Electrabel Corporate om een haalbaarheidsstudie te laten uitvoeren naar de invoering van de AP-913-methodologie in haar kerncentrales. De scope van het pilootproject omvat de AF- en EF-systemen.

6.2.2.4 IAEA OSART 2010

De OSART-missie (*Operational Safety Review Team*) van het IAEA die in 2010 werd uitgevoerd, kwam tot de conclusie dat Doel een uitgebreid en volledig gedocumenteerd MS&I-programma had uitgevoerd, en kwalificeerde het chemische controle- en inspectieprogramma als een goede praktijk.

6.2.2.5 Verbeteringen aan de installaties

Sinds de vorige TJH zijn er in verschillende domeinen ingrijpende hardware-verbeteringen doorgevoerd, die een aanzienlijk positief effect hebben op de toestand van de veiligheidsgebonden SSC van Doel 4. Enkele voorbeelden:

- Herstelling van de betonnen koeltorens van het RN-systeem (2006)
- Vervanging van de step-up generator transformatoren (2008)
- Vervanging van het reactordeksel (in uitvoering)
- Vervanging van de elektrische beveiligingen van de veiligheids- en nooddiesels (in uitvoering)

6.2.3 Assessment

6.2.3.1 Algemene bevindingen

MS&I-programma

Doel 4 heeft een uitgebreid en volledig gedocumenteerd MS&I-programma uitgewerkt en ingevoerd conform de vereisten van de *IAEA Safety Guide NS-G-2.6*. Het bestaat uit meerdere bouwstenen waarvan de initiële programma's gebaseerd zijn op de Technische

Specificaties in het Veiligheidsrapport, op de Belgische wetgeving, de ASME- en IEEE-codes en de aanbevelingen van leveranciers en verzekeraars. De effectiviteit van deze programma's wordt opgevolgd via prestatie-indicatoren en bijgestuurd op basis van interne en externe operationele ervaring.

Management SSC

Na de tweede Tienjaarlijkse Herziening (TJH) zijn er verschillende initiatieven genomen om de toestand van de SSC doeltreffender te managen. De belangrijkste initiatieven zijn de SHR vanaf 2007, het RCM en de lijsten van noodstopgevoelige mechanische en EI&C-uitrustingen die gebruikt worden bij de uitwerking van het noodstop-reductieprogramma. Sinds 2013 loopt er een pilootproject om het bestaande beheersysteem van de werkingstoestand van de SSC om te vormen tot een systematisch, omvattend en geïntegreerd INPO AP-913-proces [REF SF2-2].

Review SSC

De actuele fysieke toestand van de belangrijkste SSC in de domeinen Mechanisch, Elektrisch, I&C en Gebouwen werd doorgeleefd. Deze doorlichting werd gebaseerd op de meest recente versies van de *Ageing Summaries* en SHR, aangevuld met de resultaten van de meest recente inspecties, die nog niet in de *Ageing Summaries* of SHR werden opgenomen.

Uit de doorlichting is gebleken dat mogelijke degradatieverschijnselen bij de belangrijkste SSC nauwgezet worden opgevolgd via uitgebreide inspecties, en dat er aangepaste maatregelen worden genomen zodat deze SSC hun veiligheidsfunctie kunnen blijven vervullen.

6.2.3.2 Sterktes

✓ Het MS&I-programma is goed gedocumenteerd en opgevolgd

Uit het assessment blijkt dat het bestaande MS&I-programma van Doel 4 alle eigenschappen heeft die de *IAEA Safety Guide NS-G-2.6* [REF SF2-1] van een dergelijk systeem verwacht. Dat betekent: verschillende onderliggende individuele onderhouds-, toezichts- en inspectieprogramma's, follow-up van onbeschikbaarheid van veiligheidsgebonden SSC, documentatie van degradatie en defecten van SSC en bijbehorende analyses, een programma voor screening en analyse van interne en externe operationele ervaring. In 2010 kwam de OSART-missie tot de conclusie dat de kerncentrale van Doel een uitgebreid en goed gedocumenteerd toezichtsprogramma toepast.

✓ Er bestaat een strikt technisch programma voor chemische conditionering en monitoring

In alle bedrijfsomstandigheden zijn er geijkte procedures voor de chemische conditionering met duidelijke criteria en specificaties. Waar mogelijk gaat Electrabel zelfs verder dan de voorgeschreven technische specificaties. De chemische analyses worden gepland via het *Laboratory Information and Management System*. Online berekende parameters worden rechtstreeks ingevoerd in het operationeel beheersysteem DIMOS. De gegevens van het personeel in de controlezaal worden goed ondersteund door de analyses en knowhow van Laborelec.

✓ De beschikbaarheid van de veiligheidstuigen wordt strikt opgevolgd via de G-factor

De technische specificaties leggen de maximaal toegelaten onbeschikbaarheid vast voor de veiligheidsgebonden SSC. De mate waarin die onbeschikbaarheid effectief is 'opgebruikt',

wordt aangegeven door de G-Factor (Gebruiksfactor), de belangrijkste prestatie-indicator. De G-factor wordt elk jaar geanalyseerd.

✓ **Er zijn verschillende initiatieven om de betrouwbaarheid van kritische SSC te verhogen**

Er is een belangrijke betrokkenheid vastgesteld om die SSC op te volgen die kritisch zijn voor de nucleaire veiligheid en/of de beschikbaarheid van de centrale. Deze betrokkenheid komt tot uiting in de verschillende initiatieven die sinds de vorige TJH genomen zijn om de betrouwbaarheid van die kritische SSC te verhogen. Bijvoorbeeld: de SHR, het RCM-project, de lijst van de noodstopgevoelige tuigen en het pilootproject volgens de *Industry Guideline INPO AP-913*.

✓ **De toestand van de veiligheidssystemen wordt nauwgezet opgevolgd via SHR**

De SHR zijn gebaseerd op de goede praktijken zoals beschreven in de industrierichtlijn INPO AP-913. De SHR bestaan momenteel voor een twintigtal systemen die belangrijk zijn voor de nucleaire veiligheid. Elk jaar worden de belangrijkste gegevens die verband houden met de algemene toestand van de SSC systematisch geanalyseerd, en er wordt nagegaan of het onderhouds- en testprogramma nog voldoende effectief is.

✓ **Uitgebreide on-site en off-site faciliteiten verzekeren kwaliteitsvol onderhoud**

De nodige on-site en off-site onderhoudsateliers zijn voorhanden om de goede staat van de uitrustingen te verzekeren. De faciliteiten liggen verspreid over de hele site en omvatten werkplaatsen voor specifieke uitrustingen (roterende onderdelen, elektrische uitrusting, I&C-componenten, enz.), decontaminatiefaciliteiten en lasinrichtingen. In sommige gevallen worden uitrustingen overgebracht naar onderaannemers buiten de site, bijvoorbeeld wanneer de nodige werktuigen of specifieke knowhow ter plaatse niet beschikbaar zijn. De kwalificatie van onderaannemers die onderhoudsdiensten in Doel of in hun eigen werkplaatsen uitvoeren, wordt gewaarborgd via periodieke audits conform 10CFR50 App.B [REF SF2-3].

6.2.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werd volgende mogelijke verbetering geselecteerd:

✓ **SF2-7: De nieuwe organisatie *Engineering* voorziet meer mankracht om de specifieke taken rond *System Health Reports* (SHR's) in te vullen**

6.2.3.4 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er is een interface tussen SF2 en **SF4** (*Ageing*) en meer bepaald tussen SF2 en het *Plant's Ageing Management Programme* (AMP). De *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* bepaalt namelijk dat de reële staat van een structuur, een component of een groep van structuren of componenten moet worden vastgesteld met het oog op de ontwikkeling van een efficiënt verouderingsbeheer. SF4 beschouwt de reële toestand van de SSC ook als zodanig maar legt bovendien de focus op mogelijke verouderingsdefecten of indicaties van degradatie, en op de gevolgen daarvan in de toekomst (prestaties, degradatie en levensduur).

6.2.4 Werkwijze

Bij het assessment *Actual condition of systems, structures and components* (SF2) werden onderstaande vijf stappen gevolgd. Voor elk element werden de sterktes en mogelijke verbeteringen geïdentificeerd:

- 1 Aftoetsen van het beheersysteem van het MS&I-programma aan de *IAEA Safety Guide NS-G-2.6* [REF SF2-1] en de *Industry Guideline INPO AP-913* [REF SF2-2], aan de hand van volgende punten:
 - Het algemene beleid dat de scope, doelstellingen, activiteiten en verantwoordelijkheden vastlegt voor alle relevante units, en alle bijbehorende programma's en activiteiten
 - De staffing, human resources en trainingen
 - De prestatie-indicatoren en de zelfbeoordeling die een periodieke evaluatie van de effectiviteit van het beheersysteem mogelijk maken
- 2 Evalueren van de scope van de SSC die opgenomen zijn in het MS&I-programma
- 3 Onderzoeken van de kwaliteit van het bestaande MS&I-programma ten opzichte van de *IAEA Safety Guide NS-G-2.6* [REF SF2-1] en met betrekking tot de volgende elementen uit de *Industry Guideline INPO AP-913* [REF SF2-2]:
 - *Performance Monitoring*
 - *Preventive Maintenance*
 - *Operating Experience and Corrective Action*
 - *Life Cycle Management*
 - *Continuing Equipment Reliability Improvement*
- 4 Evalueren van on-site en off-site onderhoudsateliers wat betreft de beschikbaarheid van:
 - Ontsmettings- en werkfaciliteiten met voldoende ruimte en gereedschappen voor het efficiënte onderhoud van mechanische, elektrische en I&C-uitrusting
 - Andere faciliteiten, gereedschappen en uitrustingen zoals simulators (*mock-ups*), speciale uitrustingen en gereedschappen, kallibratieblokken, foto's en video's, computersimulaties, hef- en hijswerktuigen.
- 5 Opstellen overzicht van de actuele toestand van de belangrijkste SSC voor de nucleaire veiligheid

6.3 Equipment Qualification (SF3)

Het assessment *Equipment Qualification* (SF3) heeft aangetoond dat de kwalificatievereisten van de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten op afdoende wijze geborgd zijn. Dat is het resultaat van het goede beheer van de levensduurdatabank, de onderhoudsstrategiedocumenten en het geïntegreerd informatie- en besturingssysteem (SAP). Deze laatste vormen ook een goede basis voor de onderhoudsvorschriften en aankoopprocedures.

6.3.1 Doelstellingen

"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 Alg-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Equipment Qualification* (SF3) onderzoekt of de kwalificatie van de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten (SSC) vanaf het eerste gebruik gewaarborgd was, en sindsdien ook opgevolgd werd conform de specificaties van de leverancier en de internationale goede praktijken. Dit kwalificatiebeheer moet ook duidelijk gedocumenteerd zijn.

6.3.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van het kwalificatiebeheer bij Doel 4 en van de belangrijkste evoluties op dat vlak de laatste tien jaar.

6.3.2.1 Actieve mechanische componenten

Conform de ontwerpvereisten moet de geschiktheid van de actieve mechanische componenten aangetoond worden. Daartoe dienen de gegevens van de fabrikant minstens te bestaan uit een stressrapport, een seismisch verslag dat het geheel van de componenten en hun aandrijving (elektromotor of pneumatisch) dekt, en ook een testrapport of data over temperatuur en stralingsweerstand van de niet-metalen bestanddelen in de componenten en hun aandrijving. De meeste van deze testrapporten bestaan. Het engagement is er om deze rapporten ook systematisch te gaan synthetiseren.

De laatste tien jaar werd bij de kwalificatie van de belangrijkste actieve kleppen telkens een beknopt verslag gemaakt. Het engagement is er om ook voor de andere mechanische componenten zoals pompen en nooddiesels samenvattende verslagen te maken.

6.3.2.2 Elektrische componenten, instrumentatie en controle (EI&C)

Wat de elektrische componenten, instrumentatie en controle (EI&C) betreft wordt via allerlei testen nagegaan of ze wel hun veiligheidsgebonden functie in een kerncentrale inlossen.

Van alle EI&C wordt ook een kwalificatierapport bijgehouden waarvan de testverslagen het bewijs leveren dat de apparatuur voldoet aan de initiële ontwerpvereisten (typekeuring).

De resultaten van deze typekeuring worden – per reeks en per fabrikant – samengevat in het respectieve *Rapport Synthétique de Qualification* (RSQ). Deze RSQ omvatten ook de speciale onderhoudsvoorschriften voor de onderdelen met een beperkte levensduur of die aan veroudering (*ageing*) onderhevig zijn. De onderhoudsvoorschriften zijn ook opgenomen in de 'levensduurdatabank' die het I&C-kwalificatiebeheer aanstuurt, en in de SAP-onderhoudsplannen (elektrische componenten).

Om de drie jaar vindt in de kantoren van de fabrikant een audit van de typekeuring plaats waarbij de evolutie van de apparatuur wordt nagegaan. Door bijvoorbeeld een nieuwe bouwmethode, of door de vervanging van het materiaal waaruit bepaalde onderdelen zijn gemaakt, kan het nodig zijn om de huidige apparatuur gedeeltelijk of volledig te laten herkeuren. Als dit het geval is, moet het kwalificatiedossier en het bijbehorende RSQ bijgewerkt worden. Als er geen herkeuring nodig is, vermeldt het auditrapport van de typekeuring dat het RSQ geldig blijft.

Sommige apparatuur is nu eenmaal onderhevig aan obsolescentie (zie ook SF4 *Ageing*). Dat wordt vermeld in het overeenkomstige RSQ. Voor deze specifieke apparatuur is er geen bijkomende typekeuring-audit voorzien, maar items die op de plant aanwezig zijn, hetzij geïnstalleerd of in het magazijn, kunnen worden gebruikt tot het einde van hun gekwalificeerde cyclus.

Samengevat, als er een RSQ bestaat en als de onderhoudsvoorschriften van de RSQ correct worden uitgevoerd, is de kwalificatie van de overeenkomstige apparatuur verzekerd. De RSQ worden bijgewerkt zodra er nieuwe informatie beschikbaar is.

6.3.2.3 Opleiding en onderhoudsvoorschriften

Van bij het begin worden de onderhoudsmedewerkers in opleiding gewezen op de correcte naleving van de goede praktijken, zoals bijvoorbeeld het vervangen van de dichtingsring telkens een afsluiter werd geopend. Ook in de onderhoudsvoorschriften wordt de nodige aandacht besteed aan het systematisch vervangen van onderdelen die aan slijtage onderhevig zijn, zoals bijvoorbeeld de O-ringen. Deze instructies zijn ook opgenomen in de levensduurdatabank.

Bij de bestelling van nieuwe onderdelen wordt gebruikgemaakt van de beschrijvingen in het SAP-systeem. De veiligheidsgebonden onderdelen worden met 'QA' gemarkeerd, en de beschrijving ervan vermeldt de ontwerpspecificaties en de kwalificatievereisten. Het lokale competence centre zal tenslotte de aankooporders screenen op de kwalificatievereisten.

6.3.3 Assessment

6.3.3.1 Algemene bevindingen

De levensduurdatabank, de onderhoudsstrategiedocumenten en de RSQ zijn sterktes in het kwalificatiebeheer van Doel 4. Deze beheersystemen worden ook permanent geüpdatet.

Bij de opleiding van het onderhoudspersoneel wordt aandacht besteed aan de goede praktijken zoals bijvoorbeeld de systematische vervanging van dichtingsringen nadat een afsluiter is geopend. De nodige instructies zijn opgenomen in de onderhoudsprocedures.

De kwalificatievereisten bij de aankoopinstructies worden gevalideerd door de betrokken experts voor ze aan de leveranciers worden overgemaakt.

6.3.3.2 Sterktes

Uit het assessment *Equipment Qualification* (SF3) bij Doel 4 komen drie sterktes naar voren:

✓ **Alle relevante kwalificatie-informatie voor EI&C is terug te vinden in RSQ**

De RSQ (*Rapport Synthétique de Qualification*) geven voor elke EI&C-component een samenvatting van alle relevante informatie met betrekking tot de kwalificatie. Er zijn regelmatig audits voorzien om de rapporten actueel te houden.

✓ **Onderhoudsprocedures zijn in lijn met RSQ**

De recente onderhoudsstrategiedocumenten brengen de onderhoudsprocedures in lijn met de RSQ.

✓ **De levensduurdatabank bevat voor de gekwalificeerde EI&C-componenten de gekwalificeerde levensduur**

De levensduurdatabank combineert de onderhoudsschema's met de kwalificatievereisten voor de componenten die onderhevig zijn aan slijtage of veroudering.

6.3.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werden volgende mogelijke verbeteringen geselecteerd:

✓ **SF3-1: Opstellen van kwalificatierapporten voor de actieve veiligheidsgebonden pompen en ventilatoren**

Opstellen van kwalificatierapporten voor alle actieve veiligheidsgebonden pompen en ventilatoren aan de hand van bestaande stressrapporten, testrapporten en informatie van de originele fabrikant. Zelfde actie als **D3-SF3-1**.

✓ **SF3-2: Opstellen van kwalificatierapporten voor alle actieve veiligheidsgebonden afsluiters met hun aandrijving**

Aan de hand van bestaande kwalificatierapporten en informatie van de originele fabrikant nagaan of de combinatie van afsluiter en aandrijving voldoende gekwalificeerd is. Zelfde actie als **D3-SF3-2**.

✓ **SF3-3: Stralingsdosissen in bruikbare vorm beschikbaar stellen voor kwalificatiebepaling**

Stralingsbescherming beschikt over schema's en databanken waar de straling tijdens normale uitbating kan gevonden worden. Er zijn eveneens schema's waarop de straling na accident kan uit afgeleid worden. Om te bepalen aan welke gecummuleerde stralingsdosis de opgestelde tuigen moeten voldoen moeten deze gegevens geïnterpreteerd en gecombineerd worden. Deze oefening wordt eenmalig gedaan zodat bij latere kwalificatievraagstukken steeds teruggevallen kan worden op deze nieuwe overzichten.

✓ **SF3-4: De lijst van de 1E3-metinstrumenten up to date brengen en valideren**

Overwegen om deze 1E3-lijst op te nemen in het Veiligheidsrapport zoals 1E1 en 1E2. De levensduurdatabank of zijn opvolger aanvullen indien nodig.

6.3.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF3-6: Controle elastomeren buiten reactorgebouw op stralingsbestendigheid (SF3-extra 2)**

Voor de elastomeren in kritische componenten buiten het reactorgebouw wordt er geverifieerd dat de berekende dosis in accidentomstandigheden lager ligt dan de voor deze elastomeren toegelaten dosis.

6.3.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er zijn geen interfaces geïdentificeerd.

6.3.4 Werkwijze

In de beoordeling van het kwalificatieprogramma van Doel 4 werden vijf stappen gevolgd, conform de bepalingen in IAEA SRS-3 [REF SF3-1].

1 Bepalen van de scope van het assessment

Het assessment *Equipment Qualification* (SF3) werd uitgevoerd op de actieve mechanische componenten (ventilatoren, pompen en afsluiters met hun aandrijving) en EI&C-componenten die rechtstreeks geïnstalleerd zijn op de belangrijkste veiligheidsgebonden kringen en hun ondersteunende systemen. Ook werd de sturing en het overwakingssysteem voor de eenheid in zijn geheel behandeld. De geselecteerde kringen omvatten de drie fundamentele veiligheidsfuncties en behandelen zowel eerste- als tweede-niveausystemen:

- Beheersing van de reactiviteit: CV, EA
- Warmteafvoer van de kern: AF, CC, EF, FW, PR, RC, SC, SI
- Insluiting van radioactieve stoffen: VC

Het onderzoek naar bovengenoemde kringen werd als aanvaardbaar en voldoende beschouwd aangezien de meeste geïnstalleerde apparatuur reeds onderzocht en beoordeeld werd voor Doel 3. Doel 3 en Doel 4 zijn immers in dezelfde periode ontworpen door dezelfde engineering-teams. Alleen het reactorkoelsysteem van beide centrales werd geleverd door een andere contractant.

De volgende componenten maken geen deel uit van het assessment, omdat de kwalificatie rechtstreeks bekomen werd door het ontwerp, de constructie, de inspectie en de testen volgens de toepasbare codes:

- Manueel bediende kleppen
- Veerbediende terugslagkleppen
- Veiligheidskleppen (uitgezonderd de kleppen van het drukregelvat en de stoomgeneratoren)
- Passieve componenten, zoals opslagtanks, warmtewisselaars, leidingen, toebehoren en structuren

Voor de geselecteerde systemen werd een lijst opgesteld van de actieve mechanische en EI&C-componenten waarvan de kwalificatie geëvalueerd moet worden. Deze componenten

werden gegroepeerd per familie en per type, conform de *commodity grouping* in NEI 95-10 [REF SF3-2]. De lijst werd vervolgens uitgebreid met de aanwezige families in de signaalverwerking van de eenheid. Om de verschillende fabrikanten binnen dezelfde componentenfamilie van elkaar te kunnen onderscheiden, werd ook met subgroepen gewerkt.

2 Uitvoeren visuele inspecties

Indien werd vastgesteld dat de geïnstalleerde component niet volledig overeenkwam met de gekwalificeerde component in de levensduurdatabank of in SAP, werden visuele inspecties (*spot checks*) uitgevoerd om duidelijkheid te verschaffen.

3 Afwegen actuele en vereiste kwalificatie

Voor de verschillende componentenfamilies werd de afweging gemaakt tussen de actuele kwalificatie en de vereiste kwalificatie, zoals vastgelegd in het ontwerp. De actuele kwalificatie berust op de initiële kwalificatie door de constructeur, en zoals opgenomen in de bijbehorende documentatie, en op het onderhoud. Bij dat laatste is het belangrijk dat de onderhoudsvorschriften toepasbaar zijn op onderdelen met een beperkte levensduur of onderdelen die onderhevig zijn aan veroudering, zoals dichtingen, pakkingen, O-ringen, vet en olie. Voor de I&C-componenten zijn de onderhoudsvorschriften opgenomen in de levensduurdatabank.

4 Evalueren kwalificatieproces

De borging van het kwalificatieproces werd geëvalueerd. Daartoe werden onder de loep genomen: aankoopprocedures, preventieve onderhoudsprocedures, instructies en bijscholing op het vlak van *Equipment Qualification*.

5 Identificeren sterktes en mogelijke verbeteringen

6.4 Ageing (SF4)

Het assessment *Ageing* (SF4) heeft duidelijk gemaakt dat de veroudering van de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten van Doel 4 volledig in lijn met de internationale regelgeving beheerd wordt. Dat gebeurt onder meer via het *Ageing Management Programme* (AMP) dat in 2004 werd ingevoerd. De laatste jaren wordt het verouderingsbeheer intensief opgevolgd vanuit Electrabel Corporate, en dit heeft gezorgd voor een verbeterde integratie in de verschillende domeinen van mechanische, elektrische en I&C-uitrustingen en gebouwen. Het domein 'ventilatie en beveiliging tegen brand en overstroming' is nog in ontwikkeling.

6.4.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Ageing* (SF4) gaat na of het *Ageing Management Programme* (AMP) de veiligheidsfuncties van de nucleaire installaties garandeert gedurende hun volledige levensduur. 'Ageing' slaat in deze op de toekomstige toestand en bestrijkt zowel de fysieke als de technologische veroudering van de systemen, structuren en componenten (SSC). 'Ageing' omvat 'veroudering' (er is nog een vervangstuk beschikbaar) en 'obsolescentie' (er is geen origineel vervangstuk meer beschikbaar).

De huidige toestand van de SSC is het onderwerp van SF2 (*Actual Condition of Systems, Structures and Components*). Het kennisbeheer rond *Ageing* wordt behandeld onder SF12 (*The Human Factor*).

6.4.2 Evolutie van de centrale

De laatste tien jaar leverde Electrabel verschillende inspanningen op het vlak van *Ageing Management* van de SSC. Hieronder volgt een overzicht van de belangrijkste evoluties.

Bij de opstart van Doel 4 in 1985 bestond er nog geen formeel AMP. Wel gingen al snel activiteiten van start rond specifieke thema's zoals verbrossing van de reactorkuip, *Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking* (IASCC) van de *baffle bolts*, spanningscorrosie op de leidingen van de stoomgenerator, vermoeidheid wegens thermische stratificatie in de expansieleiding van het drukregelvat, enz.

Ageing Management Programme (AMP)

In 2004 voerde Electrabel een gestructureerd AMP in, conform de *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* [SF4-1]. Het programma bestrijkt de kerncentrales van Doel en Tihange.

Organisatie

De uitvoering van het AMP wordt ondersteund door Tractebel Engineering en Laborelec, en sinds 2009 wordt het ook van nabij gevolgd door Electrabel Corporate. Het programma is als volgt georganiseerd:

- Experts identificeren en evalueren de op te volgen verouderingsproblemen, en stellen een passende aanpak voor op middellange en lange termijn.
- Vertegenwoordigers van het AMP zijn verantwoordelijk voor de uitvoering en opvolging van de gevalideerde strategieën binnen hun organisatie. Ze bestrijken daarbij vijf domeinen: primaire mechanische uitrusting, secundaire mechanische uitrusting, gebouwen, elektrische installaties en I&C-systemen. Een zesde domein – ventilatie, brandbeveiliging en bescherming tegen overstroming – werd recent geïdentificeerd. De eerste deliverables zijn in voorbereiding.
- Het *Ageing Coordination Committee* is verantwoordelijk voor de opvolging van de AMP *deliverables* en legt de prioriteiten vast. Het comité valideert de voorgestelde strategieën voor de belangrijkste verouderingsproblemen, en legt ze ter bespreking voor aan het *Strategic Committee on Nuclear Safety Projects*.

Deliverables

De belangrijkste *deliverables* van het AMP zijn de *Ageing Summaries* (AS) over een specifiek degradatieverschijnsel dat is vastgesteld bij een welbepaalde component of groep van componenten. Ze geven een samenvatting van het technische probleem en de bijbehorende risico's, de inspectietechnieken, de corrigerende maatregelen, de specifieke locatie van de component in de centrale en de aanbevelingen in het kader van de Veroudering. Ze worden ook regelmatig bijgewerkt – de frequentie is afhankelijk van de degradatieverschijnselen.

Plan-do-check-act

Naast *Ageing* zelf is het *Ageing Management* ook afhankelijk van andere processen zoals onder meer de *System Health Reports* (SHR) en het *Reliability-Centred Maintenance* (RCM). Die verschillende processen dienen geïntegreerd en gecoördineerd te worden om aldus via een *plan do check act*-benadering te komen tot een proces van continue verbetering.

Scope

De scope van het Doel 4 AMP wordt bepaald op basis van nationale en internationale bedrijfservaring en op de deskundige beoordeling volgens verschillende criteria, zoals onder meer het belang voor de nucleaire veiligheid en de beschikbaarheid.

Verouderingsbeheer

Het Verouderingsbeheer in Doel 4 bestaat uit de volgende programma's en procedures:

- Proces voor verouderde QA-componenten in de kerncentrale van Doel – het beschrijft hoe veroudering wordt gedetecteerd en welke acties nadien moeten volgen, bijvoorbeeld bij verouderde brandbestrijdingsmiddelen
- Preventief onderhoud van onderdelen – het beschrijft de maatregelen om de onderdelen in de juiste omstandigheden te bewaren
- Proces Kritische Leveranciers (beheerd op corporate niveau) – het onderzoekt en behandelt alle maatregelen met betrekking tot ongeveer 30 kritische leveranciers, zodat de levering van kritische onderdelen verzekerd blijft
- Alle vraagstukken en problemen rond EI&C-onderdelen worden behandeld op maandelijkse vergaderingen

De bestaande Doel 4-databanken voor het onderdelenbeheer worden ook gebruikt om de mate van veroudering van de onderdelen na te gaan. De link tussen een bepaalde

component waarvan de locatie bekend is en de bijbehorende onderdelen staat aangegeven in de *Bill-of-Material* (BOM) van de component.

6.4.3 Assessment

6.4.3.1 Algemene bevindingen

Overkoepelend AMP en Ageing Master File

Electrabel beschikt over een overkoepelend AMP om de Veroudering te beheren, in lijn met de *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* [REF SF4-1]. De onderliggende *ageing*-programma's zijn gedocumenteerd in *Ageing Summaries* (AS) en worden periodiek gereviseerd. De AS behandelen alle relevante elementen zoals de identificatie en evaluatie van potentiële verouderingsverschijnselen, het programma voor het tijdig detecteren en afzwakken van verouderingsprocessen en/of gevolgen van degradatie, de aanvaardingscriteria om de behoefte te bepalen, de aard en de timing van aangepaste corrigerende maatregelen. De meeste AS zijn doorgaans heel goed en er is het engagement om dit naar alle AS door te trekken.

Uit de evaluatie van de maatregelen en aanbevelingen opgenomen in de AS blijkt dat de opvolging via de *Ageing Master File* een grote stap voorwaarts is bij het invoeren van de *plan do check act*-benadering. Elementen die de tijdige uitvoering van corrigerende maatregelen kunnen belemmeren, moeten de nodige aandacht krijgen: acties moeten duidelijk gedefinieerd worden, en er is een project ingevoerd om de feedback van de uitgevoerde acties systematisch te registreren.

Volledigheidscontrole

Tijdens een volledigheidscontrole werden meer dan 11.000 veiligheidsgebonden SSC gecontroleerd. Daaruit is gebleken dat slechts 15 % van het correctief onderhoud gelieerd is aan veroudering, en dat voor 80 % van die problemen reeds maatregelen genomen zijn of nog in uitvoering zijn. Het assessment wees verder ook op een aanzienlijke daling sinds 2010 in het correctief onderhoud voor veiligheidsgebonden SSC.

Door de LTO *ageing actions* voor Doel 1 en 2 te analyseren in functie van Doel 4, is bovendien gebleken dat de Veroudering efficiënt wordt beheerd. Betreffende de resultaten van het domein EI&C kunnen we volgende conclusies trekken:

- De *lessons learned* uit de oefening LTO-D12 met betrekking tot *ageing* van systemen en componenten, voor zover relevant binnen 40 jaar levensduur, werden effectief en vrij volledig verwerkt in onderhoud strategieën van de eenheden Doel 3 en Doel 4. Dit betreft in het bijzonder de vertaling naar vervangings- en vernieuwingsprojecten.
- *Ageing*-fenomenen zijn in de meeste gevallen niet onmiddellijk extrapoleerbaar naar andere eenheden omdat de componenten en vooral de uitbatinsomstandigheden niet exact dezelfde zijn. Dit is bijzonder zo voor I&C-componenten.

Dit alles toont aan dat het AMP voor Doel 4 een zeer volledig programma is.

Veroudering onderdelen is aandachtspunt

Voor ongeveer een vierde van de veiligheidsgebonden SSC zijn er geen originele vervangstukken meer beschikbaar. Er werden al verschillende maatregelen genomen om de problematiek van veroudering aan te pakken, zoals onder meer het proces 'Kritische Leveranciers', het *Obsolete QA components*-proces en de maandelijkse vergaderingen over

EI&C-onderdelen en verouderingsproblemen. Er is echter nog werk aan de verdere ontwikkeling van een globaal programma voor een proactief verouderingsbeheer.

Volledig overzicht verouderingsverschijnselen

Het assessment bevestigt dat de verouderingsverschijnselen bij deze SSC van nabij worden opgevolgd en dat er gepaste maatregelen worden genomen zodat ze hun veiligheidsfunctie kunnen blijven vervullen. Het assessment toont ook aan dat er in de verschillende domeinen belangrijke wijzigingen werden of worden doorgevoerd om het verouderingsprobleem aan te pakken. Voorbeelden hiervan zijn:

- Vervanging van het reactordeksel en van de besturingsmechanismen van de regelstaven (2015)
- Reracking van de splijtstofdokken (2008)
- Vervanging van de hoofdtransformatoren (2008)
- Vervanging van het Nucleair Instrumentatiesysteem (NIS) (2012)
- Betonrenovatie aan het secundair containment (2014)
- Renovatie van de betonnen bunker met de tweede-niveauveiligheidssystemen (gepland)
- Renovatie van de brandkleppen (2013)

6.4.3.2 Sterktes

✓ Gestructureerd AMP zorgt voor betere integratie verouderingsbeheer

Het gestructureerde AMP, dat sinds 2009 intensiever vanuit Electrabel Corporate wordt opgevolgd, heeft geleid tot een verbeterde integratie van alle activiteiten op het vlak van verouderingsbeheer in de verschillende domeinen. De AS zijn sinds de tweede Tienjaarlijkse Herziening (TJH) aanzienlijk in aantal toegenomen en coveren alsmaar meer degradatiemechanismen en veiligheidsgebonden uitrustingen in de verschillende domeinen: mechanisch, elektrisch, I&C, structuren. De *Ageing Master File* garandeert een nauwe opvolging van de AS-updates en bijbehorende corrigerende maatregelen. Aangezien de auteurs van de SHR ook instaan voor de review van de AS, is de link tussen de SHR- en AMP-processen verzekerd. Dit draagt bij tot een verdere integratie van de bestaande programma's in de systematische *plan do check act*-benadering van de *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* [REF SF4-1].

✓ Het AMP heeft correctief onderhoud doen dalen

De volledigheidscntrole die op het AMP van Doel 4 werd uitgevoerd, toont aan dat de verouderingsproblematiek efficiënt wordt beheerd, en dat het AMP bijdraagt tot een verhoogde betrouwbaarheid en beschikbaarheid van de veiligheidsgebonden SSC. Bovendien wordt sinds 2010 een aanzienlijke daling van het aantal correcties op veiligheidsgebonden uitrusting vastgesteld. Sinds 2008 is de onbeschikbaarheid stelselmatig afgenomen.

✓ Project Kritische Leveranciers verzekert beschikbaarheid wisselstukken voor veiligheidstuigen

Het project Kritische Leveranciers, dat door Electrabel Corporate wordt beheerd, omvat langlopende contracten en overeenkomsten met ongeveer dertig kritische leveranciers van mechanische en EI&C-onderdelen, en laat op die manier toe de levering van onderdelen te blijven verzekeren.

6.4.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werd volgende mogelijke verbetering geselecteerd:

- ✓ **SF4-10: Noodzaak evalueren en zo nodig opstellen van een *Ageing Summary* voor rubber balgen en leidingen**

De keuze wordt gemaakt in het ageing-coördinatiecomité. Het betreft hier de kritische rubber balgen en de kritische flexibele leidingen.

6.4.3.4 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

De twee meest relevante programma's met betrekking tot *Ageing Management* zijn het AMP en de SHR. Het SHR-proces is een belangrijke bouwsteen van het managementsysteem voor de actuele toestand van de SSC. Het assessment van dit SHR-proces is in het evaluatieverslag van **SF2** opgenomen.

Aspecten van het kennisbeheer rond Veroudering komen aan bod in **SF12**.

6.4.4 Werkwijze

Bij het assessment *Ageing* (SF4) werden de volgende vijf stappen gevolgd:

- 1 Aftoetsen van het AMP aan de *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* [REF SF2-1], meer bepaald met betrekking tot:
 - Algemeen beleid dat de scope, de doelstellingen, activiteiten en verantwoordelijkheden voor alle relevante units bepaalt, inclusief alle bijbehorende programma's en activiteiten
 - Staffing, resources en trainingen
 - *Plan do check act*-benadering in de verschillende units
 - Prestatie-indicatoren en *self assessments* die het mogelijk maken de effectiviteit van het beheersysteem periodiek te evalueren
- 2 Evalueren van de scope van de SSC die opgenomen zijn in het AMP, en dit op basis van:
 - *Ageing Summaries*
 - On-site screening met betrekking tot verouderingsfenomenen van bestaande databases: *Corrective Orders*, *Justifications for Continued Operation (JCO)*, *Repair and replacement database*, Onbeschikbaarheidsfiches (OBF), Niet-Belangrijke Wijzigingen (NBW), Meldingsfiches (MF)
- 3 Onderzoeken van de kwaliteit van het AMP ten opzichte van de *IAEA Safety Guide NS-G-2.12* [REF SF4-1] met betrekking tot:
 - Tijdig detecteren en afzwakken van verouderingsprocessen en/of effecten van degradatie
 - Aanvaardingscriteria om de behoefte aan aangepaste corrigerende maatregelen te bepalen
- 4 Evalueren van het beheer van de veroudering van veiligheidsgebonden SSC

- 5 Opstellen overzicht van de verouderingsfenomenen van de belangrijkste SSC voor de nucleaire veiligheid, en van de impact hiervan op hun toestand in de komende jaren

6.5 Deterministic Safety Analysis (SF5)

Doel 4 beschikt over de 129 deterministische veiligheidsanalyses die zijn aanbevolen door de U.S.NRC en de WENRA, en dekt daarmee zowat alle ontwerp- en buitenontwerpongevallen. Daarbovenop werden nog eens een tiental ontwerpongevallen onderzocht. Het assessment *Deterministic Safety Analysis* (SF5) heeft ook aangetoond dat de koeling van de reactor gedurende een lange tijd verzekerd is na een ontwerpongeval en de koude-stilstand die erop volgt. Sinds jaar en dag is Electrabel actief betrokken bij het beheer van zware ongevallen. Dat resulteerde onder meer in de installatie van passieve autokatalytische waterstofrecombinatoren in de reactorgebouwen, een wereldprimeur. De deterministische veiligheidsanalyses hebben ook aangetoond dat het 'defence-in-depth'-principe geborgd is door het ontwerp en het beheer van de systemen en procedures.

6.5.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Deterministic Safety Analysis* (SF5) evalueert de huidige deterministische veiligheidsanalyses met betrekking op:

- De volledigheid van de onderzochte initiële gebeurtenissen (transiënten, incidenten, enzovoort)
- De actuele toestand van de centrale
- De geldende regelgeving van de U.S. NRC [REF SF5-2][REF SF5-6], het IAEA [REF SF5-5][REF SF5-7][REF SF5-8][REF SF5-9], de WENRA [REF SF5-3][REF SF5-4] en de goede praktijken voor gebruikte methodes en computercodes

De evaluatie dekt ontwerpongevallen, buitenontwerpongevallen en zware ongevallen, en gaat ook na of het ontwerp en beheer de *defence in depth*-principes garanderen.

6.5.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van de belangrijkste evoluties van de deterministische veiligheidsanalyses sinds het ontwerp (1985) van Doel 4 en in het bijzonder sinds de vorige Tienjaarlijkse Herziening (2005).

Deterministische veiligheidsanalyses sinds het ontwerp

Ontwerpongevallen

Begin jaren 1990 werd een deel van de stoomgeneratorpijpen opgestopt als gevolg van corrosie. Dat was het signaal om het BTGV-project (*Bouchage des Tubes de Générateurs de Vapeur*) op te starten, waarbij aan de hand van bijgestelde ontwerpparameters enkele veiligheidsstudies opnieuw werden uitgevoerd. Het resulterende thermohydraulische model uit 1992 is trouwens nog steeds van toepassing. In 1996 werden de stoomgeneratoren vervangen. Dat was de aanleiding om het grootste deel van de deterministische studies voor de ontwerpongevallen te herzien.

De tweede Tienjaarlijkse Herziening (TJH) toonde onder meer aan dat de impact van het vastgestelde debietsonevenwicht tussen de lussen van de primaire kring op de veiligheidsstudies heel beperkt is (onderwerp D3).

Buitenontwerpongevallen en zware ongevallen

Bij de eerste TJH werd een aantal ongevallen geanalyseerd, die niet in rekening gebracht waren bij het ontwerp (onderwerp 15.2). Na de kernramp van Three Mile Island (1979) werden specifieke zware-ongevallenstudies uitgevoerd, gevolgd door de invoering van deze risico-verminderende maatregelen:

- Installatie van autokatalytische waterstofrecombinatoren in het reactorgebouw (wereldpremière)
- Ontwikkeling van specifieke procedures voor het beheer van zware ongevallen gebaseerd op generieke procedures van Westinghouse, de zogenoemde SAMG (*Severe Accident Management Guidelines*)
- Ontwikkeling van de probabilistische veiligheidsanalyse (PSA niveau 1 en 2) als aanvulling op de deterministische analyses
- Deelname aan internationale R&D-programma's inzake zware ongevallen, zoals ACE (*Advanced Containment Experiments*) en MACE (*Melt Attack and Coolability Experiments*), beide georganiseerd door de EU

In het kader van de tweede TJH werden de specifieke procedures voor het beheer van zware ongevallen (BK) gevalideerd en verbeterd, en dit door middel van computersimulaties en een rollenspel. Bij de simulaties werd nagegaan of de organisatie wel voldoende vertrouwd is met de BK-procedures en of de interventies zoals vastgelegd toereikend zijn om een zwaar ongeval te beheren.

Deterministische veiligheidsanalyses de laatste tien jaar

Uitdiepen van de ontwerpongevallen

In 2003 werden bij Tihange 3 variaties vastgesteld in de primaire debietmetingen. Dat heeft ertoe geleid om de waarde van het thermohydraulisch primair debiet, dat een sleutelparameter is voor tal van veiligheidsstudies, te herzien. Het nieuw gekozen debiet, identiek aan dat van de BTGV-studies (zie boven), kon gerechtvaardigd worden doordat de opgemeten waarden hoger lagen. Dat verklaart waarom slechts enkele veiligheidsstudies opnieuw werden uitgevoerd, en dit onder de projectnaam ETDR (*Etudes Thermohydrauliques à Débit Réduit*). Deze studies voor Tihange 3 waren ook van toepassing op Doel 4.

Begin 2006 volgde voor Doel 4 het project KCD4-18 voor de uitbating in cycli van 18 maanden en met een nieuw referentieprofiel voor het vermogen. ETDR gold daarbij als de referentiestudie.

Er werd ook vastgesteld dat het lekdebiet van de voedingswater-isolatiekleppen (Sempell) niet was opgenomen in een aantal veiligheidsstudies (breuk van een voedingswaterleiding, verlies van het extern elektrisch net, verlies van normaal voedingswater naar de stoomgeneratoren). De studies moesten bijgevolg herzien worden (project Sempells, vanaf 2010).

De nieuwe regels (2012) voor toepassing van de enkelvoudige fout en de operationele ervaring met de ontlastkleppen van het drukregelvat (PORV) hebben andermaal geleid tot een herziening (project PORV/MORV). Beide projecten zijn nog in uitvoering en maken dus geen deel uit van dit assessment SF5.

Er loopt een studie om op een systematische manier te verifiëren of alle veiligheidspompen nog steeds voldoen aan hun veronderstelde capaciteit. Dit moet in de toekomst door periodieke testen gegarandeerd blijven. De studie is gestart in 2012.

Uitdiepen van de buitenontwerpongevallen

De WENRA-publicatie van de *Reactor Safety Reference Levels* (2008) legde de basis voor het *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization*. Als deel van dat actieplan werden drie buitenontwerpongevallen in detail geanalyseerd: verlies van de koeling van het splijtstofopslagbekken, verlies van primair koelmiddel en bijkomend verlies van veiligheidsinjectie, langdurig verlies van de veiligheidssystemen na een ontwerpongeval.

Versterken van het beheer van zware ongevallen

Zowel de update van de PSA niveau 2 (radiologische impact) als de internationale R&D-programma's zoals SARNET (*Severe Accident Research NETwork for excellence*) en MCCI (*Molten Core Concrete Interaction*) hebben toegelaten om de mechanismen tijdens een zwaar ongeval voor Doel 4 beter te beoordelen. Als onderdeel van het BEST-actieplan werden bijkomende middelen (mobiele pompen, mobiele elektrische voedingen, enzovoort) voorzien om beter gewapend te zijn tegen zware ongevallen. Een installatie om een gefilterde drukverlaging van het reactorgebouw toe te laten is nog in voorbereiding (*Containment Filtered Vent System*).

6.5.3 Assessment

6.5.3.1 Algemene bevindingen

Analyse ontwerpongevallen

Doel 4 beschikt over de 129 deterministische veiligheidsanalyses die zijn aanbevolen door de U.S.NRC en de WENRA, en dekt daarmee zowat alle ontwerp- en buitenontwerpongevallen. Daarbovenop werden nog eens een tiental ontwerpongevallen onderzocht. Wat ook blijkt is dat de analyses volledig conform de internationale regelgeving zijn verlopen.

De gebruikte computercodes, die hoofdzakelijk afkomstig zijn van Framatome, Westinghouse en Tractebel Engineering, zijn gevalideerd voor hun toepassing in de deterministische veiligheidsanalyses. Ze zijn geauditeerd door Bel V. De Tractebel Engineering-codes (RELAP5, COBRA-3CP, PANTHER, TRAPCON, TRAPSCO) zijn volledig gedocumenteerd. Hun gebruikspedures tonen aan hoe onzekerheden in de simulaties behandeld moeten worden.

De veilige eindtoestand van de centrale volgend op een ontwerpgeval werd eveneens vastgelegd. Dit is de zogenoemde koude-stilstand waarbij de kern gekoeld wordt door de SC-kring en de temperatuur in de primaire kring minder dan 90°C bedraagt. Het assessment SF5 heeft aangetoond dat er voldoende watervoorraad beschikbaar is om de stoomgeneratoren te voeden om deze toestand te bereiken. De vereiste onderkriticiteit van de kern blijft tijdens de afkoeling gegarandeerd. De radiologische gevolgen eigen aan de transitie naar de koude-stilstand zijn aanvaardbaar bij alle ontwerpgevallen.

Analyse buitenontwerpgevallen

Uit het assessment SF5 blijkt dat de volledige lijst van buitenontwerpgevallen conform de internationale referenties werd onderzocht. Deze lijst is samengesteld op basis van het onderwerp 15.2 van de eerste TJH, het *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization* en het BEST-actieplan. Met het onderzoek naar onder meer de *grace times* en de *cliff edge*-effecten gingen de BEST-analyses bovendien verder dan gevraagd door WENRA.

Analyse zware ongevallen

Het assessment SF5 toont ook aan dat Doel 4 de zware ongevallen beheert conform de internationale regelgeving, zijnde de *WENRA Reactor Safety Reference Levels* [REF SF5-3] en de *IAEA Safety Guide NS-G-2.15* [REF SF5-8]. Electrabel is sinds jaar en dag actief betrokken bij het zware-ongevallenbeheer, getuige daarvan de invoering van de BK-procedures en de systematische participatie aan de internationale R&D-netwerken.

Toepassing *defence in depth*

Bij de deterministische veiligheidsanalyses zijn de volgende drie niveaus van het *defence in depth*-principe van toepassing:

- Niveau 2: 'Control of abnormal operation and detection of failures'
- Niveau 3: 'Control of accidents within the design basis'
- Niveau 4: 'Control of severe conditions including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of a severe accident'

Uit het assessment SF5 blijkt dat voor elk van deze niveaus het *defence in depth*-principe wel degelijk wordt toegepast, getuige het ontwerp en het goede beheer van systemen en procedures.

6.5.3.2 Sterktes

✓ Extra veiligheidsanalyses zorgen voor verhoogd veiligheidsniveau

Bovenop de 129 deterministische veiligheidsanalyses die de US.NRC en de WENRA vereisen heeft Doel 4 een tiental bijkomende ongevallen geanalyseerd. Het betreft hoofdzakelijk ongevallen door een samenloop van gebeurtenissen gecombineerd met een faling van de eerste-niveausystemen. Dit kan worden beschouwd als een sterkte omdat het een verhoogd veiligheidsniveau impliceert.

✓ De reactorkoeling na een ontwerpgeval is verzekerd via de stoomgeneratoren gedurende een lange periode dankzij de onbeperkte watervoorraad

De hoeveelheid water die beschikbaar is om de stoomgeneratoren te voeden, is bij Doel 4 nagenoeg onbeperkt, en dit dankzij de LU-koelvijvers. Het betekent dat na een ontwerpgeval een veilige koude-stilstand volgt, en dat de koeling van de reactor zonder inzet van externe middelen gedurende ongeveer 25 dagen verzekerd blijft.

✓ **Het splijtstofopslagbekken werd grondiger dan vereist geanalyseerd**

Er werd een grondige analyse gemaakt van het verlies van koeling voor het splijtstofopslagbekken alsook van de effecten van het totaalverlies van de externe en interne elektrische voedingen (*complete* SBO). De analyse bevat de berekening van *cliff edge*-effecten en *grace times*.

✓ **Het beheer van zware ongevallen wordt ondersteund door actieve deelname aan R&D-programma's**

Uit de proactieve deelname aan internationale R&D-programma's vloeiden opvallende verwezenlijkingen voort op het vlak van het zware-ongevallenbeheer. Enkele voorbeelden:

- De invoering van autokatalytische recombinatoren (PAR) in de reactorgebouwen van Doel en Tihange: een wereldprimeur begin jaren 1990
- Het gebruik van state-of-the-art computercodes zoals MELCOR en ASTEC voor het modelleren van fenomenen bij zware ongevallen
- De vroege ontwikkeling (begin jaren 1990) van een probabilistische veiligheidsanalyse (PSA) om bij een zwaar ongeval de radioactieve bronterm te bepalen en te beperken voor de omgeving
- De deelname aan internationale projecten van de PWROG die gestart zijn na het ongeval van Fukushima Daiichi, en implementatie van aanpassingen aan de procedures voor het beheer van zware ongevallen zoals aanbevolen door WOG SAMG.

✓ **Er zijn preventieve beschermingsmaatregelen en detectiemogelijkheden voorzien voor alle klasse III en IV ontwerp-ongevallen**

Hoofdstuk 15 van het Veiligheidsrapport van Doel 4 [REF ALG-8] geeft voor alle ontwerp-ongevallen (klasse III en IV) een gedetailleerde beschrijving van de preventieve maatregelen en de detectiemogelijkheden die Electrabel voorziet maar die niet vereist zijn door de internationale referenties.

6.5.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werden volgende mogelijke verbeteringen geselecteerd:

✓ **SF5-1: Uitvoeren van een plant specifieke SGPB-rechtvaardiging voor KCD4 (JNR)**

Uitvoeren van een plantspecifieke SGPB-rechtvaardiging voor KCD4 (JNR). Deze wordt gebaseerd op de plantspecifieke studie CNT 3 door middel van een sensitiviteitsanalyse om de procedurele verschillen tussen KCD 4 en CNT 3 in rekening te brengen, of op de resultaten van de plantspecifieke studie KCD3. De rechtvaardiging wordt gedocumenteerd in het Veiligheidsrapport.

✓ **SF5-2: Evalueren van lozingen ten gevolge van faling van een tank met radioactieve vloeistoffen**

De radioactieve lozingen door falingen aan vloeistoftanks en de evaluatie opnemen in het Veiligheidsrapport. Zelfde actie als voor **D3-SF5-1**.

✓ **SF5-5: Verantwoording van het niet onderzoeken van de operatorfout bij onvrijwillige boorverdunding**

Verantwoording in het veiligheidsrapport toevoegen die aangeeft dat er op een ontijdige boorverdunding door een operator meerdere waarschuwingen en signalen volgen. Enkel als die genegeerd worden, leidt deze fout mogelijk tot een falen. Het is hierdoor niet nodig om een operatorfout als enkelvoudige fout in rekening te brengen. Zelfde actie als **D3-SF5-4**.

✓ **SF5-12: Uitvoeren van een nieuwe radiologische gevolgstudie voor de voedingswaterleidingbreuk**

Er wordt rekening gehouden met de actuele aannames rond het *spiking*-model, de specifieke primaire activiteit, de maximale lek primair-secundair en de duur van de transiënt. Deze studie wordt gedocumenteerd in het Veiligheidsrapport.

✓ **SF5-13: Besluiten uit level 2 PSA Doel 3 ook evalueren op toepasselijkheid voor Doel 4**

Nagaan van de toepasselijkheid op Doel 4 van procedurele verbeteringen die het resultaat zijn van de Doel 3 PSA level 2. Uitvoeren van de toepasselijke verbeteringen.

✓ **SF5-14: Aanvullen van het BK-strategiedocument met Severe Accident-scenario's voor de splijtstofdokken en stilstandtoestanden**

6.5.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF5-18: Kwalificeren van de N16 metingen op de stoomleidingen op D3**

Het enige overblijvende engagement van de generieke stoomgenerator pijpbreekstudies wordt hiermee afgewerkt.

6.5.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

De *IAEA Safety Guide NS-G-2.15* [REF SF5-8] behandelt enkele aspecten die verband houden met het noodplan. Het noodplan wordt geëvalueerd in SF13 (*Emergency Planning*).

6.5.4 Werkwijze

6.5.4.1 Ontwerpongevallen

Het assessment SF5 bij Doel 4 zette bij de veiligheidsanalyse van de ontwerpongevallen de volgende stappen:

1 Opstellen referentielijst

Om te beginnen werd een referentielijst opgesteld van de te onderzoeken ontwerpongevallen per uitbatingstoestand, zoals voorzien in de *NUREG-0800 SRP 15.0* [REF SF5-2] en de *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue E* [REF SF5-3].

2 Vergelijken met geanalyseerde ontwerpongevallen

Deze referentielijst werd vervolgens vergeleken met de huidige lijst van geanalyseerde ontwerpgevallen.

3 Verzamelen informatie

Alle beschikbare informatie werd verzameld over de gebruikte methodes bij de deterministische veiligheidsanalyses, over de aanvaardingscriteria (geen *Departure from Nucleate Boiling* (DNB), geen overvulling van het drukregelvast, enzovoort), over de beginvoorwaarden, over het in rekening brengen van falen (onder meer het toepassen van het criterium van de enkelvoudige fout), over de berekening van de radiologische gevolgen en over de overeenstemming met het huidige ontwerp.

4 Vergelijken gebruikte methodes

Er werd een vergelijking gemaakt tussen de gebruikte methodes en deze die worden aanbevolen in de *NUREG-800 Standard Review Plan* [REF SF5-2], in de *IAEA Safety Guides NS-G-1.2* [REF SF5-5] en SSG-2 [REF SF5-7], en in de *RG1.195* [REF SF5-6] inzake radiologische gevolgen.

5 Onderzoeken kwalificering en validering computercodes

Er werd onderzocht of de toegepaste computercodes gekwalificeerd en gevalideerd zijn voor de gebruikte toepassing.

6 Onderzoeken koude-stilstand

Er werd onderzocht of de veilige stilstand (koude-stilstand met primaire temperatuur van 90 °C) bereikt kan worden op basis van de volgende criteria:

- Voldoende watervoorraad voor de voeding van de stoomgeneratoren
- Aanvaardbare tijdsduur voor de overgang van de koeling van de primaire kring door de stoomgeneratoren naar de stilstandskoelkring (SC)
- Behouden van onderkritische in de reactorkern
- Aanvaardbare radiologische gevolgen voor de omgeving

7 Identificeren van de sterktes en mogelijke verbeteringen

6.5.4.2 Buitenontwerpingevallen

Het assessment SF5 bij Doel 4 zette bij de veiligheidsanalyse van de buitenontwerpingevallen de volgende stappen:

1 Opstellen referentielijst

Er werd een referentielijst opgesteld van de te onderzoeken buitenontwerpingevallen, zoals voorzien in de *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4].

2 Vergelijken met geanalyseerde buitenontwerpingevallen

Deze referentielijst werd vervolgens vergeleken met de huidige lijst van geanalyseerde buitenontwerpingevallen, rekening houdend met het *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation* [REF SF5-1] en met de analyses die uitgevoerd zijn in het kader van de Weerstandstesten (BEST).

3 Verzamelen informatie

Alle beschikbare informatie werd verzameld over de gebruikte methodes. Er dient opgemerkt dat er voor de buitenontwerpongevallen geen specifieke aanbevelingen zijn in de *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4].

4 Identificeren van de sterktes en mogelijke verbeteringen

6.5.4.3 Zware ongevallen

Het assessment SF5 bij Doel 4 zette bij de veiligheidsanalyse van de zware ongevallen de volgende stappen:

1 Opstellen referentiekader

Er werd een referentielijst opgesteld van de te onderzoeken zware ongevallen, zoals voorzien in de *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4] en de *IAEA Safety Guide NS-G-2.15* [REF SF5-8].

2 Evalueren zware-ongevallenbeheer

Het beheer van zware ongevallen werd geëvalueerd ten opzichte van het referentiekader.

3 Identificeren van de sterktes en mogelijke verbeteringen

6.5.4.4 Defence in depth

Het assessment SF5 bij Doel 4 volgde bij de evaluatie van het *defence in depth*-principe de volgende stappen:

1 Analyseren *defence in depth*-principe

Er werd onderzocht of het *defence in depth*-principe zoals voorzien in de *IAEA Safety Guide NS-R-1* [REF SF5-9] geborgd is door het ontwerp en het beheer van Doel 4.

2 Identificeren van de sterktes en mogelijke verbeteringen

6.6 Probabilistic Safety Assessment (SF6)

Uit het assessment *Probabilistic Safety Assessment* blijkt dat de PSA-studie grondig werd uitgevoerd, uitgebreid gedocumenteerd is en volledig in lijn met de internationale richtlijnen. Het PSA-model wordt ook continu up to date gehouden. Electrabel moedigt het gebruik van de PSA sterk aan, en het model kent dan ook heel wat concrete toepassingen.

6.6.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Probabilistic Safety Assessment* (SF6) evalueert de probabilistische veiligheidsanalyse (PSA) aan de hand van de vereisten in het referentiekader gebaseerd op de ASME/ANS-norm [REF SF6-1] [REF SF6-2] en zoals onderschreven in de RG 1.200 [REF SF6-3].

Het KB van 30 november 2011 [REF ALG-3] bepaalt dat er voor elke centrale een PSA niveau 1 en niveau 2 opgesteld moet worden. De PSA niveau 1 evalueert de kans op kernsmelt voor alle uitbatingstoestanden van de reactor. De PSA niveau 2 bepaalt de risico's op radioactieve lozingen na de kernsmelt. De PSA niveau 2 kan evenwel uitgevoerd worden voor een eenheid die, op grond van technische karakteristieken, als representatief voor meerdere eenheden beschouwd kan worden. Doel 3 en Tihange 3 zijn de representatieve eenheden voor de PSA niveau 2 van Doel 4.

De bestaande PSA dekt alle relevante interne gebeurtenissen. Interne brand- en overstromingsanalyses zijn in ontwikkeling in het kader van het *WENRA Belgian Action Plan* en worden bijgevolg niet onderzocht bij dit assessment.

6.6.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van de *Probabilistic Safety Assessment* (PSA) van Doel 4 en de belangrijkste evoluties van de voorbije tien jaar.

Probabilistic Safety Assessment: model

Doel 4 is ontworpen vanuit een deterministische benadering, wat betekent dat er een enkelvoudig falen wordt verondersteld in de analyse van de mogelijke voorvallen of ontwerpongevallen. Met andere woorden de combinatie van meerdere falingen wordt niet in rekening gebracht. In de probabilistische benadering ligt dat anders: hier wordt de combinatie benaderd op basis van de 'waarschijnlijkheid van voorkomen'. Deze benadering

is dus een aanvulling op de deterministische benadering. Uiteindelijk is het de bedoeling om mogelijke punten van verbetering in het ontwerp te kunnen identificeren, en om de veiligheidsvoordelen van die verbeteringen te kunnen beoordelen. In 1988 heeft de U.S.NRC de probabilistische benadering in haar verordeningen geïntegreerd door de publicatie van de *Generic Letter 88-20*.

Er werd een PSA niveau 1 uitgevoerd in het kader van de eerste Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 4. Bij de tweede TJH werd het PSA-model uitgebreid met een verfijning van de verschillende uitbatingstoestanden tijdens de stilstand van de reactor en met een generiek model voor en na het smelten van de kern. Nadien volgde een verdere actualisering van het model rekening houdend met de installatiewijzigingen tot 2010.

In het kader van het *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization* wordt een PSA-model ontwikkeld voor interne brand en overstroming waarvoor de eerste resultaten voorzien zijn voor eind 2015.

Probabilistic Safety Assessment: toepassingen

Vanaf 2006 begon Electrabel de PSA te gebruiken binnen een risico-geïnformeerde aanpak. Zo is de *PSA Policy* ontstaan. Dit beleid stimuleert de toepassing van PSA als een continue activiteit. De werkgroep PSA STC (*PSA Standing Committee*) werd samengesteld met experts binnen Electrabel en Tractebel Engineering. Het gebruik van de PSA is de afgelopen jaren sterk ontwikkeld. De volgende PSA-toepassingen zijn uitgevoerd of worden momenteel uitgevoerd. Een aantal van deze toepassingen maken deel uit van de dagelijkse uitbating van de eenheid:

- Ontwikkeling van een *Risk Matrix*
- Evaluatie van de *Risk Increase Factor*
- Evaluatie van installatiewijzigingen (Niet Belangrijke Wijzigingen, NBW's)
- Identificatie van scenario's voor simulatortraining van operatoren
- Opleiding omtrent risico-inzichten
- Gebruik van *Event Analysis*
- Ondersteuning van *System Health Reports* (SHR's)
- Bepaling van het belang van componenten
- Opvolging van het Europees project ASAMPSA2 voor PSA niveau 2
- Organisatie en deelname aan internationale PSA-conferenties
- Uitwisseling met andere kerncentrales (EdF, Borssele, Krsko)

6.6.3 Assessment

6.6.3.1 Algemene bevindingen

De kwaliteit van het PSA-model is dusdanig dat het model effectief wordt ingezet voor concrete toepassingen. De categorie II van de ASME-standaard is daarbij de norm, en die norm wordt ook in grote mate bereikt.

Het PSA-model wordt voortdurend geactualiseerd, rekening houdend met specifieke gegevens zoals de frequentie van een ontwerp ongeval, de onbeschikbaarheid van componenten ten gevolge van onderhoudswerkzaamheden (preventief en correctief) en testen, enzovoort.

6.6.3.2 Sterktes

✓ **De lijst van ontwerpgevallen in het PSA-model is volledig**

Het PSA-model houdt rekening met alle mogelijke ontwerpgevallen bij de verschillende uitbatingstoestanden van de reactor. Voor incidenten en ongevallen wordt zoveel mogelijk rekening gehouden met ervaring uit de eigen eenheden.

✓ **De modellering van de systemen in het PSA-model is volledig en gedetailleerd**

Als onderdeel van het PSA-model geeft de *Failure Mode and Effect Analysis* (FMEA) per systeem een volledige lijst van de componenten met hun faalmodes, uitlijningen en afhankelijkheden van ondersteunende systemen. Elk systeem wordt gemodelleerd door een foutenboom.

✓ **De analyse van de betrouwbaarheid van het menselijk handelen is volledig**

De betrouwbaarheid van het menselijk handelen werd geanalyseerd op basis van procedures eigen aan Doel 4, en na interactie met het personeel. Ieder kritisch menselijk handelen werd systematisch onderzocht. Ook met het nalatig handelen werd rekening gehouden.

✓ **De weerstand van het reactorgebouw bij een zwaar ongeval werd uitgebreid onderzocht**

Het belangrijkste instrument in de PSA-analyse voor zware ongevallen is de MELCOR-computercode. Uit het assessment blijkt dat daarbij het niveau van detaillering adequaat werd gekozen. De documentatie is bovendien van hoge kwaliteit, heel uitgebreid, logisch opgebouwd en systematisch gepresenteerd. Ruime aandacht werd besteed aan de analyse van de drukweerstand van het reactorgebouw bij een zwaar ongeval.

Alles wat zich kan voordoen na een kernsmelt, de zogenoemde *Severe Accident Progression Event Tree*, werd uitgebreid onderzocht. Het menselijk handelen werd geëvalueerd op basis van de BK-procedures. De bronterm die de verdeling van splijtingsproducten via de verschillende lozingswegen modelleert (transport, depositie, retentie en verspreiding), heeft een hoge standard en is goed gedocumenteerd.

✓ **De probabilistische kwantificatie van het PSA-model is systematisch en goed gedocumenteerd**

De methodologie voor het kwantificeren van ongevalssequenties is gedocumenteerd en systematisch uitgevoerd met behulp van gebeurtenissenbomen en onderliggende foutenbomen. Tijdsafhankelijkheden zijn speciaal ontwikkeld en de interface tussen niveau 1 PSA (risico op kernsmelt) en niveau 2 PSA (risico op falen van het RGB na het smelten van de kern en de daarop volgende radioactieve lozingen) is gedetailleerd. Geschikte waarschijnlijkheidsmodellen met bijbehorende onzekerheidsverdeling werden ontwikkeld voor de diverse bouwstenen van het PSA-model.

De interface tussen PSA niveau 1 (risico op kernsmelt) en PSA niveau 2 (risico op radioactieve lozingen na kernsmelt) werd in detail onderzocht. Voor de verschillende bouwstenen van het PSA-model werden geschikte waarschijnlijkheidsmodellen ontwikkeld. De belangrijkste oorzaken van kernsmelt en radioactieve lozingen na kernsmelt werden vergeleken met gelijkaardige kerncentrales.

6.6.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment werden de volgende verbeteringen specifiek voor Doel 4 geselecteerd (streefdatum voor het invoeren van dit actieplan voor Doel 4 is augustus 2020):

✓ **SF6-3: Volledig uitvoeren PSA actieplan zoals vastgelegd voor Doel 3 maar toegepast op Doel 4**

Zelfde actie als **D3-SF6-1**. Na de uitgifte van het PSR Syntheserapport zijn de OFI's die door Jacobsen Engineering zijn bepaald opnieuw geëvalueerd door TE en Electrabel. Verschillende OFI's werden extra toegevoegd in het PSA actieplan. Zelfde actie als **D3-SF6-10003**.

De verdere planning, opvolging en rapportering van deze acties gebeurt via de werkgroep PSA.

6.6.3.4 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

De projectgroep PSA continu beheert alle activiteiten met betrekking tot PSA.

6.6.4 Werkwijze

Bij het assessment *Probabilistic Safety Assessment* (SF6) werden de volgende stappen gevolgd:

1 Identificeren van de technische elementen in het PSA-model

- PSA niveau 1: uitbatingstoestanden van de reactor, gebeurtenissen, ongevalssequenties (gebeurtenissenbomen), succescriteria, betrouwbaarheid van systemen (foutenbomen), menselijke betrouwbaarheid, faalkansen, kwantificering van gebeurtenissenbomen, actualisering van het model
- PSA niveau 2: interface met PSA niveau 1, tijdsevolutie van fenomenen na kernsmelt, gedrag van het reactorgebouw na kernsmelt, probabilistische modellering (*Accident Progression Event Tree*), karakterisering van de bronterm, voorstelling van de resultaten, actualisering van het model

2 Bepalen van referentievereisten voor de technische elementen

De referentievereisten worden gegeven in de ASME/ANS norm [REF SF6-1] [REF SF6-2] die onderschreven wordt door U.S. NRC RG 1.200 [REF SF6-3]. Voor de PSA niveau 2 zijn enkele vereisten ontwikkeld op basis van IAEA-referenties [REF SF6-4] [REF SF6-5] [REF SF6-6].

3 Evalueren van de kwaliteit van het PSA-model

De kwaliteit van het PSA-model werd afgemeten tegenover bovenstaande referentievereisten op basis van de categoriën III, II, I of 'doelstelling niet volledig bereikt'. Een hogere categorie betekent: meer realisme en minder conservatisme, meer detail in de modellering, meer specifiek voor de eenheid. Categorie II wordt internationaal als een goede praktijk aangezien.

Er werd een peer review uitgevoerd voor de PSA van Doel 3 op basis van de vermelde referentievereisten. Gezien de PSA-modellen van de Belgische kerncentrales worden

ontwikkeld met behulp van dezelfde methode en door dezelfde teams zijn de bevindingen van deze peer review eveneens van toepassing op Doel 4. Een punt-voor-punt controle werd uitgevoerd om deze bevindingen te staven voor Doel 4.

4 Identificeren sterktes en mogelijke verbeteringen

6.7 Hazard Analysis (SF7)

Doel 4 is volledig conform de internationale veiligheidsstandaarden en goede praktijken van het IAEA, de U.S.NRC en de WENRA beschermd tegen alle mogelijke interne en externe risico's. Dat blijkt uit het assessment *Hazard Analysis* (SF7). De Weerstandstesten (BEST) hebben bovendien laten zien dat de centrale over een aantal sterktes beschikt. De tweede-niveausystemen in de bunker bieden bijvoorbeeld een bescherming die verder gaat dan de internationale regelgeving.

6.7.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Hazard Analysis* (SF7) onderzoekt of de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten (SSC) van Doel 4 wel afdoende beschermd zijn tegen de impact van interne en externe gebeurtenissen of incidenten. Interne gebeurtenissen worden geïnitieerd binnen de operationele zone van Doel 4, terwijl 'extern' refereert aan de mogelijke risico's buiten de operationele zone. Zowel de natuur als de mens kunnen aan de basis liggen van de risico's.

Risico	Gebeurtenis en/of incident
Intern	Brandhaarden
	Explosies
	Leidingbreuken rekening houdend met dynamische effecten, jet-effecten en overstromingsgevaar
	Interne projectielen zoals roterende turbineonderdelen
	Instorting van structuren en vallende objecten
	Elektromagnetische interferentie
Extern	Overstromingen
	Extreme weersomstandigheden
	Seismische en geotechnische risico's
	Vliegtuigval
	Industriële risico's die gepaard gaan met productie, opslag en transport (toxische gassen, explosies, grote brandhaarden)
	Aanvaringen en drijvende objecten die de koelwaterinlaat blokkeren
	Biologische fenomenen zoals algen en mosselgroei

6.7.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van de belangrijkste evoluties van de voorbije tien jaar wat betreft het beheersen van de interne en externe risico's.

6.7.2.1 Interne risico's

Brandhaarden

De voorbije jaren is de brandbeveiliging op verschillende vlakken verbeterd. Zo zijn onder meer de brandkleppen in de ventilatie vernieuwd en is de branddetectie verbeterd. De brandbeveiliging beantwoordt daardoor aan de strengste normen.

Na de tweede Tienjaarlijkse Herziening (TJH) werd beslist om het risico op brand op een systematische manier op te volgen. Dit gebeurt aan de hand van een checklist. Telkens er een wijziging aan de centrale wordt uitgevoerd, wordt het risico punctueel geëvalueerd. In het kader van het *WENRA Belgian Action Plan* worden ook een *Fire Hazard Analysis* (FHA) en een *Fire Probabilistic Safety Assessment* (Fire PSA) uitgevoerd.

Explosies

De tweede TJH resulteerde eveneens in een aantal verbeteringen om het risico op explosies te beperken. Twee voorbeelden:

- Op de uitlaat van gasleidingen zijn doorstroombegrenzers geïnstalleerd, dit om mogelijke lekdebieten tot een minimum te beperken.
- Alle gasleidingen zijn voorzien van de nodige etikettering die wijst op het potentiële explosiegevaar in de omgeving van de leidingen.

Leidingbreuken

Bij de breuk van een hoogenergetische leiding (*High Energy Line*, HEL) kunnen er dynamische effecten (*pipe whip*) optreden. Deze effecten zijn sinds het ontwerp

systematisch onderzocht op basis van de SMIRT-aanpak in de uitgebreide HELB-analyses (*High Energy Line Break*). Bij de primaire kring blijft het LBB-principe (*Leak Before Break*) geldig: dynamische effecten hoeven dus niet in rekening te worden gebracht.

Leidingbreuken kunnen ook zorgen voor wateroverlast en interne overstromingen. Dit werd bij de eerste TJH uitgebreid en deterministisch onderzocht.

In het WENRA Belgian Action Plan wordt een *Flooding Probabilistic Safety Assessment* (Flooding PSA) uitgevoerd.

Interne projectielen

Met interne projectielen wordt bedoeld: uitrustingen zoals ventilatorbladen, onderdelen zoals kleppen of meetinstrumenten op hoogenergetische leidingen, roterende turbineonderdelen, enz.

Naar aanleiding van de vervanging van de lagedrukturbine (2009) toonde constructeur Siemens aan dat het risico op rondvliegende projectielen ver beneden de norm ligt [REF SF7-8].

Instorting van structuren en vallende objecten

Bij de tweede TJH werd onderzocht of de veiligheidsgebonden hefwerktuigen van Doel 4 in lijn zijn met de Amerikaanse regelgeving [REF SF7-9] [REF SF7-10] [REF SF7-11]. De veiligheidsgebonden hefwerktuigen zijn:

- De polaire brug in het reactorgebouw (om zware lasten zoals het reactordeksel te verplaatsen)
- Het hellend vlak (om de splijtstofelementen naar de splijtstofopslagdokken te brengen)
- De 1.300 k-brug van het Splijtstofgebouw (SPG) (om splijtstofcontainers te verplaatsen)
- De 75 kN-brug van het SPG (om zware lasten in de omgeving van de splijtstofopslagdokken te verplaatsen)
- De ladingsmachine (om de splijtstofelementen in de reactor te brengen)
- Het transfersysteem (om de splijtstofelementen van het SPG naar het reactorgebouw te brengen)
- De behandelingsmachine van de splijtstofelementen

Deze analyse heeft geleid tot een aantal verbeteringen op elektrisch en mechanisch vlak, waardoor de hefwerktuigen opnieuw voldoen aan de meest recente normen. Enkele verbeteringen:

- Installatie van een aardbevingsbestendige noodstop voor de polaire brug
- Installatie van een noodstop op de werkvloer voor de 1.300 kN- en 75 kN-brug van het SPG

6.7.2.2 Externe risico's

Overstromingen

Een waterpeil van +9,13 m TAW werd vastgelegd als *Design Basis Flood* (DBF). Deze DBF werd gekozen als peil met een terugkeerperiode van 10.000 jaar. De hoogste waterstand die ooit (1 februari 1953) werd opgetekend, bedroeg +8,10 TAW op ongeveer 3,5 km van de site in Doel. De bescherming tegen de DBF wordt verzekerd door de hoogte (+8,86 m TAW) van het platform waarop de hele site zich bevindt, in combinatie met de hoogte van de

dijken ter hoogte van de site, nl. +12,08 m TAW vs. +11,08 m TAW van de Scheldedijken in de omgeving.

Tijdens de tweede TJH is een overstromingsmodel van de site in Doel gemaakt op basis van de meteorologische en hydrologische gegevens van begin jaren 2000. Dit model werd in het assessment SF7 getoetst aan de recente *IAEA Safety Guide SSG-18* [REF SF7-13], en goed bevonden.

In het kader van de Weerstandstesten (BEST) werd het overstromingsmodel gebruikt om te bepalen in welke mate de bestaande maatregelen volstaan om het hoofd te bieden aan een overstroming van de site als gevolg van een dijkbreuk in combinatie met een extreem waterpeil van de Schelde en zware windstoten. Meerdere bijkomende technische en operationele maatregelen werden genomen om de veiligheid van de centrale ook in deze situatie te verzekeren.

Extreme weersomstandigheden

Mogelijke ongunstige meteorologische omstandigheden werden in rekening gebracht in het ontwerp van Doel 4, op basis van historische gegevens. Tijdens de tweede TJH werd gecontroleerd of de ingebouwde marges nog afdoende waren.

In het kader van de Weerstandstesten werd ook nagegaan wat de impact zou zijn van een aantal extreme weersomstandigheden die door hun hoge terugkeerperiode buiten de ontwerpbasis (*beyond design*) vallen. Het betreft extreme windsnelheden, hevige sneeuwval, zware regenval en tornado's.

In het assessment SF7 werd de ontwerpbasis aangevuld met een statistische analyse voor een aantal meteorologische parameters (temperatuur, windsnelheid) met de bedoeling om de meest extreme weersomstandigheden en hun terugkeerperiode in kaart te brengen voor de veiligheidsgebonden uitrustingen op basis van gegevens tot eind 2014.

Seismische en geotechnische risico's

Voor de site in Doel werd uitgegaan van een ontwerpaardbeving (*Design Basis Earthquake*, DBE) gekenmerkt door een *Peak Ground Acceleration* (PGA) van 0,058 g. Niettemin werd Doel 4 ontworpen met een PGA van 0,1 g, en dit conform Appendix A van 10 CFR 100.

Tijdens de Weerstandstesten bevestigde een internationaal team van experts dat de marges in het ontwerp van Doel 4 significant zijn en dat de eenheid naar veilige stilstand kan worden gebracht bij een gekozen *Review Level Earthquake* (RLE) met een PGA van 0,17 g. De combinatie van aardbeving en overstroming werd eveneens in de studie opgenomen.

In 2015 heeft het *Royal Observatory of Belgium* (ROB) het *Probabilistic Seismic Hazard Assessment* (PSHA) voltooid dat in 2011 was opgestart naar aanleiding van de Weerstandstesten. Deze studie, uitgevoerd conform de IAEA- en U.S.NRC-richtlijnen, bevestigt dat Doel tot een *Low Seismicity Area* van 0,1 g behoort, en dat de marges in de DBE voldoende ruim bemeten zijn.

Vliegtuigval

Als voorzorgsmaatregel werd de centrale van Doel 4 ontworpen met een dubbel (primaire en secundaire) *containment*. Het secundaire *containment* werd zoals de andere gebunkerde gebouwen zodanig ontworpen dat het bestand is tegen de impact van een commercieel vliegtuig. Het ontwerp werd gevalideerd ten opzichte van een probabilistisch acceptatiecriterium.

Na de aanslagen van 11 september 2001 werd de brandbeveiliging in Doel uitgebreid tot het niveau van een luchthaven categorie 9 volgens de *International Civil Aviation Organization*. In het kader van de Weerstandstesten werd een bijkomende analyse uitgevoerd waarbij de inzet van gevolg-beperkende maatregelen verder werd geoptimaliseerd.

In het assessment SF7 is de ontwerpbasis van Doel 4 voor vliegtuigval opnieuw gevalideerd.

Industriële risico's

De gebouwen die essentieel zijn voor het optimaal functioneren van de veiligheidsfuncties (Bunker), zijn gevalideerd tegen een incidentele schokgolf met een maximumoverdruk van 0,45 bar.

Om te verhinderen dat explosieve gassen de veiligheidsgebonden gebouwen RGB, GNH, SPG en BKR kunnen infiltreren, is de luchttoevoer uitgerust met een speciale detectie. De controlezaal (KZ) is uitgerust met een detectiesysteem voor toxische gassen, dat de operatoren tijdig waarschuwt en de luchttoevoer isoleert.

Tijdens elke TJH worden de explosieve en toxische risico's geactualiseerd. Rekening houdend met de ontwikkelingen van Horizon 2020 is momenteel een actualisering gaande in het kader van het TJH-actieplan voor Doel 3. De resultaten van deze actualisering zullen ook voor Doel 4 in rekening gebracht worden.

Aanvaringen door drijvende voorwerpen die de koelwaterinlaat blokkeren

Het koelwater van Doel 4 kan aangevoerd worden via diverse redundante bronnen: vanuit de Schelde via het CW-circuit van Doel 3 en 4 of Doel 1 en 2, of vanuit de noodkoelvijvers via het LU-circuit. Er zijn drie noodkoelvijvers: een voor Doel 3, een voor Doel 4 en een als reserve.

Tijdens de Weerstandstesten is de robuustheid en diversiteit van de koudebronnen bevestigd.

Biologische fenomenen

Biologische fenomenen zoals de aangroei van algen, mosselen en kokkels, of verstopping door uitzonderlijke hoeveelheden vis of kwallen, kunnen de aanvoer van koelwater vanuit de Schelde bemoeilijken. Een mogelijk verlies van Schelde-koelwater bij Doel 4 wordt opgevangen door de koeling via de LU-noodkoelvijvers.

Bij een langdurige blootstelling aan een waterrijke omgeving kunnen corrosie en versnelde staalmoeheid geïnduceerd worden door de aanwezigheid van bacteriën. Bij de tweede TJH werd de corrosie in het bluswatersysteem (FE) geëvalueerd. Dit resulteerde in de vervanging van de kleppen op de ondergrondse bluswaterleidingen en in een periodieke inspectie van de kwaliteit van het brandbluswater. Om schade aan de I&C-bekabeling te voorkomen wordt de populatie ongedierte regelmatig gecontroleerd.

Elektromagnetische interferentie (EMI)

De transistortechnologie heeft invoerfilters met een doorlaatbandbreedte van 32 Hz, wat het systeem redelijk immuun maakt voor EMI. Instructies verbieden het gebruik van mobiele telefoons in de technische installaties om EMI te vermijden.

6.7.3 Assessment

6.7.3.1 Algemene bevindingen

De bescherming van Doel 4 tegen interne en externe risico's (zoals opgesomd in 6.7.1) is in lijn met het geldende referentiekader, zijnde de veiligheidsstandaarden en goede praktijken van het IAEA, de U.S.NRC en de WENRA.

Tijdens het assessment SF7 is er slechts een beperkte mogelijkheid tot verbetering vastgesteld.

Ook is gebleken dat Doel 4 talrijke sterktes vertoont. Dat is het gevolg van het ontwerp van de centrale en van de systematische manier waarop de interne en externe risico's geëvalueerd worden in het kader van de TJH. Een aantal risico's worden bovendien in nog een ander kader geëvalueerd:

- In het kader van het *WENRA Belgian Action Plan* wordt tegen eind 2015 een *Fire Hazard Analysis* (FHA) en een *Fire Probabilistic Safety Assessment* (FPSA) van het interne brandgevaar uitgevoerd.
- Eveneens in het kader van het *WENRA Belgian Action Plan* wordt tegen eind 2015 een *Flooding Probabilistic Safety Assessment* uitgevoerd van het risico op interne overstromingen.
- In het kader van het BEST-actieplan (2011) zijn enkele externe risico's grondig geanalyseerd voor situaties die het ontwerpniveau van de eenheid overschrijden. Het betreft overstromingen, extreme weersomstandigheden (hevige regenval, extreme windsnelheden, hevige sneeuwval en tornado's), seïsme, vliegtuigval, toxische en explosieve industriële risico's in de omgeving van Doel, en de robuustheid van de koelbronnen bij combinatie van invloeden.

6.7.3.2 Sterktes

✓ Doel 4 is goed beschermd tegen mogelijke interne brandhaarden

De kerncentrale van Doel beschikt over zijn eigen brandweer die gestationeerd is op de site zelf. De organisatie van de brandweer is recent geactualiseerd conform de *U.S.NRC Regulatory Guide 1.189* [REF SF7-4]. De Fire Safety-operatoren op de site zijn gekwalificeerd en volgen specifieke procedures. De brandbeveiligingsmaatregelen worden geïnspecteerd, onderhouden en getest. Het site-personeel krijgt hiertoe een specifieke opleiding. Er zijn vaste en mobiele schuimblusinstallaties beschikbaar. Algemeen wordt de brandlast zo veel mogelijk beperkt. Zo worden er bijvoorbeeld metalen in plaats van houten paletten gebruikt. De interventieplannen bevatten voldoende informatie voor brandbestrijding in elke ruimte.

✓ Doel 4 is goed beschermd tegen mogelijke interne explosies

Al van bij het ontwerp van Doel 4 lag de nadruk op het voorkomen en vermijden van een explosieve atmosfeer, en dus van het gevaar op explosies. Alle toegestane chemische producten worden bijgehouden in een gemeenschappelijke database voor Doel en Tihange. Deze database maakt deel uit van een managementsysteem voor gevaarlijke chemische producten en bevat de maximale hoeveelheid die in de installaties mag worden binnengebracht. Bovendien zijn er procedures met instructies voor de opslag van deze producten.

✓ **De veiligheidsgebonden uitrustingen zijn goed beschermd tegen leidingbreuken**

Voor de hoogenergetische leidingen (*High Energy Line*, HEL) werd de SMIRT-methode (*Structural Mechanics in Reactor Technology*) toegepast. Daarbij werden alle mogelijke breuklocaties onderzocht. Op een selectie daarvan werd vervolgens een systematische HELB-studie (*High Energy Line Break*) uitgevoerd, ondersteund door rondgangen. Voor elke pijpleiding met de mogelijke breuklocaties die zouden kunnen leiden tot dynamische effecten en interne overstromingen, werden referentiekaarten opgesteld. SMIRT veronderstelt een strengere aanpak dan degene die de Amerikaanse regelgeving van SRP 3.6.1 [REF SF7-6] voorschrijft.

✓ **De bescherming tegen de inslag van interne projectielen is ingebouwd in het ontwerp en wordt goed beheerd**

Uit de resultaten van een rondgang in de centrale blijkt dat de veiligheidsgebonden uitrustingen voldoende beschermd zijn tegen de inslag van interne projectielen zoals ventilatorbladen, kleppen of meetinstrumenten op hoogenergetische leidingen, enz. Dat blijkt uit de stevige behuizing van de potentieel gevaarlijke uitrusting of uit de gunstige oriëntatie van het mogelijke projectiel ten opzichte van de uitrusting. Er werd ook berekend dat het risico op de inslag van turbineprojectielen ver onder de norm ligt [REF SF7-8]. Ook de inspecties en onderhoudsprogramma's dragen daartoe bij.

✓ **De hefwerktuigen voldoen aan de meest recente normen**

Het nauwgezet respecteren van de normen voor de hefwerktuigen zorgt ervoor dat er voldoende bescherming bestaat tegen de instorting van structuren en vallende objecten. Na de tweede TJH werd een verbeteringsplan uitgevoerd voor de veiligheidsgebonden hefwerktuigen zoals de polaire brug in het reactorgebouw en de bruggen voor de behandeling van de splijtstofelementen. De hefwerktuigen voldoen aan de meest recente normen.

✓ **Doel 4 is adequaat beschermd tegen overstroming**

De dijken en het opgehoogde platform waarop de hele site rust, zorgen voor een adequate bescherming tegen mogelijke overstromingen. Het maximale Scheldepeil met een terugkeerperiode van 10.000 jaar ligt ver onder het niveau van de dijken. De toegepaste methodologie beantwoordt aan de recente IAEA-voorschriften [REF SF7-13].

✓ **Doel 4 is voldoende bestand tegen de meest extreme weersomstandigheden**

Bij het ontwerp van de site werden alle relevante extreme weersomstandigheden in rekening gebracht. De Weerstandstesten hebben bovendien aangetoond dat er belangrijke marges bestaan tegenover de meest extreme weersomstandigheden, zelfs voor hoge terugkeerperiodes. Er zijn specifieke procedures bij een hittegolf. De LU-vijvers zorgen ervoor dat de veiligheid van de centrale niet in het gedrang komt mocht de koelwaterinname verhinderd zijn door ijsvorming.

✓ **In de toegepaste *Design Basis Earthquake* zijn ruime marges voorzien**

Doel ligt in een *Low Seismicity Area* en de voorziene marges in de *Design Basis Earthquake* zijn voldoende. Dit jaar heeft het *Royal Observatory of Belgium* (ROB) het *Probabilistic Seismic Hazard Assessment* (PSHA) voltooid dat in 2011 was opgestart naar aanleiding van de Weerstandstesten. Deze studie, uitgevoerd conform de IAEA- en U.S.NRC-richtlijnen, bevestigt dat Doel tot een *Low Seismicity Area* van 0,1 g behoort, en dat de marges in de *Design Basis Earthquake* (DBE) voldoende ruim bemeten zijn.

✓ **Doel 4 is goed beschermd tegen vliegtuigval en mogelijke explosies**

Doel 4 is goed beschermd tegen vliegtuigval en tegen toxische en explosieve risico's uit de industriële omgeving. De bescherming tegen vliegtuigval zoals geïntegreerd in het ontwerp van Doel 4 werd tijdens deze derde TJH opnieuw gevalideerd. Alle relevante industriële risico's werden behandeld bij het ontwerp en werden opgevolgd tijdens de tweede TJH. Hieruit is gebleken dat het risico dat uitgaat van de haven van Antwerpen relatief laag is gezien de grote afstand (minimum 1,8 km) met de chemische installaties.

✓ **Doel 4 is goed beschermd tegen biologische fenomenen en drijvende voorwerpen**

De koelwaterinlaat en koelwatersystemen zijn goed beschermd tegen biologische fenomenen en drijvende voorwerpen. Het koelwater van Doel 4 kan aangevoerd worden via diverse redundante bronnen: vanuit de Schelde via het CW-circuit van Doel 3 en 4 of Doel 1 en 2, of vanuit de noodkoelvijvers via het LU-circuit. Een mogelijke aanvaring tegen de koelwaterinlaat of zelfs een volledige afsluiting brengt de veiligheid van Doel 4 bijgevolg niet in gevaar. Bovendien is de koelwaterinlaat van Doel 4 ondergedompeld om de aanzuig van drijvend afval te vermijden. Er is een visweringssysteem aanwezig en er zijn palen rond geplaatst. Om biologische vervuiling in de koelcircuits te voorkomen hanteert de site een efficiënt microbiologisch behandelingsprogramma.

6.7.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werden volgende mogelijke verbeteringen geselecteerd:

✓ **SF7-1: Nagaan of de NFPA55-norm impact heeft op de stockage van hogedrukgascontainers**

Interne brandhaarden: uitvoeren van een studie om na te gaan of de NFPA55-norm impact heeft op de stockage van hogedrukgascontainers. Zelfde actie als **D3-SF7-4**.

✓ **SF7-2: Representativiteit van de externe weerstations nagaan aan de hand van de eigen weerstations op de site**

IMDC heeft een statistische studie uitgevoerd van de diverse meteo-omstandigheden. Hiervoor werd gebruik gemaakt van metingen in Woensdrecht, Deurne en Vlissingen. Er wordt onderzocht in welke mate deze representatief zijn voor KCD. De beschikbare KCD meteo-gegevens worden vergeleken met de gebruikte metingen in de IMDC-studie.

De meteogegevens die beschikbaar zijn in de noodplankamer worden opgenomen in de lijst van definitief te bewaren parameters. Zo blijven deze beschikbaar voor latere analyses.

✓ **SF7-3: Controle beschikbare marges bij overschrijden meteorologische ontwerptemperaturen**

De SSC die geïmpacteerd worden door extreme temperaturen zijn geïdentificeerd. In het geval van het overschrijden van een limiet moeten de nodige acties getriggerd worden. Deze zijn beschreven in de KCD studie 'Uitbating site Doel tijdens hittegolf'. De beschikbare marges tegenover de verhoogde waarden worden geëvalueerd. Zo nodig worden marges vrijgemaakt en bijkomende acties gedefinieerd.

✓ **SF7-5: Studie van de gevolgen van een explosie op de site**

Er wordt een analyse uitgevoerd van het nucleaire risico van een explosie van de volgende mogelijke explosiebronnen:

- WPG gasopslagplaats (lokaal 032)
- Propaan opslagplaats HSK
- Opslagplaats telgas (achter WAB 300)
- Waterstof opslagplaats aan de WAB
- Opslagplaats acetyleen aan de WAB
- Opslagplaats van brandbare producten MOB (lokaal 010)
- Opslagplaats brandbare gassen (lokaal 001 => 007)

De explosie wordt gemodelleerd en het effect (overdruk) op de veiligheidsgebonden structuren wordt berekend. Het risico van de scenario's die aanleiding geven tot een overschrijding van de weerstand van de gebouwen wordt opgeteld bij het explosierisico van externe bronnen.

✓ **SF7-7: Methodologie ontwikkelen om onafhankelijke gebeurtenissen te combineren en evalueren**

Dit moet in overeenstemming zijn met de methodologie die gebruikt is voor de klassificatie en kwalificatie van het BUM (bijvoorbeeld seïsme en hevige wind). Hiertoe wordt een werkgroep gestart met KCD, CNT, ECNSD en TE. Er wordt één test case per entiteit uitgewerkt.

6.7.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF7-2: Integreren van de IEEE 1202-norm of zijn Europese equivalent in de aankoopspecificaties voor nieuwe kabels en optische vezels**

Interne brandhaarden: integratie van de IEEE 1202 norm of Europese equivalent in de aankoopspecificaties voor nieuwe kabels en optische vezels.

✓ **D3-SF7-extra 1: Uitvoeren van een haalbaarheidsstudie voor installatie extra branddetectoren in ventilatiekringen in het reactorgebouw**

Door bijkomende detectoren te voorzien in de grote VE kanalen in het reactorgebouw heeft men een back-up voor de bestaande branddetectie. Door de grote debieten is dit mogelijk niet haalbaar. Bovendien moeten ontijdige alarmen voorkomen worden om een gepaste respons door de operatoren te blijven garanderen. Deze actie beperkt zich tot de haalbaarheidsstudie. Indien uit een andere analyse zou blijken dat zulk back up systeem bijdraagt tot de nucleaire veiligheid wordt de installatie van uit dat andere project gestart.

✓ **D3-SF7-8: Aanpassen van de procedures voor gebruik van ademluchtflessen conform de aanbevelingen in RG 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor het gebruik van ademluchtflessen conform de aanbevelingen in RG 1.189.

✓ **D3-SF7-9: Aanpassen van de procedures voor leverancierscontrole conform de aanbevelingen in RG. 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor leverancierscontrole conform de aanbevelingen in RG. 1.189.

✓ **D3-SF7-extra 2: Inventariseren en documenteren van afwijkingen in de installatie met betrekking tot brandvaste deuren**

Er zijn brandvaste deuren die niet volledig conform zijn met de reglementering of die niet getest kunnen worden. Deze afwijkingen worden geïnventariseerd, waar mogelijk gejustificeerd en zo nodig wordt er een project gestart om de deuren te vervangen.

✓ **D3-SF7-11: Aanpassen van de procedures voor de brandwacht conform de aanbevelingen in RG 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor de brandwacht conform de aanbevelingen in RG 1.189.

✓ **D3-SF7-19: Nagaan of het sluiten van de brandluiken impact heeft op de opbouw van een explosieve waterstofatmosfeer in de batterijlokalen**

Interne explosies: nagaan of het sluiten van de brandluiken impact heeft op de opbouw van een explosieve waterstofatmosfeer in de batterijlokalen.

✓ **D3-SF7-12: Opvolgen van de ontwikkelingen in de industriële omgeving in de nabijheid van de kerncentrale Doel (SF7-35, 37, 38, 39, 47, 48, 49)**

Opvolgen van de industriële ontwikkelingen in de omgeving van kerncentrale Doel, zoals Seveso bedrijven, containerterminals, logistieke parken, Verrebroekdok, Deurganckdok, Saeftinghedok, Liefkenshoek-treinverbinding, verdieping van de Westerschelde, spoorwegverbindingen, en wegtransporten.

✓ **D3-SF7-7: Definieren van de meteorologische parameters en identificeren van de SSC's die hierdoor beïnvloed worden (SF7-extra 4)**

De meteorologische parameters gekoppeld aan de ontwerpbasis worden eenduidig vastgelegd. Voor elke meteorologische parameter wordt aangegeven welke veiligheidsgebonden uitrustingen en structuren voor hun ontwerp afhankelijk zijn van deze parameter.

✓ **D3-SF7-15: Evalueren impact elektromagnetische interferentie bij nieuwe projecten (SF7-55)**

Evalueren van de impact van elektromagnetische interferentie bij nieuwe projecten en wijzigingen. De bekabeling en aarding van elektrische installaties moet getoetst worden aan de aanbevelingen van IEC/TR 6 1000-5-2.

✓ **D3-SF7-15: Documenteren waarom voor de bestaande installatie geen Elektromagnetische Interferentie metingen uitgevoerd worden (SF7-extra 4)**

6.7.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er is een interface tussen SF7 (*Hazard Analysis*) en **SF1** (*Plant Design*) wat betreft de conformiteit van het ontwerp met de vereisten uit *10CFR50 Appendix A General Design Criteria*. Het betreft meer in het bijzonder *GDC Criterion 2 Design bases for protection against natural phenomena* en *GDC Criterion 4 Environmental and Dynamic Effects Design Bases* [REF SF1-1].

6.7.4 Werkwijze

Het assessment van de *Hazard Analysis* (SF7) bij Doel 4 verliep in onderstaande drie stappen.

1 Opstellen referentiekader interne en externe risico's

Er werd een referentiekader opgesteld voor alle relevante interne en externe risico's op basis van de huidige veiligheidsstandaarden en goede praktijken van het IAEA, de U.S.NRC en de WENRA. De belangrijkste referenties voor de verschillende risico's zijn:

Risico	Referentie
Interne branden en explosies	U.S.NRC Regulatory Guide 1.189 [REF SF7-4] WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue S [REF SF7-5] IAEA Safety Guide NS-G-1.7 [REF SF7-2]
Leidingbreuken	U.S.NRC Standard Review Plan 3.6.1, 3.6.2, 3.6.3 [REF SF7-6] U.S.NRC Branch Technical Position 3-3, 3-4 [REF SF7-7]
Interne projectielen	U.S.NRC Standard Review Plan 3.5.1 [REF SF7-8] IAEA Safety Guide NS-G-1.11 [REF SF7-3]
Instorting van structuren en vallende objecten	U.S.NRC NUREG-0554 [REF SF7-9] U.S.NRC ANSI/ANS-57.1 [REF SF7-10] U.S.NRC Standard Review Plan 9.1.4, 9.1.5 [REF SF7-11]
Elektromagnetische interferentie	EPRI [REF SF7-12]
Overstromingen op de Schelde	IAEA Safety Guide SSG-18 [REF SF7-13]
Extreme weersomstandigheden	IAEA Safety Guide SSG-18 [REF SF7-13]
Seismische en geotechnische risico's	U.S.NRC Regulatory Guide 1.208 [REF SF7-14] IAEA Safety Guide NS-G-2.13 [REF SF7-20]
Vliegtuigval	U.S.DOE Standard 3014-2006 [REF SF7-15] U.S.NEI Standard 07-13 [REF SF7-16] U.S.NRC Standard Review Plan 3.5.1.6 [REF SF7-21]
Industriële risico's	IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7-1] IAEA Safety Guide NS-G-3.1 [REF SF7-17]
Aanvaringen en drijvende objecten die de koelwaterinlaat blokkeren	U.S.NRC Regulatory Guide 1.27 [REF SF7-18] IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7-1]
Biologische fenomenen	IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7-1] U.S.NRC Standard Review Plan 9.2.1 [REF SF7-18]

2 Aftoetsen van alle veiligheidsvoorzieningen

Voor elk van deze risico's werden de bestaande analyses en veiligheidsvoorzieningen afgetoetst aan bovenstaand referentiekader, en werd bepaald in welke mate Doel 4 overeenkomt met de huidige veiligheidsstandaarden en goede praktijken van het IAEA, de U.S.NRC en de WENRA.

3 Identificeren van sterktes en mogelijke verbeteringen

6.8 Safety Performance (SF8)

Volgens de WANO Performance Indicators heeft Doel 4 altijd behoord tot het beste kwart van alle reactoren wereldwijd. De centrale scoort nog altijd heel hoog op het vlak van stralingsbescherming en beschikbaarheid van veiligheidssystemen. Een aantal langdurige onbeschikbaarheden van de centrale (alternatorbrand en beschadiging turbine) hebben echter een grote impact gehad op het resultaat productie-indicatoren, waardoor de WANO Performance Indicator onder druk is komen te staan.

De wijze waarop de prestatie-indicatoren gebruikt worden om de nucleaire veiligheid op te volgen en minder goede indicatoren bij te sturen, is voor verbetering vatbaar: vooral het proces voor de opvolging van de veiligheidsindicatoren kan nog versterkt worden.

6.8.1 Doelstelling

"The objective of the review of safety performance is to determine whether the plant's safety performance indicators and records of operating experience, including the evaluation of root causes of plant events, indicate any need for safety improvements"

IAEA NS-G 2.10 [Ref ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Safety Performance* (SF8) heeft als doelstelling de prestatie van Doel 4 te evalueren op het vlak van de nucleaire veiligheid, en dit op basis van specifieke indicatoren en operationele getuigendocumenten. Daarnaast wordt ook nagegaan of het proces dat de veiligheidsprestaties bewaakt, nog adequaat functioneert.

6.8.2 Evolutie van de centrale

De laatste tien jaar heeft Electrabel verschillende organisatorische veranderingen doorgevoerd als gevolg van de programma's NUC 21 (2000) en NUC 21+ (2005). Beide programma's hadden hun impact op de activiteiten in Doel en Tihange, op de organisatie Corporate en de monitoring van de veiligheidsprestaties.

6.8.2.1 Periode tot 2005

Tot 2005 werkten alle kerncentrales binnen Electrabel als aparte entiteiten met een eigen organisatie en werkwijze. In het kader van het NUC 21-programma (2000) werden enkele plant-specifieke activiteiten samengevoegd en werd de dagelijkse werking geharmoniseerd. In die periode werd ook de rapportering van incidenten en operationele ervaringen op één lijn gebracht.

Het beheer van de veiligheidsprestaties was verdeeld over de verschillende departementen en was dus niet gecentraliseerd. Dat stond een consistente follow-up in de weg. Het veiligheidsbeheer verliep minder gestructureerd dan vandaag en er waren minder prestatie-

indicatoren (KPI). Het was heel moeilijk om aan probleemdetectie te doen en om de veiligheidsprestaties globaal te beoordelen.

6.8.2.2 Periode van 2005 tot 2009

Na een serie interne en externe assessments werd in 2005 een programma (NUC 21+) gelanceerd met zes verbeteringstrajecten:

- Uitklaren van de rol van de nucleaire site en de ondersteunende diensten van de Business Entity Production, en versterken van de verantwoordelijkheid van de sitemanager
- Versterken van het belang van Nuclear Safety
- Herstructureren van Operations, Maintenance en Assets
- Bepalen van een nieuwe rol voor het PPM-departement
- Verbeteren van de follow-up van de veiligheidsprestaties
- Verbeteren van het veiligheidsgedrag binnen de organisatie

Aangezien de eerste vijf trajecten eigenlijk een optimalisering van het bestaande NUC 21-programma inhielden, werden ze benoemd als NUC 21+. Dit project bracht vooral nieuwe tools in stelling om onbeschikbaarheden beter in kaart te kunnen brengen.

Na de invoering van het programma NUC 21+ en na de WANO Corporate Assist werd het PI-managementsysteem gestandaardiseerd en gecentraliseerd. De veiligheidsindicatoren werden niet langer op siteniveau beheerd. Het PPM-departement centraliseerde alle KPI en er kwamen enkele nieuwe KPI bij om de algemene veiligheidsprestaties op te volgen.

Voor Doel en Tihange werd hetzelfde KPI-systeem ingevoerd, geïnspireerd op het voormalige British Energy. Circa 90 % van de Tier 1-indicatoren en 60 % van de Tier 2-indicatoren werden gelijk gedefinieerd voor Doel en Tihange. De Tier 3-indicatoren bleven departement-afhankelijk.

6.8.2.3 Periode na 2009

Van 2010 tot 2012 werd de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 3 uitgevoerd. Er werd toen beslist om bijkomende PI's te selecteren die de *Plants Operates with Low Risk* zouden opvolgen, zoals bepaald in de IAEA-Tecdoc-1141. Nadien heeft Bel V expliciet gevraagd om het huidige KPI-systeem verder in lijn te brengen met het voorgestelde IAEA-kader. In het actieplan waren bijkomende indicatoren voorzien op het vlak van Veroudering, onderhoud en herstelling, *Human Performance*-gerelateerde incidenten, recurrentie van incidenten en *self assessments* te definiëren vóór eind 2014.

6.8.3 Assessment

6.8.3.1 Algemene bevindingen

De nucleaire veiligheid op de site (*Nuclear Safety Oversight*) wordt momenteel bewaakt via een interactie van verschillende getuigendocumenten en indicatoren, waarbij een belangrijke rol is weggelegd voor de Exploitation Coordination Manager (ECM). Algemeen kan gesteld worden dat er ruimte is om de nucleaire veiligheid nog verder te optimaliseren. Dat kan bijvoorbeeld door een analyse te maken van de schierincidenten en de gebeurtenissen met

slechts een beperkte impact op de nucleaire veiligheid. Op die manier zou er al in een vroeg stadium nuttige informatie kunnen worden ingewonnen.

Veiligheidsindicatoren

Key Performance Indicators (KPI)

Uit het assessment blijkt dat de toegevoegde waarde van de KPI kan worden verhoogd door het huidige systeem beter af te stemmen op de IAEA-aanbevelingen en internationale goede praktijken. Er zijn bijgevolg andere middelen nodig om de domeinen die meer aandacht vergen inzake nucleaire veiligheid, in een vroeg stadium te identificeren, zodat de nodige maatregelen kunnen worden getroffen.

In het huidige KPI-systeem worden niet alle domeinen qua *Safety Performance* opgevolgd en er is vrijwel geen hiërarchische structuur van de KPI's die toelaat om een algemene vermindering van de veiligheidsprestaties te detecteren. Bovendien zijn er maar weinig parallellen tussen de indicatoren die de Europese licentiehouders hanteren, en de eigen Tier-indicatoren.

Deze Tier-indicatoren zijn vaak dubbelzinnig en vatbaar voor interpretatie, waarbij het veelal gaat om complexe berekeningen die enkel een voorspelbaar resultaat laten zien maar geen ruwe data. Dat maakt het makkelijker om een specifiek gedrag te monitoren maar er dreigt wel essentiële informatie verloren te gaan. Ook zijn er verschillende indicatoren die eerder proces- dan prestatiegericht zijn. Deze zeggen wel iets over de veiligheid maar ze laten niet noodzakelijk trends in de veiligheidsprestaties zien. De Tier-indicatoren bestaan voorts voornamelijk uit lagging-indicatoren, die enkel de zichtbare uitkomst van de performantie inzake nucleaire veiligheid weergeven, en zelden de eerste voortekenen van een dalende performantie proactief detecteren. Dergelijke leading-indicatoren worden wel gebruikt op de site maar zijn meestal niet opgenomen in het KPI-systeem.

Wat de drempelwaarden betreft worden jaar na jaar grote schommelingen vastgesteld. De drempels worden maar zelden consistent gebruikt om steeds uitdagender doelstellingen voorop te stellen en zo een continue verbetering inzake nucleaire veiligheid na te streven. De visie omtrent het gebruik ervan is te weinig eenduidig.

WANO-indicatoren

Uit de indicatoren van de World Association of Nuclear Operators (WANO) blijkt dat Doel 4 zich sinds 2009 onder de mediaan bevindt. Tien jaar geleden behoorde de centrale nog tot het beste kwart van alle reactoren wereldwijd. Een aantal problemen zoals de brand aan de alternator en de beschadigde turbine (2012) en het hoge aantal ongeplande stops hebben die rangschikking immers sterk beïnvloed. Globaal gezien over de laatste tien jaar blijft de performantie-score wel op een gemiddelde van 83 %.

Getuigendocumenten met operationele werkingsgegevens

Opvolging van de veiligheidsprestaties

De performantie inzake nucleaire veiligheid van Doel 4 wordt opgevolgd via een hele reeks periodieke veiligheidsrapporten. Die rapporten bevatten alle operationele data: gegevens over onderhoud, testprogramma's, inspecties, uitgevoerde vervangingen en wijzigingen, significante gebeurtenissen, enz. Dit zijn de belangrijkste:

- Plannen Nucleaire Veiligheid en Beschikbaarheid (NV&B)
- Site-Objectieven
- System Health Report (SHR)
- Rapporten van de Plant Operating Review Committees (PORC)
- Rapporten van de Site Operating Review Committees (SORC)
- Management Reviews (MR)

- Jaarverslag Nucleaire Veiligheid (ANSR)
- Kwartaalverslag Nucleaire Veiligheid (QNSR)

Aan de hand van deze rapporten wordt een periodieke analyse van de veiligheidsprestaties uitgevoerd, waaruit voorstellen tot verbetering voortvloeien. Een globale synthese van de prestatie inzake nucleaire veiligheid per reactor is momenteel echter niet voorhanden.

Rapportering gebeurtenissen

Ook de rapportering van gebeurtenissen is van groot belang bij de opvolging van de nucleaire veiligheid. Opvallend hierbij is dat er sinds 2006 een terugval is in het aantal incidentverslagen, wat zowel kan wijzen op een verbeterde prestatie als op een verhoging van de meldingsdrempel. Niettemin worden deze incidenten op Doel sinds 2009 systematisch gerapporteerd aan de WANO. Daarbij bestaat een goed evenwicht tussen belangrijke en minder belangrijke incidenten, wat getuigt van een goede externe rapportercultuur.

Radioactieve lozingen

Gezien het belang voor de veiligheid van iedereen aanwezig op de site, van de bevolking en van het milieu worden de gegevens over de blootstelling aan radioactieve straling en de lozing van radioactieve effluenten aan een afzonderlijk en gedetailleerder assessment onderworpen.

- Bij de radioactieve lozingen en vaste afvalstoffen is hierbij geen significante afwijking vastgesteld t.o.v. de geldende standaard.
- Conform de nieuwe FANC-richtlijn (210-106) wordt een nieuwe meetmethode gebruikt waarbij meer nucliden in rekening worden gebracht. Dat heeft een belangrijke impact op de cijfers over de lozing van aerosols, edelgassen en vloeibare effluenten.
- Tot vandaag blijft het echter moeilijk om de lozingsgegevens van Electrabel te vergelijken met de andere Europese operatoren. Er blijft een significant en tot nog toe onverklaarbaar verschil bestaan tussen de gerapporteerde lozingswaarden in Doel en in de andere, vergelijkbare eenheden in Europa. Een verdere analyse van onder meer de OSPAR-data moet hierin opheldering brengen.

Stralingsbescherming en omgevingsstraling

Op het vlak van de stralingsbescherming scoort Doel 4 bijzonder goed. Dat wordt bevestigd door de OSART-audit van 2010. Het is ook merkbaar in de ISOE-ranking: in zijn groep haalt Doel 4 het beste resultaat qua gemiddelde jaarlijkse collectieve dosis. Ook wat betreft de CRE-indicator van de WANO blijft Doel 4 in het midden van het beste kwart van het peloton wereldwijd.

Door de procedures continu te verbeteren, en door onder meer de ALARA-principes in te voeren, zijn de totale opgelopen dosis en het aantal besmettingen aanzienlijk verminderd. Bij het aan- en uittrekken van de beschermende kleding wordt het personeel systematisch bijgestaan door gekwalificeerd personeel. In de zones met een hoger stralingsniveau en besmettingsrisico is er bovendien lokale monitoring voorzien.

6.8.3.2 Sterktes

✓ Doel 4 scoort goed op vlak van stralingsbescherming voor medewerkers

Statistieken tonen aan dat de stralingsbescherming voor de medewerkers van Doel 4 heel doeltreffend is: de blootstelling aan straling is zelfs nog afgenomen. De OSART-audit van

2010 bevestigt dat, en het is ook af te lezen aan de ISOE-ranking en de WANO CRE-indicator. Doel 4 blijft in dit domein een koploper in de wereld.

✓ **Eventuele incidenten worden systematisch aan de WANO gerapporteerd**

Electrabel heeft de laatste jaren ernstige inspanningen geleverd om systematisch alle incidenten aan de WANO te rapporteren. Er werden ook systematisch meer non-consequential-rapporten doorgegeven. Opvallend daarbij is dat de laatste vijf jaar het aantal gerapporteerde incidenten per reactoreenheid hoger ligt dan het WANO-gemiddelde.

✓ **De Exploitation Coordination Manager levert een belangrijke meerwaarde op vlak van veiligheidsprestaties**

De Exploitation Coordination Manager (ECM) levert een belangrijke meerwaarde in de opvolging en verspreiding van de veiligheidsprestaties van de reactoreenheid. Hij neemt deel aan tal van comités en behoudt daardoor een goed overzicht over de operationele prestaties. Hij vervult een belangrijke rol in het (in een vroeg stadium) signaleren van mogelijke veiligheidsissues naar een hoger niveau in de organisatie. Hij is ook systematisch aanwezig bij de SORC, waar hij het senior management informeert over de verschillende veiligheidsissues bij zijn eenheid.

✓ **NV&B-plannen en Site-Objectieven rapporteren over de operationele veiligheid**

De rapporten NV&B-plannen en Site-Objectieven bevatten waardevolle informatie over de operationele veiligheidsprestaties. Ze worden besproken in de verschillende veiligheidscomités en zijn voor iedereen in de organisatie toegankelijk via de geëigende kanalen.

6.8.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werd de volgende mogelijke verbetering geselecteerd:

✓ **SF8-1: Herevaluatie van de prestatie-indicatoren uitgaande van *IAEA TecDoc 1141 Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power***

Dit gebeurt in overleg met Tihange en Electrabel Corporate als voorbereiding op de WANO Corporate Peer Review 2016. De invoering van de acties is voorzien in oktober 2015.

Door het huidige systeem van indicatoren (Tier-indicatoren) beter af te stemmen op de internationale aanbevelingen en goede praktijken kan de meerwaarde ervan als instrument om de nucleaire veiligheid te bewaken, aangescherpt worden. Momenteel worden niet alle domeinen qua *Safety Performance* opgevolgd in het KPI-systeem en er is vrijwel geen hiërarchische structuur aanwezig die toelaat om clustervorming in afnemende veiligheidsprestaties te detecteren. Er is weinig overeenstemming met indicatoren van andere Europese licentiehouders en er is geen globale visie op het gebruik van drempelwaarden. Ook zou meer aandacht moeten gaan naar de specifieke eigenschappen van de indicatoren.

6.8.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF8-15: Selecteren van bijkomende indicatoren voor Plant operates with low risk**

Selecteren van bijkomende indicatoren zoals voorgesteld in IAEA TECDOC 1141 om het attribuut *Plant operates with low risk* nauwkeuriger te dekken.

✓ **D3-SF8-16: Opstellen van een procedure voor de bepaling van KPI's voor radioactieve lekken**

Er bestaat geen procedure die de methodologie beschrijft om de nagestreefde KPI's voor radioactieve lekken af te leiden en te updaten. Deze verbetering wordt ook in de veiligheidsfactor *Radiological impact on the environment* vermeld.

✓ **D3-SF8-3: Verder uitlijnen van de prestatieindicatoren op IAEA TECDOC 1141 (SF8-extra 1)**

Het attribuut *Plant operates with low risk* wordt vervolledigd. Er worden ook bijkomende indicatoren ontwikkeld betreffende veroudering van de uitrustingen, correctief onderhoud, oorzaakgerelateerde indicatoren voor significante incidenten m.i.v. menselijke fouten, recurrentie van gebeurtenissen en de performantie van het self-assessment.

6.8.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er zijn verschillende interfaces tussen SF8 (*Safety Performance*) en de andere veiligheidsfactoren. Een overzicht.

SF2 en SF4

Het assessment *Actual condition of systems, structures and components* (**SF2**) gaat na of de veiligheidsgebonden systemen, structuren en componenten (SSC) nog steeds voldoen aan de ontwerpvereisten en of dit voldoende gedocumenteerd is in de *Safety Health Reports* (SHR). Veiligheidsfactor *Ageing* (**SF4**) gaat na of het Verouderingsbeheer afdoende is zodat de veiligheidsfuncties behouden blijven, nu en in de toekomst. De conclusies van beide SF zijn van groot belang in het assessment van Doel 4.

SF9

Het assessment *Use of experience from other plants and research findings* (**SF9**) gaat na of de intern opgedane ervaring, de feedback afkomstig van andere NPP's en andere onderzoeksresultaten voldoende worden ingezet om veiligheidsverbeteringen door te voeren. De overlap met SF8 bestaat hierin:

- Bij SF8 worden het globale kader, de drempelwaarden en de algemene kenmerken van de veiligheidsindicatoren afgetoetst aan de voorschriften van de IAEA en de EU. Bij SF9 worden aanbevelingen gedaan met betrekking tot specifieke indicatoren in de context van de continue verbetering, waarvan de effectiviteit slechts ten dele wordt opgevolgd door de KPI Tier 1 en 2.
- Bij SF8 gaat het om de globale evaluatie van de veiligheidsprestaties op basis van de operationele ervaring (OE), terwijl SF9 nagaat of het OE-proces en het correctief actieplan wel voldoende effectief en efficiënt verlopen.

SF10 en SF12

Het assessment *Organization and administration* (**SF10**) onderzoekt of de organisatie en administratie wel voldoende ondersteunend werken in het veilig functioneren van de kerncentrale. Het assessment SF8 gaat na of de verschillende veiligheidscomités voldoende

coherent functioneren, terwijl SF10 zich meer richt op de adequate werking. Het assessment **SF12** gaat na in hoeverre de menselijke factor van invloed is op de veiligheidsprestaties.

SF14

Het assessment *Radiological impact on the environment* (**SF14**) gaat na of de radiologische impact van de centrale wel adequaat genoeg opgevolgd wordt. De overlap bestaat hierin dat deze gegevens worden aangewend en besproken tijdens het assessment SF8. Deze overlap vindt trouwens een neerslag in een overlappend assessment-rapport, dat als input dient voor beide SF.

6.8.4 Werkwijze

Bij het assessment *Safety Performance* (SF8) werden de volgende vijf stappen gevolgd:

- 1** Trend- en geschiktheidsanalyse van de indicatoren inzake nucleaire veiligheid (KPI Tier 1, 2 en 3, WANO KPI) in vergelijking met de indicatoren van de andere kerncentrales (benchmark)
- 2** Geschiktheidsanalyse van het rapporteringssysteem als meetinstrument voor de bewaking van de nucleaire veiligheid
- 3** Analyse van het systeem voor de verwerking van de resultaten van de periodieke evaluatie in verband met onderhoud, testen, inspecties, vervangingen en wijzigingen
- 4** Analyse van de gegevens over radioactieve lozingen en afvalstoffen, stralingsdoses en besmettingsrisico (om zo na te gaan of ze binnen de voorgeschreven limieten blijven, zo laag zijn als redelijkerwijs haalbaar is (ALARA), en of ze correct worden beheerd)
- 5** Identificeren van de sterktes en mogelijke verbeteringen

6.9 Use of Experience from other Plants and Research Findings (SF9)

De wijze waarop Doel de interne en externe operationele ervaring organiseert en ermee omgaat, het zogenoemde OE-proces, ligt volledig in lijn met de wettelijke vereisten en internationale normering. Dat blijkt uit het assessment *Use of Experience from other Plants and Research Findings* (SF9). Sinds de aanstelling in 2008 van de OE Managers is er bovendien een opwaartse trend ingezet, met scherpe doelstellingen en een sterk engagement in alle geledingen. Verbeteringsvoorstellen die blijken uit de Tienjaarlijkse Herziening van Doel 3 worden eveneens geïmplementeerd bij Doel 4. Er is ook een gemeenschappelijk IT-instrument (OE SAP) ontwikkeld waarmee de informatie-uitwisseling volledig geïntegreerd kan verlopen.

6.9.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Use of Experience from other Plants and Research Findings* (SF9) onderzoekt of er in voldoende mate operationele ervaring (OE) en onderzoek wordt uitgewisseld met andere kerncentrales. Zoals aangegeven in het document *Scope and Methodology* [REF ALG-2] gaat het daarbij niet alleen om externe maar ook om interne operationele ervaring. Bedoeling is om alle relevante problemen te evalueren, en zodoende sterke punten en mogelijke verbeteringen aan het licht te brengen.

6.9.2 Evolutie van de centrale

De laatste tien jaar heeft Electrabel verschillende organisatorische veranderingen doorgevoerd als gevolg van de programma's NUC 21 (2000) en NUC 21+ (2005). Beide programma's hadden hun impact op de activiteiten in Doel en Tihange, op de organisatie Corporate en de monitoring van de veiligheidsprestaties.

6.9.2.1 Periode tot 2005

Voor meer details zie 6.8.2.1 in hoofdstuk *Safety Performance* (SF8).

6.9.2.2 Periode van 2005 tot 2009

Voor de zes verbeteringstrajecten van het in 2005 opgestarte programma NUC 21+ zie 6.8.2.2 in hoofdstuk *Safety Performance* (SF8).

Ter aanvulling. In 2008 werden OE Managers aangesteld in de departementen Operations (OPS) en Maintenance (MNT). Hun functie bestaat erin om het OE-proces in de dagelijkse activiteiten aan te sturen en te ondersteunen.

In 2009 werd het *Committee for Operating Experience* (COE) opgericht. Het is samengesteld uit de SPOC's OE van elk departement (behalve CARE), de Entity Coordination Manager (ECM) van elke centrale en de Key Account Managers van Maintenance.

6.9.2.3 Periode na 2009

Van 2010 tot 2012 werd de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 3 en de WAB uitgevoerd. In 2010 stelde Electrabel Corporate een Nuclear OE Manager aan met als taak een gemeenschappelijke visie op OE te ontwikkelen. In 2012 veranderde op de site de Process Performance Manager (PPM) in Continuous Improvement Manager (CIM). De laatste rapporteert rechtstreeks aan de directie van de site. In 2013 werd het *Committee for Internal Experience* (CIE) opgeheven. De verantwoordelijkheid voor analyses en correctieve maatregelen werd geïntegreerd in de respectieve hiërarchische lijnen.

Het COE kreeg een belangrijkere rol toebedeeld in het multidisciplinair onderzoek en de toepasselijkheidsanalyse van externe events, ter ondersteuning van de hiërarchische lijn van de analist. Aangezien SMARTGEN niet aan alle behoeften van de nucleaire OE wist te voldoen, heeft Electrabel beslist om een gezamenlijke tool voor Doel, Tihange en EBL Corporate te ontwikkelen: het OE SAP-systeem.

6.9.3 Assessment

6.9.3.1 Algemene bevindingen

Organisatie

Binnen de schoot van BeLux Generation (BEG) is er een highlevel-OE-organisatie uitgebouwd. De organisatie werkt op basis van een beleidsnota met verwachtingen of *fundamentals* die gelden voor Doel en Tihange, voor alle medewerkers (intern en Corporate) en voor alle contractanten. De *fundamentals* zijn duidelijk geformaliseerd en worden regelmatig gecommuniceerd naar alle geledingen.

Op departementsniveau wordt het OE-proces in de eerste plaats aangestuurd door de SPOC's OE, daarin geruggesteund door de departementshoofden en de volledige hiërarchische lijn. Alle relevante informatie zoals interne en externe incidenten, algemene bevindingen, observaties en allerlei ervaringen wordt aan alle betrokkenen meegedeeld via directe communicatie en voor- of nabespreking, via specifieke IT-toepassingen enzovoort.

Documentbeheer

Sinds jaar en dag maakt Kerncentrale Doel systematisch gebruik van de IT-technologie. Uit de assessments van Doel 3 en de WAB is echter gebleken dat voor de OE-aanpak te veel en vaak losstaande tools werden gebruikt. Dit heeft deels te maken met het feit dat er zowel 'officiële' (in het proces gedefinieerde) als 'lokale' (binnen de departementen en de diensten) toepassingen bestaan. Het assessment SF9 heeft hierbij enkele pijnpunten en risico's

blootgelegd: gebrekkige duplicatie van informatie, vertragingen, gemiste kansen om informatie in de praktijk te delen of aan andere processen te koppelen, enzovoort.

Om dit probleem het hoofd te bieden hebben Doel en Tihange samen met Electrabel Corporate een tool ontwikkeld die alle bestaande toepassingen van beide sites met elkaar verbindt. Dit nieuwe OE SAP maakt als geïntegreerde module van de bekende SAP-toepassing gebruik van de registratie (in SAP DMS) van vrijwel alle documenten: aankooporders, facturen, werkorders, enzovoort. OE SAP werd in oktober 2014 officieel gelanceerd.

Verwerking van de informatie

De manier waarop de OE-informatie wordt verwerkt, wordt in Doel systematisch beoordeeld, zowel intern via audits, reviews, assessments zoals de *Yellow Sticky Exercises* op teamniveau, als extern via inspecties door Bel V, OSART-missies, WANO Peer Reviews, audits door verzekeraars, enzovoort. Op basis van een maandelijkse update van alle nog openstaande en/of reeds afgeronde issues (analyses, correctieve maatregelen, enzovoort) kan het management stipt reageren en waar nodig bijsturen.

Wat de *Human Factor* hierin betreft is er reeds een duidelijke evolutie sinds de vorige assessments van Doel 3 en de WAB. De verschillende hiërarchische niveaus werden opgeleid en zijn inmiddels *Human Performance*-coaches (HU) geworden. Zij worden verondersteld na te gaan of de teams de HU-tools goed en efficiënt gebruiken. Voor concrete resultaten op dat vlak is het nog wat te vroeg.

Rapportering

Van alle medewerkers wordt verwacht dat ze aandachtspunten, afwijkingen, problemen en goede praktijken rapporteren. Om deze intentie te ondersteunen zijn jaarlijks te behalen targets uitgezet. Daardoor wordt het ook makkelijker om trendanalyses uit te voeren op basis van minder belangrijke events en bijna-incidenten. De targets worden jaar na jaar verhoogd om de trendanalyses zo efficiënt mogelijk te maken: er is immers een statistisch representatieve steekproef nodig.

De externe rapportering is volledig in lijn met de regelgeving en internationale standaarden. Het gebeurt dat bepaalde issues gerapporteerd worden aan fabrikanten of leveranciers, meestal wanneer een probleem een oplossing behoeft, maar niet altijd in het kader van 'uitwisseling van ervaring met derden'. Dit 'tweerichtingsverkeer' zou vlotter kunnen, en vooral systematischer.

Tijdigheid

Interne gebeurtenissen of incidenten worden gescreend nadat de Meldingsfiche (MF) is opgemaakt. De nieuwe OE SAP-toepassing kan daarbij zeker helpen bepaalde vertragingen te voorkomen.

De uitvoeringstermijnen voor de analyses zijn strikt vastgelegd, en er is een nauwgezette opvolging ervan op managementniveau. Zij die verantwoordelijk zijn voor de acties kunnen extra tijd vragen, maar dan wel volgens strenge regels en met de formele goedkeuring van de departementsverantwoordelijke. De achterstand in de uitvoering van de analyses werd in 2010 drastisch verminderd en is sindsdien minimaal.

Kwaliteit

Om analyses uit te voeren maakt Doel gebruik van de *Root Cause Analysis*-methode van de World Association of Nuclear Operators (WANO). Om de juiste correctieve acties te bepalen, kiest Doel er sinds meer dan een jaar voor om een grondoorzakenanalyse uit te voeren. Uit de eerste resultaten blijkt inderdaad een zichtbare kwaliteitsverbetering.

Na de assessments van Doel 3 en de WAB is onder meer een procedure gevolgd om de correctieve maatregelen al tijdens hun implementering te gaan evalueren. De huidige scope is beperkt tot ernstige voorvallen (incidentrapporten) en *Significant Operating Experience Reports* (WANO SOER). Het beperkte aantal van dit soort voorvallen (10 à 15 per jaar) zou de effectiviteit van de procedure zelf kunnen ondermijnen. Daarom lijkt het nuttig om de scope uit te breiden naar andere voor de veiligheid belangrijke voorvallen, ook al zijn het geen echte incidenten.

6.9.3.2 Sterktes

✓ De managementverwachtingen zijn sterk praktisch gericht

Sinds 2012 is de vroegere brochure *Management Expectations* vervangen door *Fundamentals*. De *fundamentals* zijn meer taak- en jobgericht en presenteren de Operationele Ervaring (OE) als een essentiële verwachting van het management.

✓ Er is een gemeenschappelijk platform voor de opvolging van zowel interne als externe voorvallen

Externe voorvallen die in aanmerking komen voor verdere opvolging, ondergaan hetzelfde proces als de interne voorvallen. Deze werkwijze zorgt ervoor dat de voorvallen traceerbaar zijn en makkelijk consulteerbaar voor de medewerkers. Het toont ook aan dat het OE-proces een eenduidig en geconsolideerd proces is.

✓ Management en staff pakken achterstanden effectief aan

De achterstand is de laatste jaren sterk verminderd en blijft erg klein, en dit dankzij het engagement van het management en de volledige staff.

✓ SAP-toepassing verzekert effectieve opvolging van ervaringsbeheer en correctieve acties

De nieuwe OE SAP-toepassing maakt het mogelijk om interne en externe voorvallen en/of incidenten, werkorders, reparaties, vervangingen, enzovoort te linken aan locaties en uitrustingen. Dit zal helpen om mogelijke recurrenties of voortekenen accurater te traceren. OE SAP is een gemeenschappelijke tool voor Doel, Tihange en Electrabel Corporate, wat het delen van informatie veel doeltreffender maakt.

6.9.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werden de volgende mogelijke verbeteringen geselecteerd:

✓ SF9-1: Afspraken omtrent ervaringsbeheer met TE en LBE verduidelijken en formaliseren in een document (actie Corporate)

Dit moet bevatten:

- Duidelijke en precieze omschrijving van de missie
- Lijst met verwachtingen
- Rollen en verantwoordelijkheden
- Verwachte resultaat inclusief tijdigheid en criteria voor evaluatie
- Hoe er overlegd zal worden (in/uit en uitwisseling)

✓ **SF9-3: De initiële screening van externe voorvallen verbeteren**

Het belangrijkste doel is de subjectiviteit van de eerste screening beperken. De verdere synergie tussen KCD en CNT wordt verhoogd alsook deze van Corporate.

✓ **SF9-5: Verbeteren van het proces van de screening van de IRS'en**

Dit gebeurt samen met beide sites en TE, met een grotere focus op ontwerp en de hieraan gekoppelde analyse diepgang. Dit alles wordt beschreven in Electrabel procedures met linken naar TE procedures.

✓ **SF9-6: Formaliseer de missie en activiteiten van het PSI-comité**

Dit alles neerschrijven in een document (inclusief rollen, verantwoordelijkheden, competenties, interacties, enzovoort).

6.9.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF9-4: Onderzoeken van de effectiviteit van toegepaste verbeteringsmaatregelen**

Onderzoeken of de effectiviteit van toegepaste verbeteringsmaatregelen toereikend is en of de maatregelen zullen voorkomen dat een gebeurtenis zich voordoet of zich herhaalt. In 2011 is hiervoor een procedure opgesteld. De eerste stap is de evaluatie van de verbeteringsmaatregelen die volgden op de incidentrapporten van het vorige jaar.

✓ **D3-SF9-5: Identificeren en voorkomen van herhaling van ongewenste gebeurtenissen**

Identificeren van ongewenste gebeurtenissen en voorkomen dat ze herhaald worden. Het operationele ervaring-proces in Doel moet gelijksoortige of herhalende gebeurtenissen onderzoeken en identificeren om de effectiviteit van de eventuele al toegepaste verbeteringsmaatregelen te beoordelen en om neerwaartse trends te identificeren. Voor die beoordeling en evaluatie moeten KPI's opgesteld en geëvalueerd worden.

✓ **D3-SF9-1: Integratie van ervaring uit andere processen in het ervaringsbeheer (SF9-extra 1)**

Ervaringsbeheer is veel meer dan de analyse van interne en externe ervaringsberichten. Intern de eigen organisatie zijn er vele processen die continu de eigen ervaringen samenbrengen, evalueren en verbeteringen starten. Enkele voorbeelden zijn: opvolging *rework*, *After Action Review*, *System Health Reports*, analyse oliestalen,... Een nieuw document zal beschrijven welke bestaande processen bijdragen tot het ervaringsbeheer.

6.9.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

SF1

Veiligheidsfactor *Plant Design (SF1)* is onder meer bedoeld om na te gaan of wijzigingen aan de installatie correct zijn aangepakt en geregistreerd. De interface gaat in dit geval na of de link tussen de wijzigingen en het onderliggende voorval traceerbaar is. Dit werd al aangestipt bij de TJH van Doel 3 en de WAB, en werd ondertussen al aangepakt.

SF2 en SF4

Er is een interface met veiligheidsfactor *Actual Condition of Systems, Structures and Components* (**SF2**) en veiligheidsfactor *Ageing* (**SF4**), zijnde de *System Health Reports* (SHR). Deze vormen het gemeenschappelijke proces dat de 'gezondheid' van de SSC onderzoekt. Daarbij wordt gebruikgemaakt van WF's en MF's.

SF8

Voor meer informatie over de interface met **SF8** zie paragraaf 6.8.3.4 in hoofdstuk 6.8 *Safety Performance*.

SF10 en SF12

De interface met veiligheidsfactor *Organization and Administration* (**SF10**) en *The Human Factor* (**SF12**) heeft te maken met het in aanmerking nemen van de menselijke factor en de manier van rapporteren in het OE-proces.

SF11

De interface met veiligheidsfactor *Procedures* (**SF11**) onderzoekt of de operationele ervaring (OE) voldoende geïntegreerd is in het updaten van de procedures.

SF13

Veiligheidsfactor *Emergency Planning* (**SF13**) is een goed voorbeeld van de manier waarop OE wordt benut. De kernramp in Fukushima leidde immers niet alleen tot verbeteringen in het kader van het BEST-actieplan maar ook tot meerdere bijkomende initiatieven: vergaderingen over noodplanorganisatie, een delegatiebezoek aan Japan, enzovoort.

SF14

De assessoren van veiligheidsfactor *Radiological Impact on the Environment* (**SF14**) hebben de SF9-assessoren geïnformeerd over mogelijke verbeteringen aan de thematische procedure ERV/01 met betrekking tot voorvallen met een radiologische impact.

6.9.4 Werkwijze

Bij het assessment *Use of Experience from other Plants and Research Findings* (SF9) werden de volgende stappen gevolgd:

1 Afbakenen van de scope van het assessment

De scope en methode zijn rechtstreeks afgeleid van de IAEA NS-G-2.11 [REF SF9-1]. De referentieperiode is daarbij rechtstreeks gekoppeld aan het regelgevende kader: van 1 januari 2004 tot 31 december 2011.

2 Vergelijken met resultaten vierde TJH Doel 3 en WAB

Er werd reeds een grondige evaluatie van het OE-proces uitgevoerd als onderdeel van de vierde Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 3 en de WAB. Die evaluatie legde een aantal tekortkomingen bloot, die als basis hebben gediend voor deze TJH van Doel 4. De assessoren zijn gaan nakijken of de tekortkomingen reeds werden aangepakt. Daarbij werd ook rekening gehouden met de meest recente zaken, en werd de referentieperiode verlengd tot eind 2014.

3 Evalueren van OE-organisatie

Er werd nagegaan hoe Electrabel de verwerking van operationele ervaring (OE) organiseert en in welke mate die organisatie is geëvolueerd: structuur van de organisatie, governance

en beleid, stakeholders en hun plichten en verantwoordelijkheden, verwachtingen van het OE-proces zelf, enzovoort.

4 Evalueren van OE-gebruik

Door de bestaande afspraken en de relaties met de stakeholders na te kijken werd nagegaan of de operationele ervaring (OE) wel voldoende adequaat wordt gebruikt.

5 Evalueren van OE-proces

Het huidige OE-proces werd vergeleken met de scope, methodologie en standaarden. Van elke stap in het OE-proces (verzameling en rapportering, screening, analyse, correctieve maatregelen, gebruik en verspreiding van OE, IT-tools) werd een korte beschrijving geschreven, werd de evolutie en huidige toestand geschetst, en werd een beoordeling opgemaakt. Dat laatste gebeurde aan de hand van:

- Documenten en gegevens: procedures, auditrapporten, herzieningen, *self assessments* en *management reviews*, behandelde voorvallen, statistieken, trends, enzovoort
- Observaties op het terrein
- Meetings OE-comité, briefings en debriefings, opleidingssessies, interviews, bespreking met de tegenpartijen, enzovoort

6 Identificeren van sterktes en mogelijke verbeteringen

De sterktes en mogelijke punten van verbetering werden geïdentificeerd, en verantwoord aan de hand van de regelgeving, de standaarden of het oordeel van de assessor.

6.10 Organization and Administration (SF10)

Uit het assessment *Organization and Administration (SF10)* blijkt dat alle onderzochte aspecten en systemen volledig in lijn zijn met de geformuleerde industriestandaarden.

6.10.1 Doelstellingen

'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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Organization and Administration (SF10)* gaat na of de organisatie en de administratie de veilige werking van Doel 4 ondersteunen.

6.10.2 Evolutie van de centrale

Care en Quality

De site Doel beschikt over care-systemen voor nucleaire veiligheid, Health & Safety, milieu en *security*. Er zijn gepaste structuren en specifieke comités in het leven geroepen om deze systemen op te volgen. Ze krijgen ook regelmatig een audit. Vanuit Electrabel Corporate werd het *Nuclear Generation Management System* (NGMS) geïnstalleerd. Er is een *Quality Assurance*-programma (QA) dat gelinkt is aan het werkorderbeheer. Het krijgt regelmatig een audit door de dienst *Process Performance Management* (PPM), die meer dan vroeger door corporate aangestuurd wordt. In 2013 startte corporate een kwalificatieprogramma voor kritische leveranciers. Kwaliteitscontrole (QC1) werd de laatste jaren verder uitgewerkt.

Staffing en contractors

De rollen en verantwoordelijkheden in de organisatie werden verder gedefinieerd. Operations kreeg een technische assistentiegel (TACB) met een duidelijke rol voor de bedrijfschef en Senior Reactor Operator (SRO). Maintenance kreeg een bijkomend niveau van diensthooften. De globale staffing nam toe vanaf 2007, daalde n.a.v. de definitieve stofzetting (DSZ) van Doel 1 en 2, maar is nu weer in stijgende lijn. Het contractormanagement werd vanuit Maintenance gestart en vanaf 2013 verder op siteniveau uitgebouwd, en dit in overleg met Tihange. De laatste jaren is er conform WENRA werk gemaakt van een kwalificatie- en observatieprogramma voor contractors.

Getuigendocumenten

De laatste jaren werd het volledige klassementsbeheer doorgelicht en er werden specifieke procedures voor de archivering (ook elektronisch) opgesteld. Er is ook een belangrijke vooruitgang geboekt in het beheer van getuigendocumenten (records). Onder meer via SAP werd de raadpleegbaarheid bevorderd. Deelprojecten voor het digitaliseren van informatie en het verplaatsen (archiveren) van oudere documenten naar het opleidingscentrum Scaldis

in Kallo of een externe opslag werden gestart. De wijze van uitlenen werd verder via een uitleenboek gesystematiseerd.

Configuration management

Verschillende deelprocessen nodig voor *configuration management* bestaan (wijzigingen, projectmanagement, documentmanagement, beheer van afwijkingen,...). Er werd in 2014 gewerkt aan meerdere deelaspecten: een verbeterde Q-list, behandeling van afwijkingen, tijdelijke configuraties, *system health reports*. Een gemeenschappelijke (corporate, Doel, Tihange) werkgroep *configuration management* gaf eerder aanbevelingen om het wijzigingsbeheer te optimaliseren. Dit kreeg meerdere upgrades. Ook de LTO-studie formuleerde aanbevelingen. Er kwam een *procedure design authority* (2012) en een eerste versie van *configuration management* (begin 2015). Afdelingshoofden Nucleaire Veiligheid en Design werden aangesteld.

Regulatory compliance

Het proces voor het managen van *regulatory compliance* werkt. ECNSD maakte een upgrade van de nucleaire referentie en begeleidde een assessment van nucleaire veiligheidscultuur (2013). WENRA-gerelateerde projecten waren de belangrijkste activiteiten in dit domein. Er werd vanuit corporate niveau een betere projectopvolging gerealiseerd.

6.10.3 Assessment

6.10.3.1 Algemene bevindingen

Uit het assessment *Organization and Administration* (SF10) blijkt dat alle onderzochte aspecten (NGMS, QA, organisatie en staffing, *contractor management*, *records*, *configuration management*, *regulatory compliance*) in lijn zijn met de industriestandaarden, en dit als resultaat van het continue streven naar verbetering.

Managementsysteem

Het *Nuclear Generation Management System* (NGMS) en aanverwante zorgsystemen bieden een duidelijk referentiekader, en zijn als zodanig in lijn met de industriestandaard. In de context van de continue verbetering kan het systeem zeker verder ontwikkeld worden, en beter geïmplementeerd. Het geheel van KPI's en dashboards kan bijvoorbeeld vollediger, waardoor elk beslissingsniveau over een set ondersteunende parameters zou kunnen beschikken.

Quality Assurance

Het QA-programma omvat verschillende luiken (KPI's, opvolging, auditering en continue verbetering) en is in lijn met de industriestandaard. Er is QA-aandacht bij werkmanagement, opvolging van niet-conformiteiten, aankoop, enzovoort. In de context van de continue verbetering kan nog aangestipt worden dat de staffing voor kwaliteitscontrole QC2 en PPM verder ingevuld wordt, dat de kwaliteitscontrole QC1 binnen Maintenance verder versterkt wordt, en dat proactiever zal worden opgetreden in verband met QA-wisselstukken.

Organisatie en staffing

Het facet 'organisatie en staffing' omvat processen en procedures voor staffing, people review, recrutering en selectie, enzovoort, en is in lijn met de industriestandaard. Tijdelijke vervangingen en piekmomenten worden pragmatisch aangepakt. Per afdeling zijn er organisatieprocedures, en ze worden regelmatig geüpdatet. Door de plotse omschakeling van DSZ naar LTO staan enkele functies nog open: OE-manager en opleidingsverantwoordelijken bij Maintenance, *dedicated design* en *system health*-ingenieurs

bij Engineering, kwaliteitscontrole QC2 en PPM-auditeurs. Voorts dient opgemerkt dat de staffing bij grote projecten een stuk proactiever aangepakt kan worden, en dat de versterking van engineering nog niet gerealiseerd is.

Contractor management

Het *contractor management*, dat volledig in lijn is met de industriestandaard, omvat een systematische aanpak voor de kritische leveranciers, inclusief de opvolging (kwaliteit en veiligheid) van de uitgevoerde acties. Er zijn KPI's gedefinieerd om de performantie op te volgen. Er is een centrale databank van evaluaties en correctieve acties. Er zijn gezamenlijke *fundamentals* voor Doel en Tihange. Enzovoort. In het kader van de continue verbetering kan nog aangestipt worden: de transversale aanpak (over alle departementen heen) kan beter, de realisatie op het terrein dient bewaakt te worden, en de verbeteracties die voortkomen uit de evaluatie van de contractanten verdienen meer aandacht.

Records

Het luik *records* verloopt sinds vele jaren in lijn met de industriestandaard, en dit dankzij de systematische aanpak en de volgehouden inspanningen van het documentmanagement. De aanpak (classificatie, archiveren, bewaring) wordt ook voortdurend verbeterd, de procedures geoptimaliseerd. In het kader van de continue verbetering is er nog vooruitgang mogelijk:

- De tijdelijke opslag van testresultaten Operations Doel 4 gebeurt nog niet in een brandkast
- Een referentieklassering (D4, GEH 739) heeft geen brandblusinstallatie
- Controle op de inhoudelijke integriteit van de ontleende documenten kan niet door documentmanagement gerealiseerd worden
- Er zijn nog onvoltooide digitalisatieprojecten (plannen, technische documentatie)

Configuration Management

Wat het *configuration management* betreft werd er vooruitgang geboekt in enkele deelaspecten. Er is een procedure die de deelaspecten beschrijft, er zijn indicatoren, er is opvolging en continue verbetering. Echter, niet alle *dedicated* functies (design en *system health*-ingenieur) zijn momenteel volledig ingevuld, en mede daardoor wordt een coherente managementpraktijk nog niet volledig gerealiseerd. Daardoor ook kunnen de intenties vervat in de procedures *design authority* en wijzigingen niet ten volle gerealiseerd worden, en kan Care Nucleaire Veiligheid zijn rol van onafhankelijke controle niet optimaal vervullen.

Er zijn nog geen specifieke procesopleidingen, auditering en indicatoren (wel voor de deelaspecten). Er is nog geen praktische en makkelijk raadpleegbare informatie voor design authority en design ingenieurs m.b.t. de documenten die deel uitmaken van de ontwerpbasis. De visies en de coördinatie met Tihange zijn nog in evolutie. De functiebeschrijving van de design-ingenieurs dient nog gemaakt te worden. De implementatie van de aanbevelingen vanuit het LTO-project voor Doel 1 en 2, deel 'Knowledge & Behaviour', inzonderheid het praktisch bepalen van niveaus van design-basiskennis, nodig om specifieke rollen en functies te kunnen vervullen, is nog niet voltooid. Dat bemoeilijkt het kennismanagement en het inzicht.

Regulatory Compliance

Het facet *Regulatory Compliance* is in lijn met de industriestandaard. Er bestaat een lopende praktijk, er zijn tools en procedures met bepaling van de verantwoordelijkheden. Er zijn de laatste jaren verbeteringen m.b.t. de projectmatige aansturing (corporate) en het proactief werken, inzonderheid in de WENRA-dossiers. In het kader van de continue verbetering kan zeker nog vooruitgang geboekt worden: de aanpak kan verder gestroomlijnd worden, en de nog openstaande WENRA-trajecten verdienen verdere opvolging (lopend project).

6.10.3.2 Sterktes

De resultaten van het assessment *Organization and Administration* (SF10) zijn in lijn met de industriestandaarden. Bijgevolg zijn er geen specifieke sterktes geïdentificeerd.

6.10.3.3 Mogelijke verbeteringen

Aangezien de resultaten van het assessment *Organization and Administration* (SF10) in lijn zijn met de industriestandaarden zijn er evenmin specifieke verbeteringen geïdentificeerd. Eventuele acties worden verder opgevolgd in het kader van de continue verbetering.

6.10.4 Werkwijze

6.10.4.1 'Organization and Administration' (SF10) versus 'The Human Factor' (SF12)

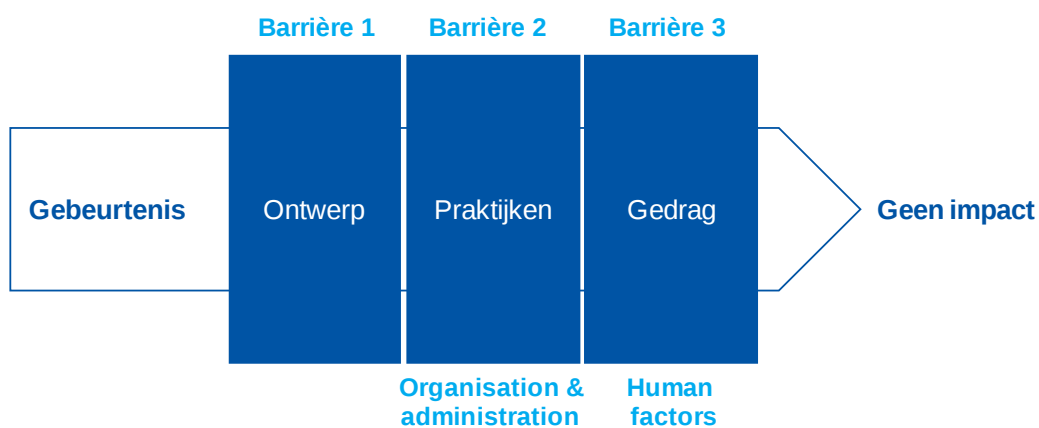
Het wettelijke referentiekader van de veiligheidsfactor *Organization and Administration* (SF10) is minder relevant aangezien de internationale industriestandaarden worden gevolgd. De standaarden voor de deelaspecten zijn sterk verschillend.

Verskil tussen beide

De veiligheidsfactoren *Organization and Administration* (SF10) en *The Human Factor* (SF12) zijn nauw met elkaar verbonden en moeilijk van elkaar te scheiden. De implementering wordt sterk beïnvloed door de lokale culturele context. SF12 wordt gedragen door het concept 'nucleaire veiligheidscultuur en nucleaire veiligheidsstrategie'. SF10 heeft als dragend concept 'managementsystemen'. Bij de laatste ligt de focus op het al dan niet aanwezig zijn van een systematische aanpak.

Herverkaveling van hun scope

De scope van SF10 en SF12 zit verankerd in de nucleaire veiligheidsstrategie van Kerncentrale Doel, het zogenoemde *defence in depth*-model (DID).



Organization and Administration (SF10) evalueert samen met *Procedures* (SF11) de status van Barrière 2 van dit DID-model samen met de impact ervan op Barrière 3 (gedrag). Het aspect organisatie bepaalt de context, het gedrag en de waarden van de medewerkers.

The Human Factor (SF12) evalueert de status van Barrière 3 van het model samen met de impact ervan op de integriteit van Barrière 1 (ontwerp) en Barrière 2 (praktijken). Gedrag en waarden zijn de essentie van de nucleaire veiligheidscultuur. Gedrag heeft een directe invloed op de veiligheid en op de integriteit van de fysieke barrières (en het ontwerp).

De *defence in depth*-strategie geldt voor alle entiteiten van Kerncentrale Doel. Onderhoud werkt voor de hele site. Operations heeft deelorganisaties per entiteit. Enkel voor operationele entiteiten en hun training en procedures (en de WAB) zijn er bijgevolg entiteit-specifieke elementen. De interface mens-machine en de ergonomie verschillen ook per entiteit.

Op basis van het bovenstaande werden de topics voor de veiligheidsfactoren SF10 en SF12 herverkaveld:

Organization and Administration (SF10)	The Human Factor (SF12)
Management systems – Safety policy – Mechanisms for setting (operational and safety) targets – Control of changes with potential impact on plant safety	Leadership: – Management expectations (related to safety culture) – Observation program & managers in the field – Management of nuclear safety culture
Configuration Control – Maintaining configuration – Documenting configuration	Ergonomics – Human-machine interface, workplace ergonomics – Ergonomics of procedures (input taken from SF11)
Quality assurance – QA program – QA audits	Programme for continuous improvement of the Nuclear Safety Culture – Self assessment – Human Performance program – Overall nuclear safety culture – Action plans for (continuous) improvement (input from SF9 on OE)
Records – Comprehensive, retrievable – Auditable	Competency management – Defining competencies and roles – Training of staff (programs, facilities, simulators, performance standards, certification...) – Training covering safety culture – Knowledge management (maintaining staff know-how)
Regulatory and statutory compliance	Fitness for duty
Recruitment & selection – Documented roles and responsibilities (with respect to nuclear safety) – Defining and forecasting staffing needs – Recruitment and selection methods – Adequate number of qualified staff for safety related work	People management – Managing awareness of roles and responsibilities (with respect to nuclear safety and behavior) – Succession planning (for key nuclear safety functions) – Availability of qualified staff
Contractor management – Contracting & safety agreements	– Contractor training – Contractor observation

6.10.4.2 Stappen

Bij het assessment *Organization and Administration* (SF10) werden de volgende stappen gevolgd:

- 1 Bepalen van de inhoud van de veiligheidsfactor, de scope en de aanpak
- 2 Bepalen van de meetlat (yardstick) voor het assessment op basis van het referentiekader van het INPO, het IAEA en de WANO (in lijn met de goede praktijken uit de nucleaire industrie)
- 3 Evalueren van een aantal systemen en gebruiken

Evaluatie van...	Op basis van...
Managementsystemen	Nuclear Generation Management System (NGMS) en de op de site geauditeerde zorgsystemen (vooral nucleaire veiligheid) – het bestaan en de effectiviteit van de systemen werd onderzocht
Quality Assurance (QA)	QA-programma, kwaliteitsbewaking op het werk, non-conformance control, kwalificatie van leveranciers en QA-audits (PPM) – voor dit deel werd ook gebruikgemaakt van resultaten van QA-audits
Staffing	Onderzoek naar de systematische aanpak van <i>staffing</i> , rekrutering en het invullen van rollen en verantwoordelijkheden
Contractor Management	Onderzoek van de systematiek, de rol van de contractormanager, de selectie, de opvolging en de evaluatie van contractanten
Records	Inge vulde procedures, onderhoudshistorieken, en getuigendocumenten, vooral ingevulde testprocedures (voor operations) en onderhoudstrategiedocumenten
Configuration control	Input uit de werkgroep Configuration Management en de resultaten van het assessment 'Knowledge and Behaviour' voor langetermijnoperatie (vooral kennismanagement van de ontwerpbasis)
Regulatory compliance	Input van het Electrabel Corporate Nuclear Safety Department (ECNSD) en CARE

6.11 Procedures (SF11)

De processen documentenbeheer en werkafhandeling komen overeen met de algemeen gangbare standaarden en goede praktijken. Deze processen en procedures zijn goed beschreven en worden ondersteund via een informaticasysteem.

6.11.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Procedures* (SF11) evalueert aan de hand van de *Safety Guidelines* van het IAEA het beheer van de proceduredocumenten die een impact hebben op de nucleaire veiligheid. Het assessment van het werkafhandelingsproces is hier inbegrepen.

6.11.2 Evolutie van de centrale

Hieronder volgt een overzicht van verbeteringen en evoluties van de laatste tien jaar.

Organisatie

Evolutie van (gedeeltelijk) decentrale diensten naar één centrale dienst documentenbeheer waardoor de specialisaties gebundeld zijn en de expertise verder wordt uitgebouwd.

Proces

- Aan de basisprincipes wordt niets veranderd. Ze liggen vast in het Veiligheidsrapport en andere originele documenten. Er is de evolutie naar een geharmoniseerd gemeenschappelijk basisproces voor alle documenten in alle centrales en diensten. De procedures, tekeningen en archieven worden op een gelijkaardige manier behandeld in alle diensten.
- Er is een duidelijke omschrijving van principes, begrippen, werkmethodes, workflow, taken en verantwoordelijkheden.
- Alles blijft evolueren: vertrouwelijkheid, nieuw referentiekader, WANO, toenemend inzicht, enz.

SAP DMS

- Het interne documentenbeheer volgt uiteraard ook de technologische vooruitgang. Bij de start van de centrales was informatie enkel op papier beschikbaar. In de loop der jaren is deze informatie grotendeels gedigitaliseerd. Ook de archivering verloopt reeds vele jaren via digitale weg. Enkele computersystemen zijn de revue gepasseerd. Onder meer de SAP DMS-toepassing zorgde voor heel wat mogelijkheden. Het hele documentenbeheersysteem is aan procedures gebonden.
- Vroeger waren er vele lokale kleine en grotere databanken met een beperkte functionaliteit. Er was geen echte ondersteunende tool en het documentenbeheer verliep voornamelijk manueel.

- Sinds 2005 bestaat er een centrale, betrouwbare, krachtige databank met zeer uitgebreide functionaliteiten. De volledige levenscyclus (of DLC) van alle documenten wordt strikt gecontroleerd en opgevolgd. De elektronische versies worden bewaard en ter beschikking gesteld. Ook de fysieke klassen worden beheerd via SAP DMS. SAP DMS zorgt tenslotte voor een uitgebreide logging en tracking.

Integratie en optimalisering (vanaf 2009)

- Zodra SAP DMS volledig stabiel was, vanaf 2009, werd het documentenbeheer uitgelijnd met de andere processen (wijzigingsbeheer, dringende wijzigingen). De effectiviteit werd verbeterd via de verschillende deelprocessen (tekenwerk, goedkeuringscircuits, verdelingen).
- Het proces werd geoptimaliseerd door beter gebruik te maken van de mogelijkheden van de tool (elektronische goedkeuring, elektronische verdeling, gebruik *mass data handling* of MDH, *full text search*, automatisch watermerk, enzovoort).

6.11.3 Assessment

6.11.3.1 Algemene bevinding

De algemene bevinding is dat de Kerncentrale Doel een kwalitatief en performant documentenbeheerproces volgt met duidelijke procedures. Het proces wordt ook permanent opgevolgd en verbeterd en het voldoet aan de internationale richtlijnen. Er zijn wel nog werkpunten: sommige diensten zouden bijvoorbeeld de richtlijnen rigoreuzer kunnen toepassen en/of de verwachtingen concreter kunnen omschrijven.

6.11.3.2 Sterktes

Uit het assessment *Procedures* (SF11) zijn verschillende sterktes naar voren gekomen. Een overzicht:

✓ Kerncentrale Doel is actief lid van de WANO

WANO voert geregeld audits uit en de opmerkingen die hieruit voortvloeien, worden aangegrepen om verbeteringen door te voeren. Een *WANO Technical Support*-missie zorgde voor de nodige ondersteuning.

✓ Het proces van documentenbeheer voldoet aan de internationale goede praktijken

Vooraf het SAP-ondersteuningssysteem biedt een grote meerwaarde. De recente aanpassingen in de procedures getuigen van een continu streven naar verbetering.

✓ Per departement werd nagegaan of de procedures voldoen aan de vereisten

Hieruit zijn enkele sterke punten naar voren gekomen, binnen alle departementen. Over het algemeen worden de richtlijnen rond documentenbeheer goed gevolgd.

✓ De richtlijnen en procedures worden goed opgevolgd

Ook bij een punctueel nazicht van de documenten blijkt dat de richtlijnen en de procedures goed nagevolgd worden. Dit komt de kwaliteit van de procedure ten goede.

✓ **Acties uit assessment Doel 3 worden opgenomen door KCD**

Veel acties naar aanleiding van het vorig assessment bij Doel 3 zijn opgenomen door Kerncentrale Doel.

✓ **Werkafhandelingsproces verloopt via SAP**

Ook het werkafhandelingsproces verloopt via de SAP-toepassing. In de software zijn er verschillende grendels voorzien zodat voor het uitvoeren van werken steeds de correcte goedkeuringen gegeven kunnen worden.

6.11.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment werden geen mogelijke verbeteringen specifiek voor Doel 4 geselecteerd.

6.11.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF11-1: Multidisciplinair nazicht van procedures beter specificeren**

Nauwkeuriger definiëren van de verdeling van de taakinhoud bij multidisciplinair nazicht door de verschillende vertegenwoordigers van het PORC/SORC. De PORC/SORC is een multidisciplinair nazichtorgaan, maar er is niet concreet beschreven wat de verantwoordelijkheden zijn van de leden bij het nazicht van documenten. Om efficiënt te kunnen werken, moeten deze verantwoordelijkheden uitgeschreven worden.

✓ **D3-SF11-4: Volledig nazicht van een procedure bij versieverhoging**

Als een document een versieverhoging krijgt, wordt nu automatisch de geldigheid ervan verlengd, zonder garantie dat het document ook volledig nagezien is.

✓ **D3-SF11-5: Beschrijven van de achtergrond van de drempels in ongevalsprocedures**

De achtergrond bij de drempels voor acties tijdens ongevalprocedures beschrijven. Op dit moment bestaat zo'n document niet. Het opstellen van een document dat de reden van de waarde van de drempels beschrijft, zorgt voor een beter begrip van de ongevalsprocedures en vermijdt dat bij versieverhogingen waarden onterecht aangepast zouden worden.

✓ **D3-SF11-2: Beschrijven van de achtergrond van de drempels in enkele incidentprocedures (SF11-extra 1)**

De achtergrond bij de drempels voor acties tijdens welbepaalde incidentprocedures beschrijven. Op dit moment bestaat zo'n document niet. Het opstellen van een document dat de reden van de waarde van de drempels beschrijft, zorgt voor een beter begrip van deze incidentprocedures en vermijdt dat bij versieverhogingen waarden onterecht aangepast zouden worden. Deze bijkomende actie zal de incidentprocedures behandelen waarin een overgang naar de ongevalsprocedures voorzien is (kleine SLB, kleine SGPB en kleine LOCA).

6.11.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

SF8

In *Safety Performance (SF8)* worden de procedures onderzocht die onder meer de PSI- en KPI-processen nodig hebben om te voldoen aan de vereisten van dezelfde veiligheidsfactor. Tevens wordt geanalyseerd of deze procedures gevolgd worden en of de gerelateerde processen voldoende resultaat opleveren. In *Procedures (SF11)* wordt specifiek onderzocht of de incidentprocedures conform het ontwerp zijn, maar dan enkel bij het assessment van Doel 4.

SF9

In het assessment van de departementen voor SF11 wordt het gebruik van de operationele ervaring (zie *Use of Experience from other Plants and Research Findings, SF9*) in procedures besproken. Voor elk departement is besproken met de proces-owner hoe de OE verwerkt wordt. Bij nazicht van de documenten is telkens veel aandacht besteed aan de correcte verwerking van de OE.

SF10

In het assessment van de site en de departementen voor SF11 is de kwaliteit en het respecteren van richtlijnen rond documentenbeheer besproken. De administratieve dienst die de processen ondersteunt is sterk verbeterd de laatste jaren – de evolutie is besproken in het assessment *Organisation and Administration (SF10)*.

SF12

In het assessment van de procedures en de richtlijnen voor SF11 wordt het gebruik van de *human error reduction tools* en 'gebruiksvriendelijkheid' besproken. Voor elk departement is besproken met de proces-owner hoe de HU (zie *The Human Factor, SF12*) toegepast wordt. Bij nazicht van de documenten is telkens veel aandacht besteed aan de correcte toepassing van HU.

6.11.4 Werkwijze

Bij het assessment 'Procedures' (SF11) werd als volgt tewerk gegaan:

1 Bepalen van de scope

Het assessment SF11 evalueert procedures met een hoge veiligheidsimpact, de opmaak en het gebruik van procedures, het documentenbeheerproces, het werkafhandelingsproces en de werktoelatingen.

2 Assessment volgens de formele vereisten

Dit assessment gaat na of de verschillende proceduredocumenten beantwoorden aan de vereisten. Het gaat eerst om de procedures op corporate niveau, en daarna om de vertalingen naar procedures op siteniveau.

3 Assessment volgens processen voor documentenbeheer

De verschillende departementen hebben afzonderlijke procedures die beschrijven hoe hun documentenbeheer specifiek georganiseerd is. Ze werden geverifieerd tijdens een interview met de departementsverantwoordelijke voor documentenbeheer. Daarbij werden voorbeelden voorgelegd en besproken. Via het PORC wordt gecontroleerd of het document conform is met het beschreven proces.

4 Assessment van de inhoudelijke vereisten

Dit assessment gaat na op welke manier de operationele ervaring (OE) en de menselijke factor (HU) geïntegreerd worden in de procedures. De vraag is: worden de procedures zoals voorgeschreven gebruikt en zijn ze voldoende ergonomisch. De integratie van OE en HU is beschreven in de departementsprocedures, en werd geverifieerd bij het interview met de departementsverantwoordelijke aan de hand van voorbeelden.

5 Assessment van het werkafhandelingsproces

Dit assessment kwam tot stand door onderzoek van de relevante documenten, een punctuele review van een aantal werkorders, en het opvolgen van de uitvoering van werken via de Dagelijkse Coördinatie Equipe-werking (DCE).

6 Verwerken van de WANO-opmerkingen over het documentenbeheer

7 Assessment Doel 1 en Doel 2 en assessment Doel 4

Gezien de vele transversale processen werd geopteerd voor een gemeenschappelijk assessmentrapport Doel 1 en Doel 2 en Doel 4. Het assessment werd gefaseerd uitgevoerd in twee delen:

- Het assessment Doel 1 en Doel 2 behandelt het proces 'procedures', inclusief de referentiebasis en de processen voor documentenbeheer en de toepassing ervan in de afdeling Operations Doel 1&2 en de departementen Engineering, Fuel en Care.
- Het assessment Doel 4 behandelt de processen voor documentenbeheer en de toepassing ervan in de afdeling Operations Doel 4, het departement Maintenance (MNT), de dienst documentenbeheer Kerncentrale Doel, het Register Fysische Controle en het Werkafhandelingsproces.

6.12 The Human Factor (SF12)

De resultaten van het assessment *The Human Factor* (SF12) zijn volledig in lijn met de geldende nucleaire industriestandaarden.

6.12.1 Doelstellingen

"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 Alg-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *The Human Factor* (SF12) gaat na in hoeverre de menselijke factor een invloed heeft op de veilige werking van Doel 4.

6.12.2 Evolutie van de centrale

Electrabel Corporate (HR-niveau) heeft de voorbije jaren werk gemaakt van competentie management, training en leiderschap (procedures, competentiehandboek, *Leaders For the Future* (LFT) programma, *Human Dynamics*, *Leading for Excellence*, enzovoort).

HU-programma

Op siteniveau werden managementverwachtingen geformuleerd die stapsgewijs geleid hebben tot de huidige rolspecifieke *fundamentals* per departement, inclusief de *Human Performance* (HU). Binnen het HU-programma is het idee van taakobservatie-bekrachtiging ontstaan (eind 2006), wat uiteindelijk is uitgemond in een HU-coaching certificatieprogramma (2011). Via dat HU-programma werd het management systematisch betrokken bij het uitdragen van de verwachtingen. OSART gaf het programma de vermelding *good practice*.

Die betrokkenheid werd de laatste jaren nog intenser via *paired observations* en HU-synchromeetings. De verbeterde en volgehouden hiërarchische self-assessmentpraktijk tot op teamniveau leidde geleidelijk tot doelstellingen op teamniveau voor het komende jaar. Andere HU-initiatieven:

- invoering van het logboek en de verbeterde meldingscultuur bij Maintenance
- betere structurering van het OE-proces (*Operating Experience*) vanuit het departement Continuous Improvement Management (procedures, analyse, trainingen en opvolging)
- verrijking van het OE-proces door goed uitgebouwde *just in time*-fiches bij Operations
- verbeterde realisatie en opvolging (inclusief meting effectiviteit) van verbeteracties

Ergonomie

Kerncentrale Doel respecteert de regels over het welzijn op het werk, inclusief de ergonomie. De wijzigingsprocedures bevatten bijvoorbeeld checklists met ergonomische elementen. De teams van Operations hebben hun inbreng in de (ergonomische)

verbeteringen van de controlezaal. Bij de simulatoroefeningen worden de verschillen tussen simulator en controlezaal pedagogisch opgevangen. Er is een specifieke simulator voor de nieuwe turbine.

Opleiding en training

Het opleidings- en trainingstraject wordt aangestuurd vanuit Electrabel Corporate en in overeenstemming met de wetgeving en internationale goede praktijken. *On the job*-training en zelfstudie zijn vaste onderdelen van het traject. De opleiding over de veiligheidsfuncties verloopt conform het Veiligheidsrapport. De opleidingen zelf worden geëvalueerd en continu verbeterd. Er is aandacht voor *defence in depth* en HU op de *full scale*-simulator.

6.12.3 Assessment

Het assessment van veiligheidsfactor *The Human Factor* (SF12) heeft duidelijk gemaakt dat Doel 4 functioneert conform de industriestandaarden op dat vlak.

Leiderschap en observatie

Uit het assessment SF12 blijkt dat het aspect 'leiderschap en observatie' volledig in lijn is met de industriestandaarden, en dit dankzij de sedert 2006 volgehouden inspanningen: *fundamentals* per departement, HU-coach-certificatietraject, enzovoort. Het HU-coaching- en observatieconcept kan nog verbeterd worden om de interventies nog effectiever te maken. In de context van de continue verbetering verdient het onderwerp daarom de blijvende aandacht van het management.

Human Performance-programma

Doel beschikt over een grondig uitgewerkt HU-programma, met HU-plannen per departement en met doelstellingen tot op teamniveau. HU is echter niet in alle teams en afdelingen even sterk verankerd. Het is ook noodzakelijk om HU te realiseren voor engineering en management, en de HU-aanpak regelmatig op te frissen. In de context van de continue verbetering verdient het onderwerp daarom de blijvende aandacht van het management.

Self-assessment en verbeteracties

Door de sinds 2006 geleverde en volgehouden inspanningen op het vlak van self-assessment en verbeteracties, is er nu sprake van een 'sterkte' (zie 6.12.3.2) ten opzichte van de industriestandaard. De periodieke meta-analyse van de resultaten van de vele assessments en audits draagt bij tot het identificeren van onderliggende gemeenschappelijke oorzaken en tot het reduceren van het aantal verbeteracties.

Het CIM-departement heeft het OE-proces de laatste jaren gestructureerd en goed opgevolgd. Door een OE-coördinatorfunctie in te vullen kan hierin nog een stap vooruit gezet worden. Hetzelfde geldt voor de *self assessments* bij Maintenance, waar ook nood is aan een coördinator. Dit zijn mogelijke acties in de context van de continue verbetering.

Ergonomie (controlezaal)

De aanpak van de ergonomie bij wijzigingen kan beter in vergelijking met de industriestandaard. Er zijn wel ergonomische aspecten in procedures opgenomen maar de gevolgde aanpak is eerder ad hoc. De uitdaging bestaat erin hierin een systematische en participatieve aanpak te ontwikkelen. Er is ook nood aan hiërarchische supervisie bij de pedagogische aanpak van de verschillen tussen simulatie en controlezaal. Na de suggesties in SF12 voor Doel 3 en WAB werd beslist hier geen specifieke actie te ondernemen.

Training en competentiemanagement

De aanpak van training en competentiemanagement vertoont verschillende sterktes (zie 6.12.3.2), en dit dankzij de sinds 2006 geleverde inspanningen op het vlak van de continue verbetering (OJT, certificeringstrajecten, enzovoort). Een blijvende aandacht van het management is zeker wenselijk, om de inspanningen verder te zetten en om de functies in te vullen.

People management

Op het vlak van *people management* is er altijd nog ruimte voor verbetering. Enkele suggesties:

- Ontwikkelen van een pragmatisch systeem voor werklasterbeheer m.b.t. projecten (overweeg *time sheets*)
- Ontwikkelen van een successieplanning (die door de continu wijzigende omstandigheden onder druk staat)
- Kennisbeheer centreren rond teamleiders en hun management
- Maken van teammatrices en matrices voor *stand alone*-expertfuncties
- Ontwikkelen van een systematische ELB-KCD-CNT-aanpak om ervaringsbeheer om te zetten in kennis

Contractortraining en -observatie

Het domein contractortraining en -observatie is volledig in lijn met de industriestandaard. In de context van de continue verbetering verdient het onderwerp wel de blijvende aandacht van het management. Enkele suggesties:

- Optimaliseren van de pedagogie voor nucleaire veiligheid bij de contractortraining, en dit via praktische verhalen
- De instructeurs systematisch hun sterktes laten uitwisselen
- De feedback naar de deelnemers nog meer structureren volgens de fases van de uitvoering van de taken
- Leermomenten inbouwen voor de observator zodat hij systematisch feedback kan krijgen over de kwaliteit van zijn observatie
- De kwantitatieve observatietarget voor de contractors aanvullen met een kwalitatieve
- Meer aandacht voor de kwaliteit van de debriefing

Nucleaire veiligheidscultuur

Uit het assessment blijkt dat de nucleaire veiligheidscultuur volledig in lijn is met de industriestandaard ter zake, en dit dankzij de volgehouden inspanningen met betrekking tot leiderschap en observatie, HU, kennismanagement, enzovoort. De bereikte resultaten worden door OSART erkend met diverse 'good performances' en 'good practices'.

Kerncentrale Doel nam zelf het initiatief om een *Safety Culture Assist Visit* (SCAV) aan te vragen. De visie van Doel over de nucleaire veiligheidscultuur werd in een procedure vastgelegd en Nucleaire Veiligheid is continu aan evaluatie onderhevig. Doel kan nog meer leerkansen creëren door bijkomende analyse van gebeurtenissen en incidentverslagen. Care NV kan hierin een actieve rol spelen.

6.12.3.1 Sterktes

De meeste resultaten van het assessment *The Human Factor* (SF12) zijn in lijn met de industriestandaarden. In twee domeinen werden sterktes geïdentificeerd: *self assessment* en verbeteracties, en training en competentie management.

Self assessment en verbeteracties

✓ **Self assessment en verbeteracties zijn een sterkte t.o.v. de industriestandaard**

- Inspanningen sinds 2006 en erkenning door OSART audit van *good practice*
- De betere structurering van het OE-gebeuren vanuit departement CIM
- De verbeterde realisatie en opvolging van verbeteracties met inbegrip van een evaluatie van hun effectiviteit

✓ **Meta-analyse op de verschillende assessments door CIM**

Training en competentie management

- ✓ **Er is een functiespecifieke analyse van de opleidingsbehoeften m.b.t. designbasis en nucleaire kennis (en opleiding)**
- ✓ **Het opleidingssysteem is flexibel en houdt rekening met de feedback zodat ook opleidingen op maat aangeboden kunnen worden**
- ✓ **De nodige aandacht wordt besteed aan het in stand houden van voldoende frequente werfsimulatortraining**
- ✓ **Het analyseren en waar nodig verbeteren van de pedagogische en inhoudelijke omkadering van de opleidingen**

6.12.3.2 Mogelijke verbeteringen

Aangezien de resultaten van het assessment *The Human Factor* (SF12) in lijn zijn met de industriestandaarden, zijn er evenmin specifieke verbeteringen geïdentificeerd. Eventuele acties worden verder opgevolgd in het kader van de continue verbetering.

6.12.4 Werkwijze

Bij het assessment van veiligheidsfactor *The Human Factor* (SF12) is het wettelijke referentiekader niet zo relevant, aangezien de internationale industriestandaarden worden gevolgd, zoals bij *Organization and Administration* (SF10). Het belang van de menselijke factor en prestatie is de laatste tien jaar wel toegenomen. De implementering ervan is sterk afhankelijk van de lokale culturele context.

De menselijke factor is als veiligheidsfactor sterk ingebed in de nucleaire veiligheidscultuur en veiligheidsstrategie. Dit assessment focuste daarom vooral op het operationele (Operations and Maintenance) en verliep in de volgende stappen:

1 Bepalen van de inhoud van de veiligheidsfactor (SF), scope en aanpak

De basisdocumenten worden geraadpleegd. Het OSART-rapport Doel 1 en Doel 2 wordt doorheen het hele assessment als toetssteen gebruikt. De bevindingen over de menselijke factor gelden immers voor de hele site en niet enkel voor Doel 4 en Doel 1 en Doel 2.

2 Bepalen van de 'meetlat' (*yardstick*) voor het assessment

Vertrekpunt is het referentiekader van INPO, IAEA (OSART) en WANO (*peer review*), wat overeenstemt met de *industry practice*-evaluatiepositie. Op die manier kunnen de OSART-resultaten in het assessment geïntegreerd worden.

3 Evalueren van leiderschap, via het observatieprogramma en eerstelijnsmanagers

Dit geeft een indicatie van de effectiviteit van het management. Natuurlijk start dit bij de beschikbaarheid van duidelijke managementverwachtingen inzake nucleaire veiligheid. Ondersteunende opleidingen voor leiderschap (intern en extern) komen ook aan bod.

4 Evalueren van het HU-programma vanuit het OSART-assessment

In overleg met de huidige verantwoordelijke van het programma wordt ook gekeken naar het vervolg, het post-OSART-programma en de mogelijke risico's die de resultaten kunnen bedreigen.

5 Evalueren van het *self assessment* (met inbreng van OE)

Hier ligt de klemtoon op het vernieuwde self-assessment per team. OE zelf wordt niet geëvalueerd (gebeurde in het kader van SF9). Het perspectief van de lerende organisatie en de continue verbetering wordt wel in rekening gebracht.

6 Evalueren van het element *ergonomics*

De klemtoon ligt op concrete en haalbare verbeterpunten voor de ergonomie (interface mens-machine) van de controlezaal (KZ). Observatie en interviews zijn het uitgangspunt. Toepasbare documenten van onder meer IAEA zorgen voor de internationale omkadering. De ergonomie van de procedures wordt niet geëvalueerd (dit maakt deel uit van SF11).

7 Evalueren van training en competentie management

Formele en inhoudelijke aspecten worden bekeken: link met de managementverwachtingen, verbeteren van competenties, bekrachtigen en communiceren van rolverwachtingen (observatie van training), enzovoort. De focus ligt bij de opleidingen van Operations en Maintenance.

8 Evalueren van *people management*

Worden bekeken: managen van rollen en verantwoordelijkheden, omgaan met doelstellingen en evaluatie, successieplanning, kennismanagement. Uiteindelijk zijn er voldoende mensen nodig om de veiligheidsgebonden functies goed in te vullen. De klemtoon ligt dan ook op cases met betrekking tot deze functies. De binnen de Belgische context relevante aspecten van *fitness for duty* komen ook aan bod.

9 Evalueren van contractanten, training en observatie

Dit gebeurt parallel met de evaluatie van de interne medewerkers. Dit zijn gedragsaspecten van het contractormanagement. Training gaat hier over de initiële vierdaagse training als voorwaarde om op de site van Doel te mogen werken. Observatie gaat over de observatie door eigen brigadiers. De focus ligt op het communiceren van managementverwachtingen aan de externe medewerkers en de opvolging ervan.

10 Evalueren van nucleaire veiligheidscultuur

Dit is ten dele een synthese van de bevindingen uit voorgaande punten. Toch zal de situatie afgewogen worden t.o.v. de in punt 2 ontwikkelde meetlat. Er zal input zijn vanuit voorgaande assessments (ECNSD, WANO, OSART) en een lopend initiatief met betrekking tot (klassieke) veiligheidscultuur. Natuurlijk komt de *defence in depth*-visie ook aan bod: ontwerp, werkwijze, gedrag.

11 Evalueren (algemeen) van veiligheidsfactor SF12

Alle voorgaande elementen vormen het vertrekpunt voor een algemene evaluatie van *The Human Factor*.

6.13 Emergency Planning (SF13)

Het assessment *Emergency Planning* heeft duidelijk gemaakt dat Electrabel over een uitgebreide nucleaire noodplanorganisatie beschikt. Na de kernramp in Fukushima werd deze organisatie nog versterkt om het hoofd te kunnen bieden aan extreme noodsituaties waarbij meerdere reactoren tegelijk getroffen worden. De crisiscommunicatie werd verbeterd, en er werd een omvangrijke off-site ondersteuning uitgebouwd, waarbij een duidelijke rol is weggelegd voor Electrabel Corporate, Tractebel Engineering, de brandweer van Beveren en het militair Percy-ziekenhuis vlak bij Parijs.

6.13.1 Doelstelling

"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 Alg-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Emergency Planning* (SF13) van Doel 4 gaat na of Electrabel op een adequate manier het hoofd kan bieden aan noodsituaties. De vraag is ook of de bestaande noodplannen voldoende regelmatig geoefend worden en voldoende afgestemd zijn op de lokale en nationale systemen en besturen.

6.13.2 Evolutie van de centrale

De voorbije tien jaar werd het noodplan van Kerncentrale Doel regelmatig geüpdatet en beter afgestemd op nieuw potentieel gevaar.

Noodplanorganisatie

Zo werden bijvoorbeeld alle noodprocedures aangepast na de evaluatie (als deel van de Weerstandstesten) van onder meer het overstromingsgevaar, zware weersomstandigheden, lozingen van toxisch gas en mogelijke vliegtuigcrashes. Na Fukushima werd ook het risico op incidenten waarbij meerdere reactoren tegelijk (multi-unit) getroffen worden, in het noodplan opgenomen. Om beter gewapend te zijn tegen situaties waarbij zich een nucleair incident voordoet in combinatie met een niet-nucleair incident, werd ook werk gemaakt van de integratie van de nucleaire (NP/02) en niet-nucleaire (PREV/21) noodplannen.

Noodplancommunicatie

Ook de noodplan-communicatiemiddelen zijn de laatste tien jaar verbeterd. Alle crisisteams hebben meer middelen en ook meer verschillende middelen gekregen (satelliettelefoons, e-mails, conference calls, enz.). De communicatiemiddelen zijn betrouwbaarder en gebruiksvriendelijker, en er werd geïnvesteerd in satellietcommunicatie. Om de werking van

het noodplan goed te kunnen evalueren en om het personeel beter te trainen werd het aantal noodoefeningen de laatste jaren opgedreven.

On-site en off-site

Sinds 2006-2007 kan de on-site noodorganisatie van Kerncentrale Doel rekenen op de off-site ondersteuning vanwege het niveau corporate (CMCPB) en Tractebel Engineering. Sinds 2008 bestaat er een overeenkomst met het Percy-ziekenhuis in Parijs, dat gespecialiseerd is in de behandeling van zwaar bestraalde en besmette patiënten.

6.13.3 Assessment

6.13.3.1 Algemene bevindingen

Een van de belangrijkste wijzigingen die de laatste tien jaar in het noodplan werden aangebracht, heeft te maken met de situatie waarbij meerdere reactoren tegelijk (multi-unit) getroffen zijn, wat als zodanig het geval was bij de kernramp in Fukushima (2011).

HIGH-niveau toegevoegd

Deze belangrijke *lesson learned* werd in het noodplan geïmplementeerd in het kader van het BEST-actieplan. Het betekent dat de verbeterde noodplanorganisatie nu via drie operationele niveaus verloopt:

- Standaardniveau: één centrale is getroffen (komt overeen met de noodplanorganisatie die voordien van kracht was)
- Alarmniveau: bij voorspelbare gebeurtenissen die de hele site kunnen treffen, zoals een overstroming, zijn preventieve maatregelen voorzien
- HIGH-niveau: treedt in werking wanneer onvoorspelbare gebeurtenissen meerdere centrales op dezelfde site tegelijk treffen

De noodplanorganisatie onderging een grondige revisie: vier nieuwe wachttrollen werden toegevoegd, de toewijzing van de noodplantaken en de wachttrollen tussen het On-site Technical Support Centre (OTSC) en de Noodplankamer (NPK) werd gewijzigd en ook de namen van de wachttrollen werden gewijzigd.

Satellietcommunicatie

Tegen de achtergrond van het Fukushima-incident nam Electrabel de beslissing om te investeren in satellietcommunicatie voor de hele site – dit zou de robuustheid van de communicatiecapaciteit verder verhogen. Doel werd intussen uitgerust met mobiele satelliettelefoons. Er worden ook nog vaste satelliettoestellen geïnstalleerd in de verschillende noodfaciliteiten. Op de daken worden antennes geplaatst zodat het systeem ook binnenshuis werkt.

Noodplan: opleiding en oefening

Het aantal noodplanoefeningen is de laatste jaren aanzienlijk uitgebreid, en zowat alle stakeholders zijn erbij betrokken: de medewerkers op de site, de overheid, de crisiscellen van Corporate, politie, brandweer van Beveren, enzovoort. De oefeningen zijn ook meer divers en afwisselend geworden om iedereen de kans te geven te leren omgaan met de hele waaier aan mogelijke incidenten. Voorlopig is er geen formele vereiste die een minimumlijst voorschrijft van de gevaren en scenario's die de oefeningen moeten dekken. Ook een meerjarig oefenplan ontbreekt.

Off-site ondersteuning

Naast het on-site Noodplan (NP) kan Doel ook rekenen op een uitgebreide off-site ondersteuning. Het Crisis Management Center Productie België-Luxemburg (CMCPB) is belast met het beheer van de strategische aspecten van de noodsituatie en met de aspecten op lange termijn, terwijl de site zelf volledig verantwoordelijk blijft voor het operationele crisisbeheer. Een dergelijke structuur laat toe om snel de nodige resources vrij te maken en om de vlotte doorstroom van informatie binnen en buiten de onderneming te bewaken.

Er is ook off-site ondersteuning vanuit het crisiscentrum van Tractebel Engineering. Op dit ogenblik is er geen automatische transmissie van de kritische parameters naar dat crisiscentrum. Het centrum heeft ook geen back-up communicatiemiddelen voor het geval de conventionele systemen uitvallen.

6.13.3.2 Sterktes

✓ Kerncentrale Doel heeft een overeenkomst gesloten met een ziekenhuis dat gespecialiseerd is in de behandeling van bestraalde patiënten

Electrabel heeft een overeenkomst gesloten met het Percy-ziekenhuis in Parijs. Het ziekenhuis is gespecialiseerd in de behandeling van zwaar bestraalde en besmette patiënten, en vormt een aanvulling bij de medische bijstand verleend door het Antwerpse Middelheimziekenhuis.

✓ Electrabel beschikt over een noodplanstructuur op corporate niveau

Een andere sterkte bestaat erin dat op corporate-niveau een strategisch lange-termijnnoodplan werd uitgetekend. Het plan werd recentelijk ook verbeterd. Het zorgt er onder meer voor dat er logistieke steun beschikbaar is voor de hele site (gemeenschappelijk met de TJH van Doel 3).

✓ De interne en externe brandweerdiensten werken uitstekend samen

Verder bestaat er ook een uitstekende samenwerking tussen de eigen interne brandweerdienst en de gemeentelijke brandweer van Beveren. Beide diensten werken heel professioneel en zijn uiteraard vertrouwd met de site. Het officiële samenwerkingsakkoord voorziet in training, interventies, stralingsbescherming en aankomst op de site. Elk jaar worden er ook gemeenschappelijke blusoefeningen gehouden. De interne brandweer werd de laatste jaren nog versterkt, en beschikt over alle noodzakelijke middelen (gemeenschappelijk met de TJH van Doel 3).

6.13.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werd de volgende mogelijke verbetering geselecteerd:

✓ SF13-3: De instelling van de alarmen op de dosimeters voor de hulpdiensten in KCD en CNT gelijk maken

KCD zal de alarminstelling van de interventiedosimeters aanpassen naar de voorgestelde in de werkgroep overheid, zodra deze effectief ingang zullen hebben.

6.13.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF13-1: Combinatie van externe niet-nucleaire en nucleaire gebeurtenissen integreren in noodplanoefeningen (SF13-5)**

Beter integreren van noodscenario's voor externe gevaren (zoals een vliegtuigcrash, een aardbeving of een overstroming) in het oefenprogramma voor noodsituaties. Het oefenprogramma van de centrale is in grote mate gericht op nucleaire ongevallen. Er is slechts één oefening per jaar die uitgaat van een combinatie van een nucleaire gebeurtenis met een niet-nucleaire (omgevings)gebeurtenis die ervan losstaat.

6.13.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

Er zijn geen interfaces geïdentificeerd.

6.13.4 Werkwijze

Het assessment *Emergency Planning* (SF13) bij Doel 4 verliep in de zes stappen:

- 1 Analyse van de evolutie van de noodplanning en -voorbereiding tijdens de afgelopen tien jaar

De onderzochte referentieperiode bij deze Tienjaarlijkse Herziening (TJH) loopt van 1 januari 2002 tot 31 december 2011. Op het einde van die periode deed de kernramp in Fukushima Daiichi zich voor. Deze gebeurtenis had een grote impact op de nucleaire sector, meer bepaald bij de noodplanning en de voorbereiding op noodsituaties. Na Fukushima heeft Electrabel de Weerstandstesten (BEST, BELgian Stress Tests) uitgevoerd, gevolgd door een actieplan om de uit Japan getrokken lessen te implementeren. Bij de beschrijving van het voorbereid-zijn (*preparedness*) op noodsituaties werd in dit synthesesrapport rekening gehouden met de besluiten van het BEST-actieplan, zoals bekend in december 2013.

- 2 Bepalen van alle beoordelingselementen

De scope en methodologie voor deze SF13 worden beschreven in de *IAEA Safety Guideline NS-G-2.10* [REF Alg-1]. Dat document vermeldt een lijst van tien beoordelingselementen:

- Studies over de beheersing van de gevolgen van ongevallen
- Strategie en organisatie bij noodgevallen
- Plannen en procedures voor noodgevallen
- On-site uitrusting en faciliteiten voor noodgevallen
- On-site noodcentra
- Communicatie
- Training, oefeningen en terugkoppeling van ervaring inzake noodsituaties
- Interacties met relevante organisaties zoals de regelgevende instantie, de politie, brandweer, ziekenhuizen, eerste-hulporganisaties, lokale overheden, openbare welzijnsinstanties en de media
- Regeling van regelmatige herzieningen van de noodplannen en -procedures
- Veiligheidsvoorzieningen in het kader van noodsituaties

Aan bovenstaande lijst werd een extra item toegevoegd. Het beschrijft het proces van continue verbetering op het vlak van paraatheid voor noodsituaties, en het vermeldt de verschillende verbeteringen die de voorbije tien jaar werden aangebracht.

- 3 Evalueren noodplanorganisatie

Evaluatie van de noodplanorganisatie van Electrabel Corporate, dat verantwoordelijk is voor het strategische beheer van noodgevallen en logistieke steun biedt indien nodig.

4 Evalueren van de crisisondersteuning

Evaluatie van de crisisondersteuning door Tractebel Engineering, die technische ondersteuning biedt aan de on-site teams.

5 EPP-benchmark met kerncentrale in Tihange

Een vergelijking op het vlak van noodplanorganisatie en -faciliteiten tussen Doel en Tihange, om na te gaan of goede praktijken kunnen worden geïmplementeerd in de andere centrale.

6 EPP-benchmark met andere nucleaire entiteiten

Een vergelijking met de andere centrales (Beznau, Borssele, KHG, Intra en IRSN) en feedback van de conferentie van de Société Française de Radioprotection (SFRP) van 2010.

7 Evalueren van de nieuwe wetgeving

Analyse van de impact van de nieuwe wetgeving met betrekking tot de fysieke beveiliging, de toepassing op vlak van planning en voorbereiding op noodsituaties.

6.14 Radiological Impact on the Environment (SF14)

Uit het assessment *Radiological Impact on the Environment* (SF14) is gebleken dat de radiologische impact van Doel 4 op de omgeving en het milieu verwaarloosbaar is. De radioactieve lozingen worden beheerd volgens het ALARA-principe en blijven ruimschoots onder de reglementaire limieten.

6.14.1 Doelstellingen

"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 ALG-1]

Het assessment van veiligheidsfactor *Radiological impact on the environment* (SF14) gaat na of de exploitant voorziet in een adequate controle van de radiologische impact van de centrale (Doel 4) op de omgeving en het milieu.

6.14.2 Evolutie van de centrale

De laatste tien jaar is de regelgeving omtrent de radiologische impact van kerncentrales op de omgeving in belangrijke mate gewijzigd. Zo stelt de nieuwe richtlijn 2010-106 [REF SF14-2] van het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC) dat de rapporteringsmethode aangepast moet zijn aan de ISO 11929-norm en de Euratom-aanbeveling 2004/2 [REF SF14-1]. Het FANC legt in de nota ook de methodologie vast waarmee de vrijgekomen radioactieve straling in de omgeving bepaald kan worden.

Rapporteringsmethode

De aangepaste rapporteringsmethode wordt begin 2011 ingevoerd en heeft sindsdien grote gevolgen gehad voor de aangegeven lozingen. Verschillende voordien niet-gedetecteerde radioactieve isotopen worden nu wel systematisch aangegeven. De C14-lozingen worden niet gemeten maar conservatief ingeschat.

Eveneens van toepassing zijn de Amerikaanse *U.S.NRC Regulatory Guides 1.23 Meteorological monitoring programs for nuclear power plants* en de *R.G. 1.21 Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste*. Deze zijn de laatste tien jaar geactualiseerd. Beide teksten werden als *applicable rules* beschouwd.

Off-site monitoringprogramma

In 2009 laat Electrabel weten te willen starten met de ontwikkeling van een off-site monitoringprogramma voor zowel Doel als Tihange. De doelstellingen klinken als volgt:

- Nagaan wat op lange termijn de impact van de kerncentrale op de omgeving is

- Behouden en verder ontwikkelen van de opgedane expertise in stralingsmeting
- Communiceren over de impact op de omgeving en het milieu

Midden 2012 formuleert Electrabel een concreet voorstel, onder meer rekening houdend met mogelijke meetpunten en radiologische referenties. Voor de gespecialiseerde metingen wordt een beroep gedaan op SCK-CEN. Het programma gaat begin 2014 van start.

On-site monitoringprogramma

Vanaf 2011 maakt Doel ook werk van de formalisering en uitbreiding van het on-site monitoringprogramma. Dit houdt onder meer de controle in op een mogelijke contaminatie van de daken, de doorgangen, het grondwater, het regenwater en zijn sedimenten. Door dit te doen komt Doel ook tegemoet aan de twee verbeteringsvoorstellen die blijken uit het assessment van SF14 bij Doel 3 (geen geïntegreerd on-site monitoringsysteem, geen meting van het regenwater).

Het on-site monitoringprogramma speelt een belangrijke rol in de bewustwording rond de reële impact van de site op het milieu. De metingen laten immers een correct beeld zien, en de resultaten zijn heel bevredigend. De radiologische impact van de site is dus heel beperkt.

Opvolging beschikbaarheid stralingsmonitorketens

Doel beschouwt de beschikbaarheid van de stralingsmonitorketens als prioritair. Opvolging gebeurt door een KPI Tier 3-indicator. Uit deze KPI blijkt dat er afwijkingen op het RMS worden vastgesteld. Dit blijft een aandachtspunt.

Alcalisilicaatreactie in beton afvaltank

Het belangrijkste feit op het vlak van de behandeling van effluënten, gedurende de laatste tien jaar, is de alcalisilicaatreactie (ASR) in het beton van de afvalvaten. Het probleem treft alle reactoren in Doel, en was intussen voldoende aanleiding om de licentie in te trekken. Het gevolg is dubbel: Doel moet een nieuwe licentie aanvragen op basis van een aangepast productieproces, en intussen moet er meer opslagcapaciteit gevonden worden. Dit is duidelijk een aandachtspunt voor de organisatie.

ALARA-principe

De toegepaste organisatorische en managementsystemen verzekeren een ALARA-beheer van de radioactieve effluënten. Tijdens de onderzochte referentieperiode vond de reorganisatie NUC 21+ plaats. Het had een duidelijk positief effect, aangezien ze de algemene organisatie gevoeliger maakte voor het ALARA-beheer van de behandeling van radioactieve effluënten en de aanverwante radioactieve lozingen op het hele nucleaire productiepark.

6.14.3 Assessment

6.14.3.1 Algemene bevindingen

Radiologische bronnen

Gezien over de laatste tien jaar vertoonde de kern van Doel 4 een vrij constante activiteit. De kwaliteit van het primaire koelwater blijkt heel goed, met scherpe KPI-drempelwaarden en een activiteit die vaak onder 1 Bq/g ligt. De lekken in het koelsysteem van de reactor (RCS) zijn volledig onder controle, en de voortdurend strengere normen op dit vlak worden telkens gehaald.

Radioactieve lozingen

De radioactieve lozingen, die volgens het ALARA-principe (zie boven) beheerd worden, zijn in Doel de voorbije tien jaar constant en zeer ver onder de Belgische reglementaire limiet gebleven. De radiologische impact op de bevolking ligt veel lager dan de wettelijk toegelaten limiet van 1 mSv per jaar.

Het blijft moeilijk om te vergelijken met de andere centrales in Europa. Door de verschillende meetmethoden bestaat er immers geen Europees gemiddelde. Na publicatie van het KB van 20 juli 2001 – 'Algemeen reglement op de bescherming van de bevolking, van de werknemers en het leefmilieu tegen het gevaar van de ioniserende stralingen' – heeft Electrabel in 2002 een evaluatie gemaakt van de reële impact van de radioactieve lozingen.

De totale effectieve dosis opgelopen door de bevolking te wijten aan de routinelozingen van de kerncentrale Doel wordt ieder jaar berekend. Bij de berekening wordt uitgegaan van een conservatieve waarde voor C14 ongeacht het geproduceerde vermogen. Voor 2014 is de dosis voor het meest kritische individu, evenals het gemiddelde over 2005-2014, lager dan 2% van de wettelijke limiet en minder dan ongeveer 5% van de TechSpecs-limiet. Uit deze evaluatie blijkt dat ruim 90% van de effectieve dosis in de omgeving het gevolg is van lozingen in de lucht, voornamelijk van C14.

In 2009-2010 berekende het Studiecentrum voor Kernenergie (SCK•CEN) wat de radiologische impact is op de fauna en flora. De resultaten (zie TJH Doel 3 Syntheserapport) geven aan dat de lozingslimieten in Doel de fauna en flora op afdoende wijze beschermen.

Permanente meting radioactiviteit

De stralingsmonitorsystemen van Doel 4 zijn volledig conform Artikel 35 van het Euratom-Verdrag, dat stelt dat elke lidstaat over de nodige apparatuur moet beschikken om de radioactiviteit in de lucht, het water en de bodem permanent te meten en te vergelijken met de grenswaarden.

Monitoring radioactiviteit en bestraling

Het monitoringprogramma van het FANC laat zien dat de radiologische impact van Doel op de omgeving en het milieu te verwaarlozen is. De centrale respecteert alle opgelegde stralingslimieten. Daarnaast heeft de centrale een extra programma ontwikkeld om de besmetting op te volgen, een positieve evolutie.

Publicatie milieugegevens

De scope en het detailniveau van de door Electrabel gepubliceerde gegevens zijn vergelijkbaar met de publicaties van andere Europese uitbaters. De naleving van het *Eco Management & Audit Scheme* (EMAS) is een van de belangrijkste pijlers voor publieke communicatie. Dit aspect werd bestudeerd in het kader van de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 3.

Behandeling effluënten

De behandeling van effluënten is als beoordelingselement vooral van belang voor de Water- en Afvalbehandelingsinstallatie (WAB), en werd reeds bestudeerd in het kader van de Tienjaarlijkse Herziening (TJH) van Doel 3. Daaruit is gebleken dat de behandeling van effluënten conform de normen gebeurt.

De stralingsbeschermingsdienst geeft finale toelating voor vrijgave van vloeistoffen uit het WAB en voldoet hiermee aan de vereisten in art.23 van KB 20/07/2001.

Betrokkenheid medewerkers

Alle nodige organisatiesystemen zijn erop voorzien om een goed management van de radioactieve effluënten mogelijk te maken. Het programma NUC 21+ (2006) leverde daarin een belangrijke bijdrage.

6.14.3.2 Sterktes

Uit het assessment *Radiological impact on the environment* (SF14) is gebleken dat Doel 4 de volgende sterktes vertoont:

✓ **De vrijgavelimieten voor radioactieve effluënten zijn verlaagd**

Het activiteiten-alarmniveau van de meetsystemen in de kring die effluënten van de machinezaal (MAZ) naar de vloeistoftank van de machinezaal (GSL) transporteert, is verlaagd van 0,185 naar 0,075 MBq/m³. Deze verlaging is bedoeld om bodembesmetting door mogelijke lekken in leidingen te voorkomen.

✓ **De milieuprocessen zijn EMAS-gecertificeerd**

Het milieucertificeringslabel EMAS (*Eco Management & Audit Scheme*) wordt proactief nageleefd.

✓ **Stralingsbeschermingsdienst waakt over vrijgave potentieel radioactieve vloeistoffen**

De dienst Stralingsbescherming speelt een actieve rol bij de toelating van de vrijgave van vloeistoffen uit het WAB.

✓ **Radioactieve gasen worden zo lang mogelijk gestockeerd voor maximaal verval**

De radioactieve gasen blijven zo lang mogelijk in de afvaltanks, langer dan de procedure voorschrijft.

6.14.3.3 Mogelijke verbeteringen

Op basis van het globale assessment van Doel 4 werden de volgende mogelijke verbeteringen geselecteerd:

✓ **SF14-6: Invloed onderzoeken van het gebruik van de Tihange-isotopenvector in plaats van de KCD-vector**

Indien de invloed significant is worden de radiologische impactstudies herdaan met de juiste vector.

✓ **SF14-8: De radiologische impactstudies worden geactualiseerd rekening houdend met de aangepaste meteogegevens en de aangepaste voedingsgewoontes**

Met de actie D3 SF14-5, die voor Doel 3 reeds is uitgevoerd, zijn de computermodellen reeds aangepast rekening houdend met de nieuwe weersomstandigheden. De aangepaste isotopenvector wordt enkel toegepast indien de verschillen significant zijn.

✓ **SF14-10: Hoofdstuk 3A van het Veiligheidsrapport in lijn brengen met de laatste revisie van RG 1.21 en RG 1.23**

Het betreft revisie 2 van RG 1.21 en revisie 1 van RG 1.23. Er wordt gebruik gemaakt van de analyse van ECNSD.

✓ **SF14-12: Aanpassen van de detectielimieten voor radioactieve lozingen in het Veiligheidsrapport conform de Euratom-aanbeveling 2004/02**

Bepaalde in het Veiligheidsrapport vermelde detectielimieten moeten voldoen aan de Euratom-aanbeveling 2004/02, en overschrijden de aanbevolen waarden. De reële detectielimieten zijn wel lager dan de door Euratom aanbevolen bovengrenzen. Zelfde actie als **D3-SF14-6**.

✓ **SF14-14: Opstellen van een System Health Report voor de RM-systemen**

De huidige werkwijze laat niet toe om conclusies te trekken over een onbeschikbaarheidstrend voor de Tech-Spec-monitoring van de radioactiviteit (RMS) voor de eenheid Doel 4, terwijl RMS een veiligheidsgerelateerd systeem is. Er moet een system health report voor de RM-ketens opgesteld worden. Zelfde actie als **D3-SF14-7**.

6.14.3.4 Actieplan PSRII Doel 3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF14-1: Opzetten proces voor de periodieke update van de inventaris van de radioactieve bronterm**

Opzetten van een proces om de inventaris van de radioactieve brontermen periodiek te updaten zodat ze onmiddellijk beschikbaar zijn bij noodsituaties.

✓ **D3-SF14-10: Opstellen van een geïntegreerd programma voor milieubewaking**

De radiologische aspecten zijn nog niet opgenomen in het milieu beheersprogramma (EMAS). Dit programma is een uitstekend hulpmiddel voor continue verbetering.

✓ **D3-SF14-11: Ontwikkeling van een meting voor de opvolging van de radioactieve besmetting van het regenwater**

Een radioactieve meting van het regenwater verschaft bijkomend inzicht in mogelijke radioactieve lozingen die door de regen worden weggewassen. Het is de bedoeling om met een haalbaarheidsstudie te evalueren of dit redelijkerwijze mogelijk is.

✓ **D3-SF14-12: Finaliseren van de procedure voor de periodieke controle van de concentratie van radio-isotopen in het grondwater**

Op basis van ervaringsberichten werden reeds metingen uitgevoerd. Deze moeten nog opgenomen worden in een periodiek programma.

✓ **D3-SF14-14: Opstellen van een beleid om het RMS-alarmniveau te bepalen**

Opstellen van een schriftelijk beleid op de site voor de bepaling van het RMS-alarmniveau in alle installaties van Doel, rekening houdend met de lozingsdoelstellingen (ALARA).

✓ **D3-SF14-17: Aanpassen van het veiligheidsrapport met de demografische resultaten uit de milieueffectenrapporten**

De demografische resultaten uit het MER zijn actueler dan deze uit het veiligheidsrapport.

✓ D3-SF14-23: Promoten van het ALARA-beleid voor radioactief afval

Hoewel de verplichting om een ALARA-niveau voor radioactieve lozingen en vast afval toe te passen is opgenomen in het veiligheidsrapport, worden de medewerkers niet voldoende aan dit principe herinnerd.

6.14.3.5 Interfaces met andere veiligheidsfactoren of projecten

De resultaten van dit assessment (SF14) werden besproken met de assessorteams van *Safety Performance* (SF8), *Use of experience from other plants and research findings* (SF9) en *Organization and administration* (SF10).

Sommige gebeurtenissen waren onderwerp van gesprek tussen de assessoren van SF9 en SF14. Het element van de review over de radioactieve lozingen is gemeenschappelijk met SF8.

6.14.4 Werkwijze

Het assessment *Radiological impact on the environment* (SF14) bij Doel 4 is stapsgewijs tot stand gekomen. Hieronder volgt een overzicht van de verschillende stappen.

1 Afbakenen van de scope

Het assessment SF14 onderzoekt hoofdzakelijk een normale uitbating, m.a.w. geen noodsituaties (zie SF13) en geen radiologische studies in ongevalsituaties (zie SF5). Wel is het zo dat de uitrusting en de procedures voor een normale uitbating de basis vormen voor de noodzakelijke maatregelen bij noodsituaties. De resultaten van dit assessment kunnen bijgevolg heel relevant zijn voor andere veiligheidsfactoren. De voorgestelde scope voor Doel 4 houdt ook rekening met de ervaring opgedaan bij de assessments van Doel 3 en Tihange 2.

2 Uitbreiden van het beoordelingsveld

Geïnspireerd door de IAEA OSART Guidance (Behandeling van effluënten en betrokkenheid van personeel) [REF ALG-6] en op basis van het document *Scope and Methodology* [REF ALG-2] werd het beoordelingsveld uitgebreid en vervolledigd. Zowel de processen als de resultaten werden in beschouwing genomen.

3 Onderzoeken van alle beoordelingselementen

- Potentiële bronnen van radiologische impact en de bijbehorende afscherming en opsluiting
- Lozingslimieten van effluënten: lozingen, impact op de bevolking, berekeningsmethodiek
- Gegevens van radiologische lozingen: stralingsmonitoring, detectielimieten, meetmethodes, opgevolgde radionucliden
- Opvolging van besmettings- en stralingsniveaus in de omgeving
- Alarmsystemen voor ongeplande lozingen uit de installatie
- Behandeling van gasvormige en vloeibare effluënten: geschiktheid van de uitrusting voor ALARA en best-available-technology van de effluënten
- Betrokkenheid van de medewerkers: organisatie en opleiding

4 Afchecken met assessments van Doel 3

Voor een aantal beoordelingselementen die reeds onderzocht werden bij de assessments van Doel 3, werden geen nieuwe gegevens verwacht in relatie tot Doel 4. Het gaat met name over:

- Impact van lozingen op fauna en flora
- Publicatie van milieugegevens en vergelijking met rapporten van Electricité de France (EDF)
- Wijzigingen in het gebruik van gebieden rond de site: impactstudie op de bevolking

7 Globale assessment en resulterend actieplan

7.1	Werkwijze.....	133
7.2	Globale assessment.....	136
7.3	Actieplan.....	137

7 Globale assessment en resulterend actieplan

In de globale evaluatie wordt de nucleaire veiligheid van de eenheid beoordeeld aan de hand van de significante resultaten uit de assessments van de 14 veiligheidsfactoren.

7.1 Werkwijze

Alle bevindingen, sterktes en mogelijke verbeteringen van de 14 veiligheidsfactoren worden samengebracht. Voor de mogelijke verbeteringen worden acties voorgesteld. Op basis van het veiligheidsbelang en de vereiste middelen wordt beslist of een voorgestelde actie al dan niet deel uitmaakt van het actieplan voor de eenheid.

7.1.1 Rangschikken naar veiligheidsbelang

Niveaus van veiligheidsbelang

De acties worden gerangschikt volgens hun veiligheidsbelang. Dit wordt uitgedrukt in één van de volgende vier niveaus:

Niveau	Veiligheidsbelang
4	hoog
3	middelhoog
2	middellaag
1	laag

Overzicht van het proces

De acties worden in drie stappen gerangschikt. Elke stap wordt hieronder toegelicht.



1 Mogelijke verbeteringen rangschikken naar referentiekader

De mogelijke verbeteringen worden gerangschikt volgens hun oorsprong en omvang in het referentiekader van de betrokken veiligheidsfactoren. Dat referentiekader bestaat uit de volgende elementen:

- bindende Belgische en Europese regels

- toepasselijke regels in het Veiligheidsrapport
- referentieregels in het Veiligheidsrapport
- internationale richtlijnen
- codes en normen
- goede praktijken

2 Acties voorstellen en rangschikken naar veiligheidsbelang

Daarna worden voor de mogelijke verbeteringen acties voorgesteld. Deze acties worden gerangschikt naar veiligheidsbelang. Acties kunnen maximaal één niveau stijgen ten opzichte van het niveau dat de mogelijke verbetering in stap 1 heeft gekregen. Dit kan alleen in de volgende gevallen:

- De actie versterkt het eerste niveau van *defence in depth* uit INSAG-10, *prevention of abnormal operation and failures*, en heeft dus een preventief karakter [REF ALG-4].
- De actie heeft een significant voordeel vanuit een probabilistisch standpunt met betrekking tot de kans op het voorkomen van een begingebuurtenis, de kans op kernschade, of de kans op grote radiologische lozingen.

3 Beoordelen van de acties door een team van experts

De finale rangschikking van de acties gebeurt door een multidisciplinair team van experts met ruime kennis van bedrijfsvoering, ontwerp en veiligheidsdeskundigheid. Dit team bevat leden uit het Electrabel-management die onafhankelijk zijn van het TJH-projectteam. Het team beoordeelt grondig de rangschikking van de acties uit de tweede stap en kan het niveau bevestigen, of verhogen of verlagen met maximaal één veiligheidsniveau.

7.1.2 Rekening houden met de vereiste middelen

De vereiste middelen van een actie bestaan uit volgende elementen:

- de investeringskost (hardware, technische studie)
- de werkbelasting van het Electrabel-personeel
- de mogelijke extra kost die de complexiteit of het implementatierisico van de actie met zich brengen

Ook voor de vereiste middelen van een actie worden vier niveaus gehanteerd:

Niveau	Vereiste middelen
4	hoog
3	middelhoog
2	middellaag
1	laag

7.1.3 Resultaat: beslissingsmatrix

Met het veiligheidsbelang en de vereiste middelen als assen ontstaat een beslissingsmatrix waarbinnen de voorgestelde acties gerangschikt worden.

Vereiste middelen				
hoog 4	niet opgenomen	niet opgenomen	niet opgenomen	te beslissen
middelhoog 3	niet opgenomen	te beslissen	te beslissen	te beslissen
middellaag 2	niet opgenomen	te beslissen	te beslissen	uit te voeren
laag 1	niet opgenomen	te beslissen	uit te voeren	uit te voeren
	laag 1	middellaag 2	middelhoog 3	hoog 4
Veiligheidsbelang				
Legende				
• Uit te voeren: de actie wordt uitgevoerd. • Te beslissen: er is een doorgedreven besluitvorming nodig die rekening houdt met de geïdentificeerde sterktes. • Niet opgenomen: de actie wordt niet uitgevoerd.				

Beslissingsmatrix

7.2 Globale assessment

Na evaluatie van de resultaten van alle 14 assessments zijn de volgende acties geselecteerd en opgenomen in het actieplan. De focus ligt op die acties die de grootste impact hebben op de verbetering van de nucleaire veiligheid.

Vereiste middelen				
hoog 4		SF2-7		SF6-3
middelhoog 3		SF14-14	SF3-2	
middellaag 2		SF4-10, SF7-1, SF7-2, SF8-1, SF9-3, SF9-6	SF3-1, SF7-7, SF9-5, SF13-3	SF5-1, SF5-14, SF7-3
laag 1	SF5-2, SF14-8	SF1-1, SF3-4, SF5-13, SF14-6, SF14-10, SF14-12	SF3-3, SF5-5, SF5-12, SF7-5, SF9-1	
	laag 1	middellaag 2	middelhoog 3	hoog 4
Veiligheidsbelang				

Beslissingsmatrix met verbeteracties

7.3 Actieplan

Hieronder volgt een overzicht van alle geselecteerde acties per veiligheidsfactor (SF). Het actieplan wordt uitgevoerd over een periode van vijf jaar. Voor Doel 4 moet het ten laatste tegen augustus 2020 uitgevoerd zijn.

7.3.1 SF1 – Plant Design

- ✓ **SF1-1: Documenteren van de limietwaarden voor de parameters gebruikt in de ontwerpbasis**

Documenteren van de limietwaarden voor de parameters gedefinieerd in 10CFR50.2 en gebruikt in de ontwerpbasis. Hiertoe wordt naar analogie met Tihange een zoekhandleiding opgesteld die moet toelaten om alle ontwerpdocumenten bij TE terug te vinden. Zelfde actie als **D3-SF1-3**.

7.3.2 SF2 – Actual Condition of Systems, Structures and Components

- ✓ **SF2-7: De nieuwe organisatie 'Engineering' voorziet meer mankracht om de specifieke taken rond System Health Reports (SHR's) in te vullen**

7.3.3 SF3 – Equipment Qualification

- ✓ **SF3-1: Opstellen van kwalificatierapporten voor de actieve veiligheidsgebonden pompen en ventilatoren**

Opstellen van kwalificatierapporten voor alle actieve veiligheidsgebonden pompen en ventilatoren aan de hand van bestaande stressrapporten, testrapporten en informatie van de originele fabrikant. Zelfde actie als **D3-SF3-1**.

- ✓ **SF3-2: Opstellen van kwalificatierapporten voor alle actieve veiligheidsgebonden afsluiters met hun aandrijving**

Aan de hand van bestaande kwalificatierapporten en informatie van de originele fabrikant nagaan of de combinatie van afsluiter en aandrijving voldoende gekwalificeerd is. Zelfde actie als **D3-SF3-2**.

- ✓ **SF3-3: Stralingsdosissen in bruikbare vorm beschikbaar stellen voor kwalificatiebepaling**

Stralingsbescherming beschikt over schema's en databanken waar de straling tijdens normale uitbating kan gevonden worden. Er zijn eveneens schema's waarop de straling na accident kan uit afgeleid worden. Om te bepalen aan welke gecummuleerde stralingsdosis de opgestelde tuigen moeten voldoen moeten deze gegevens geïnterpreteerd en gecombineerd worden. Deze oefening wordt eenmalig gedaan zodat bij latere kwalificatievraagstukken steeds kan teruggevallen worden op deze nieuwe overzichten.

✓ **SF3-4: De lijst van de 1E3-meetinstrumenten up to date brengen en valideren**

Overwegen om deze 1E3-lijst op te nemen in het Veiligheidsrapport zoals 1E1 en 1E2. De levensduurdatabank of zijn opvolger aanvullen indien nodig.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF3-6: Controle elastomeren buiten reactorgebouw op stralingsbestendigheid (SF3-extra 2)**

Voor de elastomeren in kritische componenten buiten het reactorgebouw wordt er geverifieerd dat de berekende dosis in accidentomstandigheden lager ligt dan de voor deze elastomeren toegelaten dosis.

7.3.4 SF4 – Ageing

✓ **SF4-10: Noodzaak evalueren en zo nodig opstellen van een Ageing Summary voor rubber balgen en leidingen**

De keuze wordt gemaakt in het ageing-coördinatiecomité. Het betreft hier de kritische rubber balgen en de kritische flexibele leidingen.

7.3.5 SF5 – Deterministic Safety Analysis

✓ **SF5-1: Uitvoeren van een plant specifieke SGPB-rechtvaardiging voor KCD4 (JNR)**

Uitvoeren van een plantspecifieke SGPB-rechtvaardiging voor KCD4 (JNR). Deze wordt gebaseerd op de plantspecifieke studie CNT 3 door middel van een sensitiviteitsanalyse om de procedurele verschillen tussen KCD 4 en CNT 3 in rekening te brengen, of op de resultaten van de plantspecifieke studie KCD3. De rechtvaardiging wordt gedocumenteerd in het Veiligheidsrapport.

✓ **SF5-2: Evalueren van lozingen ten gevolge van faling van een tank met radioactieve vloeistoffen**

De radioactieve lozingen door falen aan vloeistoftanks en de evaluatie opnemen in het Veiligheidsrapport. Zelfde actie als voor **D3-SF5-1**.

✓ **SF5-5: Verantwoording van het niet onderzoeken van de operatorfout bij onvrijwillige boorverdunning**

Verantwoording in het veiligheidsrapport toevoegen die aangeeft dat er op een ontijdige boorverdunning door een operator meerdere waarschuwingen en signalen volgen. Enkel als die genegeerd worden, leidt deze fout mogelijk tot een faling. Het is hierdoor niet nodig om een operatorfout als enkelvoudige fout in rekening te brengen. Zelfde actie als **D3-SF5-4**.

✓ **SF5-12: Uitvoeren van een nieuwe radiologische gevolgstudie voor de voedingswaterleidingbreuk**

Er wordt rekening gehouden met de actuele aannames rond het spiking-model, de specifieke primaire activiteit, de maximale lek primair-secundair en de duur van de transiënt. Deze studie wordt gedocumenteerd in het Veiligheidsrapport.

✓ **SF5-13: Besluiten uit level 2 PSA Doel 4 ook evalueren op toepasselijkheid voor Doel 3**

Nagaan van de toepasselijkheid op Doel 4 van procedurele verbeteringen die het resultaat zijn van de Doel 3 PSA level 2. Uitvoeren van de toepasselijke verbeteringen.

✓ **SF5-14: Aanvullen van het BK-strategiedocument met Severe Accident-scenario's voor de splijtstofdokken en stilstandtoestanden**

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF5-18: Kwalificeren van de N16 metingen op de stoomleidingen op D3 (SF5-extra 1)**

Het enige overblijvende engagement van de generieke stoomgenerator pijpbreukstudies wordt hiermee afgewerkt.

7.3.6 SF6 – Probabilistic Safety Assessment

✓ **SF6-3: Volledig uitvoeren PSA actieplan zoals vastgelegd voor Doel 3 maar toegepast op Doel 4**

Zelfde actie als **D3-SF6-1**. Na de uitgifte van het PSR Syntheserapport zijn de OFI's die door Jacobsen Engineering zijn bepaald opnieuw geëvalueerd door TE en Electrabel. Verschillende OFI's werden extra toegevoegd in het PSA actieplan. Zelfde actie als **D3-SF6-10003**. De verdere planning, opvolging en rapportering van deze actie gebeurt via de werkgroep PSA.

7.3.7 SF7 – Hazard Analysis

✓ **SF7-1: Nagaan of de NFPA55-norm impact heeft op de stockage van hogedrukgascontainers**

Interne brandhaarden: uitvoeren van een studie om na te gaan of de NFPA55-norm impact heeft op de stockage van hogedrukgascontainers. Zelfde actie als **D3-SF7-4**.

✓ **SF7-2: Representativiteit van de externe weerstations nagaan aan de hand van de eigen weerstations op de site**

IMDC heeft een statistische studie uitgevoerd van de diverse meteo-omstandigheden. Hiervoor werd gebruik gemaakt van metingen in Woensdrecht, Deurne en Vlissingen. Er wordt onderzocht in welke mate deze representatief zijn voor KCD. De beschikbare KCD meteo-gegevens worden vergeleken met de gebruikte metingen in de IMDC-studie.

De meteogegevens die beschikbaar zijn in de noodplankamer worden opgenomen in de lijst van definitief te bewaren parameters. Zo blijven deze beschikbaar voor latere analyses.

✓ **SF7-3: Controle beschikbare marges bij overschrijden meteorologische ontwerptemperaturen**

De SSC die geïmpacteerd worden door extreme temperaturen zijn geïdentificeerd. In het geval van het overschrijden van een limiet moeten de nodige acties getriggerd worden. Deze zijn beschreven in de KCD studie 'Uitbating site Doel tijdens hittegolf'. De beschikbare marges tegenover de verhoogde waarden worden geëvalueerd. Zo nodig worden marges vrijgemaakt en bijkomende acties gedefinieerd.

✓ **SF7-5: Studie van de gevolgen van een explosie op de site**

Er wordt een analyse uitgevoerd van het nucleaire risico van een explosie van de volgende mogelijke explosiebronnen:

- WPG gasopslagplaats (lokaal 032)
- Propaan opslagplaats HSK
- Opslagplaats telgas (achter WAB 300)
- Waterstof opslagplaats aan de WAB
- Opslagplaats acetyleen aan de WAB
- Opslagplaats van brandbare producten MOB (lokaal 010)
- Opslagplaats brandbare gassen (lokaal 001 => 007)

De explosie wordt gemodelleerd en het effect (overdruk) op de veiligheidsgebonden structuren wordt berekend. Het risico van de scenario's die aanleiding geven tot een overschrijding van de weerstand van de gebouwen wordt opgeteld bij het explosierisico van externe bronnen (reeds in actieplan CNT2).

✓ **SF7-7: Methodologie ontwikkelen om onafhankelijke gebeurtenissen te combineren en evalueren**

Dit moet in overeenstemming zijn met de methodologie die gebruikt is voor de klassificatie en kwalificatie van het BUM (bijvoorbeeld seïsme en hevige wind). Hiertoe wordt een werkgroep gestart met KCD, CNT, ECNSD en TE. De methodologie wordt geschreven door TE.

- Er zullen een kick off-vergadering (brain storm session) en twee vergaderingen zijn om de methodologienota verder af te werken en goed te keuren.
- Er wordt één test case per entiteit uitgewerkt.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF7-2: Integreren van de IEEE 1202-norm of zijn Europese equivalent in de aankoopspecificaties voor nieuwe kabels en optische vezels**

Interne brandhaarden: integratie van de IEEE 1202 norm of Europese equivalent in de aankoopspecificaties voor nieuwe kabels en optische vezels.

✓ **D3-SF7-extra 1: Uitvoeren van een haalbaarheidsstudie voor installatie extra branddetectoren in ventilatiekringen in het reactorgebouw**

Door bijkomende detectoren te voorzien in de grote VE kanalen in het reactorgebouw heeft men een back-up voor de bestaande branddetectie. Door de grote debieten is dit mogelijk niet haalbaar. Bovendien moeten ontijdige alarmen voorkomen worden om een gepaste respons door de operatoren te blijven garanderen. Deze actie beperkt zich tot de haalbaarheidsstudie. Indien uit een andere analyse zou blijken dat zulk back up systeem bijdraagt tot de nucleaire veiligheid wordt de installatie van uit dat andere project gestart.

✓ **D3-SF7-8: Aanpassen van de procedures voor gebruik van ademluchtflessen conform de aanbevelingen in RG 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor het gebruik van ademluchtflessen conform de aanbevelingen in RG 1.189.

✓ **D3-SF7-9: Aanpassen van de procedures voor leverancierscontrole conform de aanbevelingen in RG. 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor leverancierscontrole conform de aanbevelingen in RG. 1.189.

✓ **D3-SF7-extra 2: Inventariseren en documenteren van afwijkingen in de installatie met betrekking tot brandvaste deuren**

Er zijn brandvaste deuren die niet volledig conform zijn met de reglementering of die niet getest kunnen worden. Deze afwijkingen worden geïnventariseerd, waar mogelijk gejustificeerd en zo nodig wordt er een project gestart om de deuren te vervangen.

✓ **D3-SF7-11: Aanpassen van de procedures voor de brandwacht conform de aanbevelingen in RG 1.189**

Interne brandhaarden: aanpassen van de procedures en praktijken voor de brandwacht conform de aanbevelingen in RG 1.189.

✓ **D3-SF7-19: Nagaan of het sluiten van de brandluiken impact heeft op de opbouw van een explosieve waterstofatmosfeer in de batterijlokalen**

Interne explosies: nagaan of het sluiten van de brandluiken impact heeft op de opbouw van een explosieve waterstofatmosfeer in de batterijlokalen.

✓ **D3-SF7-12: Opvolgen van de ontwikkelingen in de industriële omgeving in de nabijheid van de kerncentrale Doel (SF7-35, 37, 38, 39, 47, 48, 49)**

Opvolgen van de industriële ontwikkelingen in de omgeving van kerncentrale Doel, zoals Seveso bedrijven, containerterminals, logistieke parken, Verrebroekdok, Deurganckdok, Saeftinghedok, Liefkenshoek-treinverbinding, verdieping van de Westerschelde, spoorwegverbindingen, en wegtransporten.

✓ **D3-SF7-7: Definiëren van de meteorologische parameters en identificeren van de SSC's die hierdoor beïnvloed worden (SF7-extra 4)**

De meteorologische parameters gekoppeld aan de ontwerpbasis worden eenduidig vastgelegd. Voor elke meteorologische parameter wordt aangegeven welke veiligheidsgebonden uitrustingen en structuren voor hun ontwerp afhankelijk zijn van deze parameter.

✓ **D3-SF7-15: Evalueren impact electromagnetische interferentie bij nieuwe projecten (SF7-55)**

Evalueren van de impact van electromagnetische interferentie bij nieuwe projecten en wijzigingen. De bekabeling en aarding van elektrische installaties moet getoetst worden aan de aanbevelingen van IEC/TR 6 1000-5-2.

✓ **D3-SF7-15: Documenteren waarom voor de bestaande installatie geen Electromagnetische Interferentie metingen uitgevoerd worden (SF7-extra 4)**

7.3.8 SF8 – Safety Performance

✓ **SF8-1: Herevaluatie van de prestatie-indicatoren uitgaande van IAEA TecDoc 1141 'Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power'**

Dit gebeurt in overleg met Tihange en Electrabel Corporate als voorbereiding op de WANO Corporate Peer Review 2016. De invoering van de acties is voorzien in oktober 2015.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF8-15: Selecteren van bijkomende indicatoren voor Plant operates with low risk**

Selecteren van bijkomende indicatoren zoals voorgesteld in IAEA TECDOC 1141 om het attribuut Plant operates with low risk nauwkeuriger te dekken.

✓ **D3-SF8-16: Opstellen van een procedure voor de bepaling van KPI's voor radioactieve lekken**

Er bestaat geen procedure die de methodologie beschrijft om de nagestreefde KPI's voor radioactieve lekken af te leiden en te updaten. Deze verbetering wordt ook in de veiligheidsfactor *Radiological impact on the environment* vermeld.

✓ **D3-SF8-3: Verder uitlijnen van de prestatieindicatoren op IAEA TECDOC 1141 (SF8-extra 1)**

Het attribuut 'Plant operates with low risk' wordt vervolledigd. Er worden ook bijkomende indicatoren ontwikkeld betreffende veroudering van de uitrustingen, correctief onderhoud, oorzaakgerelateerde indicatoren voor significante incidenten m.i.v. menselijke fouten, recurrentie van gebeurtenissen en de performantie van het self-assessment.

7.3.9 SF9 – Use of Experience from other Plants and Research Findings

✓ **SF9-1: Afspraken omtrent ervaringsbeheer met TE en LBE verduidelijken en formaliseren in een document (actie Corporate)**

Dit moet bevatten:

- Duidelijke en precieze omschrijving van de missie
- Lijst met verwachtingen

- Rollen en verantwoordelijkheden
- Verwachte resultaat inclusief tijdigheid en criteria voor evaluatie
- Hoe er overlegd zal worden (in/uit en uitwisseling)

✓ **SF9-3: De initiële screening van externe voorvallen verbeteren**

Het belangrijkste doel is de subjectiviteit van de eerste screening beperken. De verdere synergie tussen KCD en CNT wordt verhoogd alsook deze van Corporate.

✓ **SF9-5: Verbeteren van het proces van de screening van de IRS'en**

Dit gebeurt samen met beide sites en TE, met een grotere focus op ontwerp en de hieraan gekoppelde analyse diepgang. Dit alles wordt beschreven in Electrabel procedures met linken naar TE procedures.

✓ **SF9-6: Formaliseer de missie en activiteiten van het PSI-comité**

Dit alles neerschrijven in een document (inclusief rollen, verantwoordelijkheden, competenties, interacties, enzovoort).

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF9-4: Onderzoeken van de effectiviteit van toegepaste verbeteringsmaatregelen**

Onderzoeken of de effectiviteit van toegepaste verbeteringsmaatregelen toereikend is en of de maatregelen zullen voorkomen dat een gebeurtenis zich voordoet of zich herhaalt. In 2011 is hiervoor een procedure opgesteld. De eerste stap is de evaluatie van de verbeteringsmaatregelen die volgden op de incidentrapporten van het vorige jaar.

✓ **D3-SF9-5: Identificeren en voorkomen van herhaling van ongewenste gebeurtenissen**

Identificeren van ongewenste gebeurtenissen en voorkomen dat ze herhaald worden. Het operationele ervaring-proces in Doel moet gelijksoortige of herhalende gebeurtenissen onderzoeken en identificeren om de effectiviteit van de eventuele al toegepaste verbeteringsmaatregelen te beoordelen en om neerwaartse trends te identificeren. Voor die beoordeling en evaluatie moeten KPI's opgesteld en geëvalueerd worden.

✓ **D3-SF9-1: Integratie van ervaring uit andere processen in het ervaringsbeheer (SF9-extra 1)**

Ervaringsbeheer is veel meer dan de analyse van interne en externe ervaringsberichten. Intern de eigen organisatie zijn er vele processen die continu de eigen ervaringen samenbrengen, evalueren en verbeteringen starten. Enkele voorbeelden zijn: opvolging rework, After Action Review, System Health Reports, analyse oliestalen,... Een nieuw document zal beschrijven welke bestaande processen bijdragen tot het ervaringsbeheer.

7.3.10 SF10 – Organization and Administration

Aangezien de resultaten van het assessment 'Organization and Administration' (SF10) in lijn zijn met de industriestandaarden zijn er evenmin specifieke verbeteringen geïdentificeerd. Eventuele acties worden verder opgevolgd in het kader van de continue verbetering.

7.3.11 SF11 – Procedures

Op basis van het globale assessment werden geen mogelijke verbeteringen specifiek voor Doel 4 geselecteerd.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ D3-SF11-1: Multidisciplinair nazicht van procedures beter specificeren

Nauwkeuriger definiëren van de verdeling van de taakinhoud bij multidisciplinair nazicht door de verschillende vertegenwoordigers van het PORC/SORC. De PORC/SORC is een multidisciplinair nazichtorgaan, maar er is niet concreet beschreven wat de verantwoordelijkheden zijn van de leden bij het nazicht van documenten. Om efficiënt te kunnen werken, moeten deze verantwoordelijkheden uitgeschreven worden.

✓ D3-SF11-4: Volledig nazicht van een procedure bij versieverhoging

Als een document een versieverhoging krijgt, wordt nu automatisch de geldigheid ervan verlengd, zonder garantie dat het document ook volledig nagezien is.

✓ D3-SF11-5: Beschrijven van de achtergrond van de drempels in ongevalsprocedures

De achtergrond bij de drempels voor acties tijdens ongevalsprocedures beschrijven. Op dit moment bestaat zo'n document niet. Het opstellen van een document dat de reden van de waarde van de drempels beschrijft, zorgt voor een beter begrip van de ongevalsprocedures en vermijdt dat bij versieverhogingen waarden onterecht aangepast zouden worden.

✓ D3-SF11-2: Beschrijven van de achtergrond van de drempels in enkele incidentprocedures (SF11-extra 1)

De achtergrond bij de drempels voor acties tijdens welbepaalde incidentprocedures beschrijven. Op dit moment bestaat zo'n document niet. Het opstellen van een document dat de reden van de waarde van de drempels beschrijft, zorgt voor een beter begrip van deze incidentprocedures en vermijdt dat bij versieverhogingen waarden onterecht aangepast zouden worden. Deze bijkomende actie zal de incidentprocedures behandelen waarin een overgang naar de ongevalsprocedures voorzien is (kleine SLB, kleine SGPB en kleine LOCA).

7.3.12 SF12 – The Human Factor

Aangezien de resultaten van het assessment *The Human Factor* (SF12) in lijn zijn met de industriestandaarden, zijn er evenmin specifieke verbeteringen geïdentificeerd. Eventuele acties worden verder opgevolgd in het kader van de continue verbetering.

7.3.13 SF13 – Emergency Planning

✓ SF13-3: De instelling van de alarmen op de dosimeters voor de hulpdiensten in KCD en CNT gelijk maken

KCD zal de alarminstelling van de interventiedosimeters aanpassen naar de voorgestelde in de werkgroep overheid, zodra deze effectief ingang zullen hebben.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF13-1: Combinatie van externe niet-nucleaire en nucleaire gebeurtenissen integreren in noodplanoefeningen (SF13-5)**

Beter integreren van noodscenario's voor externe gevaren (zoals een vliegtuigcrash, een aardbeving of een overstroming) in het oefenprogramma voor noodsituaties. Het oefenprogramma van de centrale is in grote mate gericht op nucleaire ongevallen. Er is slechts één oefening per jaar die uitgaat van een combinatie van een nucleaire gebeurtenis met een niet-nucleaire (omgevings)gebeurtenis die ervan losstaat.

7.3.14 SF14 – Radiological Impact on the Environment

✓ **SF14-6: Invloed onderzoeken van het gebruik van de Tihange-isotopenvector in plaats van de KCD-vector**

Indien de invloed significant is worden de radiologische impactstudies herdaan met de juiste vector.

✓ **SF14-8: De radiologische impactstudies worden geactualiseerd rekening houdend met de aangepaste meteogegevens en de aangepaste voedingsgewoontes**

Met de actie D3 SF14-5, die voor Doel 3 reeds is uitgevoerd, zijn de computermodellen reeds aangepast rekening houdend met de nieuwe weersomstandigheden. De aangepaste isotopenvector wordt enkel toegepast indien de verschillen significant zijn.

✓ **SF14-10: Hoofdstuk 3A van het Veiligheidsrapport in lijn brengen met de laatste revisie van RG1.21 en RG 1.23**

Het betreft revisie 2 van RG 1.21 en revisie 1 van RG 1.23. Er wordt gebruik gemaakt van de analyse van ECNSD.

✓ **SF14-12: Aanpassen van de detectielimieten voor radioactieve lozingen in het Veiligheidsrapport conform de Euratom-aanbeveling 2004/02**

Bepaalde in het Veiligheidsrapport vermelde detectielimieten moeten voldoen aan de Euratom-aanbeveling 2004/02, en overschrijden de aanbevolen waarden. De reële detectielimieten zijn wel lager dan de door Euratom aanbevolen bovengrenzen. Zelfde actie als **D3-SF14-6**.

✓ **SF14-14: Opstellen van een System Health Report voor de RM-systemen**

De huidige werkwijze laat niet toe om conclusies te trekken over een onbeschikbaarheidstrend voor de Tech-Spec-monitoring van de radioactiviteit (RMS) voor de eenheid Doel 4, terwijl RMS een veiligheidsgerelateerd systeem is. Er moet een system health report voor de RM-ketens opgesteld worden. Zelfde actie als **D3-SF14-7**.

D3

In het actieplan PSRII Doel 3 zijn meerdere verbeteringen van toepassing op de hele site. Ze zijn daarom niet meer opgenomen in het actieplan Doel 4.

✓ **D3-SF14-1: Opzetten proces voor de periodieke update van de inventaris van de radioactieve bronterm**

Opzetten van een proces om de inventaris van de radioactieve brontermen periodiek te updaten zodat ze onmiddellijk beschikbaar zijn bij noodsituaties.

✓ **D3-SF14-10: Opstellen van een geïntegreerd programma voor milieubewaking**

De radiologische aspecten zijn nog niet opgenomen in het milieu beheersprogramma (EMAS). Dit programma is een uitstekend hulpmiddel voor continue verbetering.

✓ **D3-SF14-11: Ontwikkeling van een meting voor de opvolging van de radioactieve besmetting van het regenwater**

Een radioactieve meting van het regenwater verschaft bijkomend inzicht in mogelijke radioactieve lozingen die door de regen worden weggewassen. Het is de bedoeling om met een haalbaarheidsstudie te evalueren of dit redelijkerwijze mogelijk is.

✓ **D3-SF14-12: Finaliseren van de procedure voor de periodieke controle van de concentratie van radio-isotopen in het grondwater**

Op basis van ervaringsberichten werden reeds metingen uitgevoerd. Deze moeten nog opgenomen worden in een periodiek programma.

✓ **D3-SF14-14: Opstellen van een beleid om het RMS-alarmniveau te bepalen**

Opstellen van een schriftelijk beleid op de site voor de bepaling van het RMS-alarmniveau in alle installaties van Doel, rekening houdend met de lozingsdoelstellingen (ALARA).

✓ **D3-SF14-17: Aanpassen van het veiligheidsrapport met de demografische resultaten uit de milieueffectenrapporten**

De demografische resultaten uit het MER zijn actueler dan deze uit het veiligheidsrapport.

✓ **D3-SF14-23: Promoten van het ALARA-beleid voor radioactief afval**

Hoewel de verplichting om een ALARA-niveau voor radioactieve lozingen en vast afval toe te passen is opgenomen in het veiligheidsrapport, worden de medewerkers niet voldoende aan dit principe herinnerd.

8 Defence in depth-analyse van de resultaten

8.1 Doelstellingen.....	149
8.2 Analyse per defence in depth level.....	151
8.3 Resultaat van de analyse.....	158

8 Defence in depth-analyse van de resultaten

Door het groot aantal sterktes blijven de afwijkingen van de normale bedrijfsomstandigheden (Level 1 en 2) tot een minimum beperkt. Dit geeft aan dat er de voorbije jaren pro-actief rekening werd gehouden met de nieuwe normen en internationale goede praktijken. Er gaat ook veel aandacht naar de bestralingsbescherming van het personeel en de impact op de omgeving bij een normale werking van de centrale. Hoewel de sterktes aantonen dat een afwijking van de normale bedrijfsomstandigheden weinig waarschijnlijk is, toont de *defence in depth*-analyse aan dat Doel 4 in lijn is met de goede praktijken om de gevolgen van Level 3, 4 en 5 op te vangen.

8.1 Doelstellingen

Aan de hand van het *defence in depth*-principe van IAEA INSAG-10 [REF ALG-4] kan het algemeen veiligheidsniveau van de eenheid geëvalueerd worden.

"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 ALG-4]

Het integraal karakter van het *Integrated Implementation Plan* en de sterktes worden getoetst aan het *defence in depth*-principe, zoals gedefinieerd in IAEA INSAG-10 [REF ALG-4]. Als er geen actie of sterktes zijn gedefinieerd, wil dat zeggen dat Doel 4 op dat vlak in lijn is met de internationale richtlijnen en goede praktijken.

Defence in depth: overzicht van de 5 levels

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 van *defence in depth* (*Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12*)

8.2 Analyse per defence in depth level

8.2.1 Level 1: Prevention of abnormal operation and failures

De veiligheidsvoorzieningen van *Level 1* omvatten een ruime waaier conservatieve maatregelen bij het ontwerp, de keuze van de site, de uitbating en het onderhoud. Ze zijn bedoeld om het radioactief materiaal ingesloten te houden en afwijkingen van de normale bedrijfsomstandigheden tot het minimum te beperken (ook in overgangssituaties en tijdens stilstand van de centrale).

8.2.1.1 Marges in het ontwerp van de systemen en de componenten

Er zijn voldoende marges tegen ongevalsomstandigheden ingebouwd in het ontwerp van de systemen en de componenten om de noodzaak van maatregelen in *Level 2* en *Level 3* tot een minimum te beperken.

Actie

- SF1-1: Documenteren van de limietwaarden voor de parameters gebruikt in de ontwerpbasis

8.2.1.2 Materiaalkeuze, fabricageprocessen, technologie

Er wordt gebruikgemaakt van een zorgvuldige materiaalkeuze, gekwalificeerde fabricageprocessen, beproefde technologie en uitgebreide proeven.

Sterkte

- Project Kritische Leveranciers verzekert beschikbaarheid wisselstukken voor veiligheidstuigen (SF4)

8.2.1.3 Operationeel personeel

Het zorgvuldig geselecteerd operationeel personeel moet uitgebreid opgeleid worden. Hun gedrag moet in overeenstemming zijn met de geldende veiligheidscultuur.

Sterktes

- De managementverwachtingen zijn sterk praktisch gericht (SF9)
- Er is een specifieke analyse per functie van de opleidingsbehoeften m.b.t. designbasis en nucleaire kennis (SF12)
- Het opleidingssysteem is flexibel en houdt rekening met de feedback zodat ook opleidingen op maat aangeboden kunnen worden (SF12)
- De nodige aandacht wordt besteed aan het in stand houden van voldoende frequente werfsimulatortraining (SF12)
- Het analyseren en waar nodig verbeteren van de pedagogische en inhoudelijke omkadering van de opleidingen (SF12)
- Het *self assessment* en de verbeteracties zijn een sterkte ten opzichte van de industriestandaard (SF12)

- De meta-analyse op de verschillende assessments door CIM (SF12)

8.2.1.4 Instructies en monitoring

Er zijn goede operationele instructies voorhanden en er is een betrouwbare opvolging van de status van de centrale en van de operationele voorwaarden.

Sterktes

- Het MS&I-programma is goed gedocumenteerd en opgevolgd (SF2)
- Er bestaat een strikt technisch programma voor chemische conditionering en opvolging (SF2)
- Per departement werd nagegaan of de procedures voldoen aan de vereisten (SF11)
- De richtlijnen en procedures worden goed opgevolgd (SF11)
- Acties uit assessment Doel 3 worden opgenomen door KCD (SF11)
- Werkafhandelingsproces verloopt via SAP (SF11)

8.2.1.5 Operationele ervaring

De operationele ervaring (OE) wordt geregistreerd, geëvalueerd en toegepast.

Sterktes

- De beschikbaarheid van de veiligheidstuigen wordt strikt opgevolgd via de G-factor (SF2)
- De toestand van de veiligheidssystemen wordt nauwgezet opgevolgd via SHR (SF2)
- Eventuele incidenten worden systematisch aan de WANO gerapporteerd (SF8)
- De Exploitation Coordination Manager levert een belangrijke meerwaarde op vlak van veiligheidsprestaties (SF8)
- NV&B-plannen en Site-Objectieven rapporteren over de operationele veiligheid (SF8)
- Er is een gemeenschappelijk platform voor de opvolging van zowel interne als externe voorvallen (SF9)
- Management en staff pakken achterstanden effectief aan (SF9)
- SAP-toepassing verzekert effectieve opvolging van ervaringsbeheer en correctieve acties (SF9)
- Kerncentrale Doel is actief lid van de WANO (SF11)
- Het proces van documentenbeheer voldoet aan de internationale goede praktijken (SF11)

Acties

- SF8-1: Herevaluatie van de prestatie-indicatoren uitgaande van *IAEA TecDoc 1141 Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power*
- SF9-1: Afspraken omtrent ervaringsbeheer met TE en LBE verduidelijken en formaliseren in een document
- SF9-3: De initiële screening van externe voorvallen verbeteren
- SF9-5: Verbeteren van het proces van de screening van de IRS'en
- SF9-6: Formaliseer de missie en activiteiten van het PSI-comité

8.2.1.6 Preventief onderhoudsplan

Er is een volledig preventief onderhoudsplan aanwezig, met aanduiding van de prioriteiten voor de veiligheid en de betrouwbaarheidsvereisten van de systemen.

Sterktes

- Er zijn verschillende initiatieven om de betrouwbaarheid van kritische SSC te verhogen (SF2)
- Uitgebreide on-site en off-site faciliteiten verzekeren kwaliteitsvol onderhoud (SF2)
- Gestructureerd AMP zorgt voor betere integratie verouderingsbeheer (SF4)
- Het AMP heeft correctief onderhoud doen dalen (SF4)

Acties

- SF2-7: De nieuwe organisatie *Engineering* voorziet meer mankracht om de specifieke taken rond *System Health Reports* (SHR's) in te vullen
- SF4-10: Noodzaak evalueren en zo nodig opstellen van een *Ageing Summary* voor rubber balgen en leidingen

8.2.1.7 Bescherming tegen externe en interne gevaren

Er is een basis aanwezig voor de bescherming tegen externe en interne gevaren (zoals aardbevingen, vliegtuigongevallen, schokgolven van ontploffingen, brand, overstroming).

Sterktes

- Doel 4 is goed beschermd tegen mogelijke interne brandhaarden (SF7)
- Doel 4 is goed beschermd tegen mogelijke interne explosies (SF7)
- De veiligheidsgebonden uitrustingen zijn goed beschermd tegen leidingbreuken (SF7)
- De bescherming tegen de inslag van interne projectielen is ingebouwd in het ontwerp en wordt goed beheerd (SF7)
- De hefwerktuigen voldoen aan de meest recente normen (SF7)
- Doel 4 is adequaat beschermd tegen overstroming (SF7)
- Doel 4 is voldoende bestand tegen de meest extreme weersomstandigheden (SF7)
- In de toegepaste Design Basis Earthquake zijn ruime marges voorzien (SF7)
- Doel 4 is goed beschermd tegen vliegtuigval en mogelijke explosies (SF7)
- Doel 4 is goed beschermd tegen biologische fenomenen en drijvende voorwerpen (SF7)

Acties

- SF7-1: Nagaan of de NFPA55-norm impact heeft op de stockage van hogedrukgascontainers
- SF7-2: Representativiteit van de externe weerstations nagaan aan de hand van de eigen weerstations op de site
- SF7-3: Controle beschikbare marges bij overschrijden meteorologische ontwerptemperaturen
- SF7-5: Studie van de gevolgen van een explosie op de site

8.2.1.8 De radioactieve lozingen en de impact op de bevolking, fauna en flora tijdens normale bedrijfsvoering zo laag mogelijk houden

De radioactieve impact op de omgeving is verwaarloosbaar klein, en de stralingsdosis opgelopen door de medewerkers is laag.

Sterktes

- Doel 4 scoort goed op vlak van stralingsbescherming voor medewerkers (SF8)
- De vrijgavelimieten voor radioactieve effluenten zijn verlaagd (SF14)
- De milieuprocessen zijn EMAS-gecertificeerd (SF14)
- Stralingsbeschermingsdienst waakt over vrijgave potentieel radioactieve vloeistoffen (SF14)
- Radioactieve gassen worden zo lang mogelijk gestockeerd voor maximaal verval (SF14)

Acties

- SF14-6: Invloed onderzoeken van het gebruik van de Tihange-isotopenvector in plaats van de KCD-vector
- SF14-10: Hoofdstuk 3A van het Veiligheidsrapport in lijn brengen met de laatste revisie van RG 1.21 en RG 1.23
- SF14-12: Aanpassen van de detectielimieten voor radioactieve lozingen in het Veiligheidsrapport conform de Euratom-aanbeveling 2004/02
- SF14-14: Opstellen van een System Health Report voor de RM-systemen

8.2.2 Level 2: Control of abnormal operation and detection of failures

De veiligheidsvoorzieningen van *Level 2* zijn gericht op inherente kenmerken van de centrale, zoals de stabiliteit en de thermische inertie van de kern. Daarnaast focussen ze op systemen die een abnormale werking detecteren (geanticipeerde operationele incidenten) en fenomenen onderzoeken die een verdere achteruitgang van de toestand van de centrale kunnen veroorzaken. De systemen die de gevolgen van dergelijke operationele incidenten beperken, zijn ontworpen volgens specifieke criteria (zoals redundantie, lay-out en kwalificatie). Ze moeten ervoor zorgen dat de normale bedrijfsomstandigheden in de centrale zo snel mogelijk hersteld worden.

8.2.2.1 Diagnostische tools en uitrusting

Diagnostische tools en uitrusting, zoals automatische regelsystemen, stellen corrigerende acties in werking voordat de limieten van de bescherming van de reactor worden bereikt. Voorbeelden zijn gemotoriseerde ontlastingskleppen, automatische systemen voor de begrenzing van het reactorvermogen en de druk, de temperatuur of het peil van het koelwater, en systemen voor de controle van de procesfuncties. Dergelijke systemen registreren fouten en melden ze aan de controlezaal.

8.2.2.2 Kwaliteitsbewaking

Een doorlopende bewaking van de kwaliteit en de naleving van de ontwerpaannamen is vereist om de degradatie van installaties en systemen op te sporen voor ze de veiligheid van de centrale in het gedrang brengen. Het gebeurt door middel van inspecties tijdens de werking en periodieke testen van de systemen en componenten.

Sterktes

- Alle relevante kwalificatie-informatie voor EI&C is terug te vinden in RSQ (SF3)
- Onderhoudsprocedures zijn in lijn met RSQ (SF3)

- De levensduurdatabank bevat voor de gekwalificeerde EI&C-componenten de gekwalificeerde levensduur (SF3)

Acties

- SF3-1: Opstellen van kwalificatierapporten voor de actieve veiligheidsgebonden componenten, pompen en ventilatoren
- SF3-2: Opstellen van kwalificatierapporten voor alle actieve veiligheidsgebonden afsluiters met hun aandrijving
- SF3-3: Stralingsdosissen in bruikbare vorm beschikbaar stellen voor kwalificatiebepaling
- SF3-4: De lijst van de 1E3-meetinstrumenten up to date brengen en valideren

8.2.3 Level 3: Control of accidents within the design basis

Ingebouwde veiligheidsfuncties en veiligheidssystemen moeten voorkomen dat ongevallen evolueren tot ernstige ongevallen en moeten radioactief materiaal binnen het containmentsysteem houden. De maatregelen op dit niveau zijn vooral bedoeld om beschadiging van de kern te voorkomen. Ingebouwde veiligheidsfuncties worden ontworpen op basis van gepostuleerde ongevallen die de grenzen van reeksen vergelijkbare gebeurtenissen vertegenwoordigen.

8.2.3.1 Gepostuleerde ongevallen

Dit zijn ongevallen die in de centrale zelf ontstaan, zoals:

- Een breuk van een koelleiding van de reactor (ongeval met verlies van koelwater)
- Een breuk van een hoofdstoomleiding of een voedingswaterleiding
- Het verlies van de controle over de criticiteit, zoals bij een trage ongecontroleerde boorverdunning of de terugtrekking van een regelstaaf

Sterktes

- Extra veiligheidsanalyses zorgen voor verhoogd veiligheidsniveau (SF5)
- De reactorkoeling na een ontwerpgeval is verzekerd via de stoomgeneratoren gedurende een lange periode dankzij de onbeperkte watervoorraad (SF5)
- Er zijn preventieve beschermingsmaatregelen en detectiemogelijkheden voorzien voor alle klasse III en IV ontwerpgevallen (SF5)
- De lijst van ontwerpgevallen in het PSA-model is volledig (SF6)

Acties

- SF5-1: Uitvoeren van een plant specifieke SGPB-rechtvaardiging voor KCD4 (JNR)
- SF5-2: Evalueren van lozingen ten gevolge van faling van een tank met radioactieve vloeistoffen
- SF5-5: Verantwoording van het niet onderzoeken van de operatorfout bij onvrijwillige boorverdunning
- SF5-12: Uitvoeren van een nieuwe radiologische gevolgstudie voor de voedingswaterleidingbreuk

8.2.3.2 Ontwerp en bedrijfsprocedures

Ontwerp en bedrijfsprocedures streven naar het behoud van de effectiviteit van de barrières en vooral van het containment bij een gepostuleerd ongeval.

Sterktes

- De analyse van de betrouwbaarheid van het menselijk handelen is volledig (SF6)
- De probabilistische kwantificatie van het PSA-model is systematisch en goed gedocumenteerd (SF6)

Actie

- SF6-3: Volledig uitvoeren PSA actieplan zoals vastgelegd voor Doel 3 maar toegepast op Doel 4

8.2.3.3 Actieve en passieve ingebouwde veiligheidssystemen

Er zijn actieve en passieve ingebouwde veiligheidssystemen. Om een hoge betrouwbaarheid van de ingebouwde veiligheidssystemen te verzekeren, worden volgende ontwerpprincipes gehandhaafd:

- Redundantie
- Preventie van common mode defecten door middel van diversiteit of functionele redundantie
- Automatisering in de eerste fase van een incident of ongeval
- Testbaarheid, om duidelijke aanwijzingen van de beschikbaarheid en prestaties van de systemen te verstrekken
- Kwalificatie van systemen, componenten en structuren voor specifieke milieuomstandigheden die kunnen voortkomen uit een ongeval of een extern gevaar

Sterktes

- De modellering van de systemen in het PSA-model is volledig en gedetailleerd (SF6)

8.2.4 Level 4: Control of severe conditions including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of a severe accident

In het concept van de *defence-in-depth* moeten de maatregelen van de drie eerste niveaus het behoud van de structurele integriteit van de kern verzekeren en potentieel stralingsgevaar voor de bevolking beperken. Bijkomende inspanningen perken de risico's verder in.

Het vierde verdedigingsniveau moet ervoor zorgen dat de waarschijnlijkheid van een ongeval met ernstige beschadiging van de kern zo laag mogelijk is. Ook radioactieve ontsnappingen in het onwaarschijnlijke geval van een ernstige toestand van de centrale, moeten zo laag mogelijk blijven, rekening houdend met economische en sociale factoren.

8.2.4.1 Niet-explicit berekende ernstige omstandigheden in de centrale

Er wordt rekening gehouden met ernstige omstandigheden in de centrale waarop het oorspronkelijke ontwerp (Levels 1 tot 3) niet expliciet berekend is. Dergelijke omstandigheden in de centrale kunnen worden veroorzaakt door meerdere fouten, zoals het volledige verlies van alle aandrijvingen van een veiligheidssysteem, of een uiterst onwaarschijnlijke gebeurtenis zoals een ernstige overstroming.

Sterktes

- De tweede-niveausystemen zorgen ervoor dat Doel 4 naast de bescherming tegen externe ongevallen een station blackout (SBO) gedurende zeven dagen kan opvangen (SF1)
- Het splijtstofopslagbekken werd grondiger dan vereist geanalyseerd (SF5)
- De weerstand van het reactorgebouw bij een zwaar ongeval werd uitgebreid onderzocht (SF6)

Actie

- SF7-7: Methodologie ontwikkelen om onafhankelijke gebeurtenissen te combineren en evalueren

8.2.4.2 Beheer van ongevallen

De belangrijkste doelstelling voor de beperking van de gevolgen van een ongeval op Level 4 is de bescherming van de containment. Er worden specifieke maatregelen genomen voor het beheer van ongevallen op basis van veiligheidsstudies en onderzoeksresultaten. Deze maatregelen maken ten volle gebruik van de bestaande mogelijkheden van de centrale, met inbegrip van beschikbare niet-veiligheidsgerelateerde uitrustingen.

Sterktes

- Het beheer van zware ongevallen wordt ondersteund door actieve deelname aan R&D-programma's (SF5)
- Studies en aanbestedingen zijn lopende om een installatie te bouwen die een gefilterde drukverlaging (*Filtered Containment Venting System*) van het reactorgebouw toelaat

Acties

- SF5-13: Besluiten uit level 2 PSA Doel 4 ook evalueren op toepasselijkheid voor Doel 3
- SF5-14: Aanvullen van het BK-strategiedocument met Severe Accident-scenario's voor de splijtstofdokken en stilstandtoestanden

8.2.4.3 Operatoren

De operatoren stellen de hardwarefuncties voor het beheer van ongevallen in werking, nemen maatregelen die verder gaan dan de oorspronkelijk bedoelde functies van systemen, of gebruiken tijdelijke of ad-hocsystemen. Een toereikende voorbereiding en opleiding van het personeel is een vereiste om ongevallen effectief te beheren. Managementvoorzieningen, zoals een noodplan voor de site, zijn eveneens noodzakelijk.

Actie

- SF13-3: De instelling van de alarmen op de dosimeters voor de hulpdiensten in KCD en CNT gelijk maken

8.2.5 Level 5: Mitigation of the radiological consequences of significant external releases of radioactive materials

Hoewel de hierboven beschreven inspanningen de gevolgen van ernstige ongevallen zullen beperken, zou het negeren van noodplannen buiten de site niet consistent zijn met het *defence-in-depth-principe*.

8.2.5.1 Noodplannen buiten de site

De noodplannen buiten de site verzamelen en beoordelen informatie over de blootstellingsniveaus die in dergelijke zeer onwaarschijnlijke omstandigheden verwacht worden. Ze bieden ook beschermende maatregelen op korte en op lange termijn. De verantwoordelijke autoriteiten nemen de gepaste maatregelen, op advies van de exploiterende organisatie en de regelgevende instantie.

Sterkte

- Electrabel beschikt over een noodplanstructuur op corporate niveau (SF13)

8.2.5.2 Voorbereide noodprocedures

De noodprocedures buiten de site worden voorbereid in overleg met de exploiterende organisatie en de bevoegde autoriteiten en moeten aan de nationale overeenkomsten voldoen. Zowel de noodplannen op als buiten de site worden periodiek geoefend, voor zover dat nodig is om de paraatheid van de betrokken organisaties te verzekeren.

Sterktes

- Kerncentrale Doel heeft een overeenkomst gesloten met een ziekenhuis dat gespecialiseerd is in de behandeling van bestraalde patiënten (SF13)
- De interne en externe brandweerdiensten werken uitstekend samen (SF13)

8.3 Resultaat van de analyse

Level 1 en 2

De sterktes zijn voor een groot deel toe te schrijven aan de sterke wil om continu te verbeteren. Er werden extra inspanningen gedaan voor de WANO *peer reviews*, de *technical support missions* van WANO, en de voorbereidingen en realisaties in het kader van de recente OSART-missie. Voorbeelden hiervan zijn: een sterk uitgebouwd *human performance-programma*, goed opgeleid personeel, een performant systeem voor documentenbeheer, werkafhandeling, preventief onderhoud en databeheer, introductie van een *system health report-proces* en de verdere uitbouw van het *ageing-proces*.

De acties zijn vooral gerelateerd aan nieuwe normen en internationale goede praktijken. Voorbeelden hiervan zijn: verklaring van de grenswaarden van de parameters van de

ontwerpbasis, onderzoek van de effectiviteit van toegepaste verbeteringsmaatregelen, identificeren en toegankelijkheid van bestaande classificatie en kwalificatielijsten, implementatie van de aanbevelingen voor explosie uit RG1.189, en diverse acties om de radiologische monitoring te optimaliseren.

Level 3 en 4

Om de evolutie naar ernstige ongevallen en beschadiging van de kern te voorkomen zijn alle ontwerpongevallen bestudeerd met de nodige sensitiviteitsstudies. Er is een groot aantal gevalideerde ongevalsprocedures ter beschikking om alle ongevallen op te vangen.

De introductie van PSA is grondig en uitgebreid gedaan en wordt gebruikt tijdens de opleiding.

De waarschijnlijkheid van een ongeval met ernstige beschadiging van de kern en de omvang van radioactieve lozingen worden zo laag mogelijk gehouden, omdat in de ongevalstudies ook de ongevallen buiten ontwerp worden onderzocht. Binnen het PSA-model gebeurt ook een grondige analyse van de zware ongevallen.

Een voorstel werd gedaan om bijkomende ongevalscenario's te bestuderen zoals een stoomgeneratorpijpbreuk specifiek voor Doel 4.

Externe experts bevelen optimalisaties aan van het PSA-model: verbeteren van de modellering van de isolatie in het reactorgebouw, een analyse van het effect van het nucleair hulpgebouw op de radioactieve lozingen, en de meer coherente behandeling van de menselijke betrouwbaarheid bij de overgang naar zware ongevallen in het PSA-model.

Level 5

De radiologische gevolgen bij een aanzienlijke externe lozing van radioactief materiaal worden beperkt door een snelle communicatie met de overheid en het publiek, en door de goede samenwerking met en de paraatheid van brandweer en ziekenhuizen.

9 Conclusie

9 Conclusie

Het huidige veiligheidsniveau van Doel 4 is getoetst aan de huidige internationale veiligheidsstandaarden en praktijken. De vooropgestelde doelstellingen van de Tienjaarlijkse Herziening zijn bereikt.

Volgens een nieuwe methodiek onderzocht de Tienjaarlijkse Herziening niet alleen de resultaten maar ook de processen. Dit gebeurde aan de hand van 14 veiligheidsfactoren. Over de hele lijn voldoet het veiligheidsniveau aan de wettelijke verplichtingen.

Daarnaast kwamen uit een vergelijking met internationale goede praktijken een aantal sterktes duidelijk naar boven: een sterk *human performance*-programma en openheid tegenover externe ervaring en audits. Dezelfde vergelijking resulteerde ook in een aantal mogelijke verbeteringen. Op basis van een *global assessment* zijn die verbeteringen met de grootste impact op de nucleaire veiligheid opgenomen in een actieplan.

Het actieplan, de lopende acties en de continue verbetering van de processen handhaven de veilige uitbating van Doel 4 tot de volgende Tienjaarlijkse Herziening. De *System Health Reports* en de *Ageing Summaries* geven een beeld van de huidige toestand van de belangrijkste SSC van Doel 4, en garanderen een proactieve opvolging van hun veiligheidsniveau.

10 Referenties

10.1 Algemeen.....	167
10.2 Plant Design (SF1)	167
10.3 Actual Condition of SSC (SF2)	168
10.4 Equipment Qualification (SF3)	168
10.5 Ageing (SF4).....	169
10.6 Deterministic Safety Analysis (SF5)	169
10.7 Probabilistic Safety Assessment (SF6).....	169
10.8 Hazard Analysis (SF7)	170
10.9 Safety Performance (SF8)	171
10.10 Use of Experience from other Plants and Research Findings	171
10.11 Organization and Administration (SF10)	171
10.12 The Human Factor (SF12)	173
10.13 Radiological Impact on the Environment (SF14).....	178

10 Referenties

10.1 Algemeen

[REF ALG-1]	Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants IAEA NS-G-2.10, IAEA, Vienna, 2003
[REF ALG-2]	Periodic Safety Review Kerncentrale Doel 4 Scope and methodology, TN-PSR.206, Version 2.0, April 2013
[REF ALG-3]	Kerncentrale Doel, Rapport Weerstandstesten, bijkomende veiligheids-herziening van de installaties, 31 oktober 2011
[REF ALG-4]	<i>Defence-in-depth</i> in nuclear safety: INSAG-10 / a report by the International Nuclear Safety Advisory group, Vienna, IAEA, 1996.
[REF ALG-5]	Koninklijk Besluit van 30 november 2011: Koninklijk besluit houdende veiligheidsvoorschriften voor de kerninstallaties (transposition WENRA)
[REF ALG-6]	IAEA, NSNI/OSART/157/201, Report of the Osart (Operational Safety Review Team) Mission to the Doel Nuclear Power Plant (Belgium), 8-25 March 2010
[REF ALG-7]	Koninklijk Besluit S 6.941/B: Uitbatingsvergunning D4, 21/08/1984
[REF ALG-8]	Doel 4, Veiligheidsrapport, 10000016353/000, 01/12/2014
[REF ALG-9]	Update of the Reference Framework for Doel 4 - from y.2004 to end of y.2010 CNT-KCD/4NT/0017502/000/00 Update of the Reference Framework for Belgian NPPs - Belgian regulations, European Union rules, US NRC rules, IAEA standards and WENRA documents - year 2011 – CNT-KCD/4NT/0018211/000/01

10.2 Plant Design (SF1)

[REF SF1-1]	U.S.NRC 10 CFR50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants
[REF SF1-2]	U.S.NRC 10 CFR50.34 Contents of applications; technical information
[REF SF1-3]	U.S.NRC 10 CFR50.44 Combustible gas control for nuclear power reactors
[REF SF1-4]	U.S.NRC 10 CFR50.46 Acceptance criteria for ECCS
[REF SF1-5]	U.S.NRC 10 CFR50.48 Indication of core cooling quality
[REF SF1-6]	U.S.NRC 10 CFR50.55a Codes and Standards
[REF SF1-7]	U.S.NRC 10 CFR50.60 Acceptance criteria for fracture prevention measures for lightwater nuclear power reactors for normal operation
[REF SF1-8]	U.S.NRC 10 CFR50.62 Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants

[REF SF1-9]	U.S.NRC 10 CFR50.63 Loss of all alternating current power
[REF SF1-10]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix B Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants
[REF SF1-11]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix G Fracture Toughness Requirements
[REF SF1-12]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix H Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements
[REF SF1-13]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix K ECCS Evaluation Models
[REF SF1-14]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix S Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants
[REF SF1-15]	U.S.NRC NUREG-0737 Clarification of TMI Action Plan Requirements
[REF SF1-16]	U.S.NRC Branch Technical Position BTP 5.4 Design Requirements of the Residual Heat Removal System
[REF SF1-17]	U.S.NRC Code of Federal Regulations Title 10 Part 50.2 Domestic licensing of production and utilization facilities – Definitions
[REF SF1-18]	U.S. NRC NEI 97-04, Revised Appendix B, Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases, November 2000
[REF SF1-19]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.186 Guidance and examples for identifying 10 CFR 50.2 Design Bases, Rev 0, December 2000
[REF SF1-20]	U.S. NRC NUREG-800 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition
[REF SF1-21]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.155 Station Blackout, Rev 0, August 1988

10.3 Actual Condition of SSC (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]	U.S.NRC 10 CFR50, Appendix A, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants

10.4 Equipment Qualification (SF3)

[REF SF3-1]	Standard Equipment Qualification in Operational NPPs: Upgrading, Preserving and Reviewing. IAEA document Safety Report Series N°3, 1998
[REF SF3-2]	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)

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)

10.6 Deterministic Safety Analysis (SF5)

[REF SF5-1]	FANC, Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation (7/12/2006) FPM/6FR/6070198/001/00
[REF SF5-2]	U.S. NRC 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, 2008
[REF SF5-5]	IAEA Safety Guide NS-G-1.2 Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, 2001
[REF SF5-6]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.195 Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors, revision 0 May 2003
[REF SF5-7]	IAEA Safety Guide SSG-2 "Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants", 2009
[REF SF5-8]	IAEA Safety Guide NS-G-2.15 "Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants", 2009
[REF SF5-9]	IAEA Safety Guide NS-R-1 "Design", 2000

10.7 Probabilistic Safety Assessment (SF6)

[REF SF6-1]	ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2008
[REF SF6-2]	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, 2009
[REF SF6-3]	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, 2009
[REF SF6-4]	IAEA-TECDOC-1229, "Regulatory Review of PSA Level 2", 2001
[REF SF6-5]	IAEA Specific Safety Guide No. SSG-4, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, 2010
[REF SF6-6]	IAEA Safety Series No. 50-P-8, Procedures for conducting probabilistic safety assessments of nuclear power plants (level 2), accident progression, containment analysis and estimation of accident source terms, 1995

10.8 Hazard Analysis (SF7)

[REF SF7-1]	IAEA NS-G-1.5, External events excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, 2003
[REF SF7-2]	IAEA NS-G-1.7, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, 2004
[REF SF7-3]	IAEA NS-G-1.11, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, 2004
[REF SF7-4]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.189 Fire Protection for Nuclear Power Plants, revision 2, 2009
[REF SF7-5]	WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue S, 2008
[REF SF7-6]	U.S. NRC NUREG-800 Standard Review Plan 3.6.1, Plant Design for Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment, revision 3, 2007 3.6.2, Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping, revision 2, 2007 3.6.3, Leak-Before-Break Evaluation Procedures, revision 1, 2007
[REF SF7-7]	U.S. NRC NUREG-800, Branch Technical Position 3-3, Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment, revision 3, 2007 3-4, Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment, revision 2, 2007
[REF SF7-8]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 3.5.1, Missiles, 2007
[REF SF7-9]	U.S. NUREG-0554, Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants, 1979
[REF SF7-10]	U.S. ANSI/ANS-57.1, Design Requirements for Light Water Reactor Fuel Handling Systems, 1992
[REF SF7-11]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 9.1.4 Light Load Handling System and Related Refueling Operations, revision 3, 2007 9.1.5 Overhead Heavy Load Handling Systems, revision 1, 2007
[REF SF7-12]	EPRI TR-102323 Guidelines for Electromagnetic Interference Testing of Power Plant Equipment, revision 3, 2004

[REF SF7-13]	IAEA SSG-18, Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, 2011
[REF SF7-14]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.208, A Performance Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, 2007
[REF SF7-15]	U.S. Department of Energy, Standard DOE-STD-3014-2006, Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities, 2006
[REF SF7-16]	U.S. Nuclear Energy Institute, NEI 07-13, Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs, 2009
[REF SF7-17]	IAEA NS-G-3.1, External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, 2005
[REF SF7-18]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.27, Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants, 1978
[REF SF7-19]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 9.2.1, Station Service Water System, revision 5, 2007
[REF SF7-20]	IAEA, NS-G-2.13, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, 2009
[REF SF7-21]	U.S. NRC Standard Review Plan 3.5.1.6 Aircraft Hazards, revision 4, 2010

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

10.10 Use of Experience from other Plants and Research Findings

[REF SF9-1]	IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.11, A System for the feedback of experience from events in nuclear installations, Vienna, 2006.
-------------	---

10.11 Organization 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)

IAEA

- 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

IAEA

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

Andere

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

FANC: « "Long term operation" des centrales nucléaires belges : Doel 1/2 et Tihange 1 » Note n° 008-194, rév.2

Tactebel : Sûreté Nucléaire – Le processus de veille réglementaire, DTRDC1/4NT/0094820/000/01

10.12 The Human Factor (SF12)

IAEA

IAEA – TECDOC – 1329 "Safety Culture in nuclear installations", IAEA, Vienna, 2002 (ref. 12.10)

IAEA presentation "Knowledge Management Assist Visits & Self-Assessment", INIS-NKM Section, Department of Nuclear Energy, Presentation by Ed Boyles

IAEA

- 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 presentation "Knowledge Management Assist Visits & Self-Assessment", INIS-NKM Section, Department of Nuclear Energy, Presentation by Ed Boyles
- 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-assessment 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, Excellence in Human Performance, INPO 90-005, 1997
- INPO, Guideline for teamwork and diagnostic skill development, INPO 88-003 (January

INPO

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

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. Nuclear Regulatory Commission, Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711, Rev. 2, Washington (Feb. 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

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

Andere

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

Welzijnswet van 1996

WNO, Guidelines for On-The-Job Training and Evaluation, WANO GL 2007-02 (August 2007)

FANC : « "Long term operation" des centrales nucléaires belges : Doel 1/2 et Tihange 1 » Note n° 008-194, rév.2

10.13 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

11 Afkortingen

11 Afkortingen

Afkorting	Verklaring
A	
AC/DC	Elektrische noodsystemen
ACE	Advanced Containment Experiments
AF	Auxiliary Feedwater System (Hulpvoedingswaterkring)
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AME	Ageing Management Evaluation
AMP	Ageing Management Programme
ANSR	Annual Nuclear Safety Report
AS	Auxiliary Steam of Ageing Summary
ASME	American Society of Mechanical Engineers
B	
BEG	Belux Generation
BEST	Belgian Stress Tests (Weerstandstesten)
BKR	Bunker
BSS	Basic Safety Standards
BTGV	Bouchage des Tubes de Générateurs de Vapeur
C	
CA	Condition Assessment
CAP	Corrective Action Programme
CC	Component Cooling System (Tussenkoelkring Primair)
CD	Koelkring-diesels
CDF	Core Damage Frequency
CEE	Committee for External Experience
CFR	Code of Federal Regulations
CIE	Committee for Internal Experience
CIM	Continuous Improvement Management
CMCPB	Crisis Management Center Productie België-Luxemburg
CNT	Centrale Nucléaire de Tihange
CR	Condition Report
CRE	Collective Radiation Exposure
CSD	Chemical System Decontamination
CVCS	Chemisch & Volumetrisch Controlesysteem
CW	Circulatiewater

D	
D4	Nuclear unit Doel 4
DBF	Design Basis Flood
DCE	Dagelijkse Coördinatie Vergadering Eenheid
DD	Ontgast gedemineraliseerd water
D&D	Dismantling & Decommissioning
DGG	Veiligheidsdiesels
DID	Defence In Depth
DSZ	Definitieve Stopzetting
E	
EA	Noodboorzuur-toevoegingskring
EBL	Electrabel
ECM	Exploitation Coordination Manager
ECNSD	Electrabel Corporate Nuclear Safety Department
ED	Emergency Diesels (Nooddiesels)
EF	Emergency Feedwater (Noodvoedingswater)
EI&C	Elektrische componenten, instrumentatie en controle
EMAS	Eco Management & Audit Scheme
EMI	Elektromagnetische Interferentie
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EPP	Emergency Planning Preparedness
EQ	Equipment Qualification
ER	Equipment Reliability
ES	Veiligheidsdiesels
ETDR	Etudes Thermohydrauliques à Débit Réduit
EUR	Europese gids voor nieuwe kerncentrales
EV	Emergency Ventilation (noodventilatie)
F	
FANC	(Belgian) Federal Agency for Nuclear Control
FE	Bluswatersysteem / Brandweering
FHA	Fire Hazard Analysis
FMEA	Failure Mode and Effect Analysis
FW	Condensate and Feedwater System (Voedingswater naar stoomgeneratoren)
G	
G-Factor	Gebruiksfactor
GNH	Gebouw voor Nucleaire Hulpdiensten
GNS	Gebouw voor Noodsystemen

GSG	Gebouw van de Stoomgeneratoren
H	
HEL	High Energy Lines
HELB	High Energy Line Break
HU	Human Performance
I	
IAEA	International Atomic Energy Agency
IASCC	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
INES	International Nuclear Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INSC	Independent Nuclear Safety Committee
IPA	Integrated Plant Assessment
IPE	Individual Plant Examination
ISOE	Information System on Occupational Exposure
J	
JCO	Justifications for Continued Operation
JNR	Justification for Non Reevaluation
K	
KB	Koninklijk Besluit
KCD	Kerncentrale Doel
KE	Nooddiesels
KHG	Kerntechnische Hilfsdienst gmbh
KPI	Key Performance Indicator
KZ	Controlezaal
L	
LBB	Leak Before Break
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LPMS	Loose Part Monitoring System
LTO	Long Term Operation
LU	Koelvijverkring
M	
MACE	Melt Attack and Coolability Experiments
MAZ	Machinezaal
MCCI	Molten Core Concrete Interaction

MDH	Mass Data Handling
MEL	Medium Energy Lines
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases
MF	Meldingsfiche
MNT	Maintenance
MORV	Motor Operated Relieve Valves
MR	Management Reviews
MS	Main Steam Supply System (Hoofdstoom)
MS&I	Maintenance, Surveillance & Inspection
MW	Niet-ontgast gedemineraliseerd water
N	
NBW	Niet-Belangrijke Wijziging
NGMS	Nuclear Generation Management System
NLSC	Nuclear Logistics Support Cell
NI	Nitrogen
NIRAS	Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen
NIS	Nucleair Instrumentatiesysteem
NP	Noodplan
NPK	Noodplankamer
NPP	Nuclear Power Plant
NPU	Noodplan – plan d’urgence
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NV&B	Nucleaire Veiligheid & Beschikbaarheid
NVC	Nucleaire Veiligheidscultuur
O	
OBF	Onbeschikbaarheidsfiche
OE	Operational Experience
OER	Operational Experience Review
ODM	Operational Decision Making
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
OHSAS	Occupational Health and Safety Management Systems
OPS	Operations
OSART	Operational Safety Review Team
OSP	Operational Safety Performance
OSPAR	Oslo and Paris Convention
OTSC	On-site Technical Support Center (noodcentrum)
P	

PAR	Passieve Autokatalytische Recombinatoren
PGA	Peak Ground Acceleration (max. versnelling op grondniveau)
PI	Performance Indicator
PL	Pool Loop (Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System) – Koelkring en zuiveringskring voor splijtstofopslag
PORC	Plant Operating Review Committee
PORV	Power Operated Relieve Valve
PPM	Process Performance Management
PR	Primaire drukregeling
PSA	Probability Safety Assessment
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Assessment
PSI	Potential Safety Issue
PSR	Periodic Safety Review
PWR	Pressurized Water Reactor
PWROG	Pressurized Water Reactor Owners Group
Q	
QA	Quality Assurance
QC	Quality Control (kwaliteitscontrole)
QC1	Quality Control 1
QNSR	Quarterly Nuclear Safety Report
R	
RC	Reactor Coolant System (Primaire kring)
RCM	Reliability-Centred Maintenance
REX	Return of Experience
RG	Regulatory Guide
RGB	Reactorgebouw
RJ	Noodinjectiesysteem dichtingen primaire pompen
RLE	Review Level Earthquake
RM	Radioactivity Monitoring
RN	Station Service Water System (Koeling CC-kring)
ROB	Royal Observatory of Belgium
RSQ	Rapport Synthétique de Qualification
RW	Ruw-Waterkring
RWST	Refueling Water Storage Tank
S	
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SAP DMS	SAP Document Management System
SARNET	Severe Accident Research NETwork for excellence

SB	Stralingsbescherming
SBO	Station Blackout
SC	Residual Heat Removal System (Stilstandskoelkring)
SCAV	Safety Culture Assist Visit
SCG	Splijtstof Container Gebouw
SF	Safety Factor
SFP	Single Failure Proof
SG	Steam Generator (Stoomgenerator)
SGPB	Stoomgenerator-pijpbreuk
SHR	System Health Report
SI	Emergency Core Cooling System (Veiligheidsinjectie)
SMA	Seismic Margin Assessment
SMARTGEN	Suggestions, Mentions, Actions and REX together in GENeration
SOER	Significant Operating Experience Report
SORC	Site Operating Review Committee
SP	Containment Spray (Sproeikring reactorgebouw)
SPG	Splijtstofgebouw
SQUG	Seismic Qualification Utility Group
SRP	Standard Review Plan
SSC	Systemen, Structuren en Componenten
SSG	Veiligheidsgids SSG-25 van het IAEA
T	
TAW	Tweede Algemene Waterpassing
TE	Tractebel Engineering
TJH	Tienjaarlijkse Herziening
TMI	Three Mile Island
TS	Technical Specifications
U	
U.S.NRC	US Nuclear Regulatory Commission
V	
VC	Ventilatie reactorgebouw
VE / VS	Ventilatiesysteem
VP	Ventilatie controlezaal
W	
WAB	Water- en Afvalbehandelingsinstallatie
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association

WF	Wijzigingsfiche
WOG	Westinghouse Owners Group
WR	Wachtrol



—
GDF SUEZ wordt ENGIE
—

Electrabel
GDF SUEZ

TROISIÈME RÉVISION DÉCENNALE

CENTRALE NUCLÉAIRE TIHANGE 3

Rapport de synthèse



—
GDF SUEZ devient ENGIE
—

Electrabel
GDF SUEZ

Table des Matières

1	Résumé.....	7
2	Contexte réglementaire	11
2.1	Au niveau belge.....	11
2.2	Au niveau européen.....	13
2.3	Au niveau de l'U.S.NRC	14
2.4	Au niveau des publications de l'IAEA.....	15
2.5	Impact de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi.....	16
3	Évolution de la centrale	21
3.1	Projets et modifications.....	21
3.2	Révision décennale précédente.....	26
3.3	Belgian Stress Test (BEST)	30
3.4	Dimensionnement d'installations auxiliaires dans le cadre de la poursuite d'exploitation	32
4	Objectifs	37
4.1	Révisions décennales: clause dans le permis d'exploitation	37
4.2	Objectifs d'une révision décennale	37
4.3	Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté	39
5	Déroulement	43
5.1	Trois phases.....	43
5.2	Phase 1: Scope & methodology	44
5.3	Phase 2: Assessment	45
5.4	Phase 3: Exécution des actions.....	46
6	Évaluation des 14 Safety Factors.....	49
6.1	Plant Design (SF1)	49
6.2	Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)	54
6.3	Equipment Qualification (SF3)	61
6.4	Ageing (SF4)	66
6.5	Deterministic safety analysis (SF5).....	72
6.6	Probabilistic Safety Assessment (SF6)	80
6.7	Hazard Analysis (SF7)	86
6.8	Safety Performance (SF8).....	98
6.9	Use of experience from other plants and research findings (SF9).....	104
6.10	Organisation and administration (SF10).....	112
6.11	Procedures (SF11)	116
6.12	The Human Factor (SF12)	121
6.13	Emergency Planning (SF13).....	124
6.14	Radiological impact on the environment (SF14)	129
7	Évaluation globale et plan d'action résultant	139
7.1	Méthode de travail	139
7.2	Évaluation globale.....	142
7.3	Plan d'action.....	143
8	Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur	157
8.1	Objectifs	157

8.2	Analyse par niveau de défense en profondeur	159
8.3	Résultats de l'analyse	170
9	Conclusion	175
10	Références	179
10.1	Général	179
10.2	Plant design (SF1).....	179
10.3	Actual condition of SSC (SF2)	180
10.4	Equipment qualification (SF3)	180
10.5	Ageing (SF4)	180
10.6	Deterministic Safety Analysis (SF5)	181
10.7	Probabilistic Safety Assessment (SF6).....	181
10.8	Hazard Analysis (SF7)	182
10.9	Safety performance (SF8).....	183
10.10	Use of experience from other plants and research findings (SF9)	183
10.11	Organisation and administration (SF10).....	183
10.12	Procedures (SF11)	185
10.13	The human factor (SF12)	185
10.14	Emergency Planning (SF13).....	189
10.15	Radiological impact on the environment (SF14)	189
11	Abréviations	193

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 commence en 2004 étant donné que la révision décennale précédente couvrait une période allant jusqu'en fin 2003.

Pour Tihange 3, cette révision décennale a été effectuée suivant une nouvelle méthodologie recommandée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA). Selon cette méthodologie, des auditeurs qualifiés externes et internes procèdent à l'évaluation de 14 facteurs de sûreté spécifiques. Lors des évaluations, les auditeurs ne prennent pas seulement en compte les résultats, mais aussi les processus sous-jacents.

Pour réaliser les évaluations, les auditeurs 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 auditeurs 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 événements 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 améliorer 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* et l'utilisation des études probabilistes de sûreté (PSA)² pour l'exploitation journalière, sont autant d'éléments positifs mis en œuvre ces dix dernières années en vue d'améliorer la sûreté.

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, le niveau de qualité le plus élevé est visé.

¹ Département actuellement nommé *Continuous Improvement Management* (CIM).

² L'étude probabiliste de sûreté est une évaluation du risque nucléaire réalisée au moyen d'une modélisation d'études d'accident. Son objectif consiste à calculer la fréquence de fusion du cœur (PSA niveau 1), la fréquence de défaillance de l'enceinte de confinement et la catégorisation des relâchements atmosphériques (PSA niveau 2). L'évaluation de l'impact de ces relâchements sur la population et le voisinage (PSA niveau 3) ne fait pas partie du contexte réglementaire belge.

Lors de la révision décennale, les auditeurs ont également identifié un certain nombre d'améliorations possibles. Parmi celles-ci, les plus importantes sont : un renforcement de la gestion de l'obsolescence des équipements et du suivi de la qualification des équipements mécaniques, une analyse approfondie de la gestion de la canicule, une amélioration du modèle de l'étude probabiliste de sûreté (PSA), une évaluation de l'applicabilité des nouvelles normes de protection incendie, une étude spécifique à l'unité pour l'accident de « Rupture de tubes des générateurs de vapeur », le développement d'une méthodologie de sélection des combinaisons crédibles d'événements et la poursuite des études d'impact radiologique.

Un certain nombre d'améliorations identifiées pour Tihange 3 sont déjà en cours de réalisation, dans le cadre de la révision décennale de Tihange 2 ; celles-ci n'apparaissent donc plus dans le plan d'action de Tihange 3 ; il s'agit entre autres : de la formalisation de la structure du *configuration management*, du développement des connaissances des bases de conception, de l'analyse de l'impact de l'évolution de l'environnement industriel autour du site de Tihange, de l'optimisation de la maîtrise de l'impact radiologique, de l'évaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée.

Certaines améliorations mises en évidence lors de cette révision décennale ont été intégrées dans le plan d'action BEST (Belgian Stress Tests).

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 encore améliorer le niveau de sûreté nucléaire. Les conclusions de cette évaluation font l'objet du présent rapport soumis à Bel V et à l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (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 3 jusqu'à la prochaine révision décennale.

2 Contexte réglementaire

2.1	Au niveau belge	11
2.2	Au niveau européen.....	13
2.3	Au niveau de l'U.S.NRC.....	14
2.4	Au niveau des publications de l'IAEA	15
2.5	Impact de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi	16

2 Contexte réglementaire

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

Pour la période 2004-2011, tous les détails de l'évolution du cadre réglementaire sont pris en compte dans les notes techniques [REF GEN-9].

Les évolutions majeures pour la période 2012-2014 sont également considérées.

2.1 Au niveau belge

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

En matière de 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 jusqu'en 2013 et 2016).

Des réunions ont eu lieu en 2005-2006 entre l'exploitant et l'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 jusqu'en 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.
- La loi de « sortie du nucléaire », amendée le 18 décembre 2013, qui précise l'arrêt définitif de Doel 1-2 en 2015 et la prolongation de 10 années pour Tihange 1.
- La loi du 3 juin 2014 modifiant celle du 8 août 1980 et ayant pour objectif de transposer la Directive 2011/70/Euratom établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs (voir plus loin).
- Les deux projets d'amendement de l'Arrêté Royal du 30 novembre 2011, pour ce qui concerne le déclassement des installations nucléaires et l'entreposage du combustible nucléaire usé et des déchets radioactifs.

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 et revues le 8 octobre 2013 afin de prendre en compte la mise à jour du Guide de Sûreté IAEA SSG-25 ;
- 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, en conformité avec la Recommandation Européenne 2004/02/Euratom, et la communication de ces informations à l'AFCN sur la base 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

Trois Directives constituent les textes les plus importants au niveau européen pour la sûreté nucléaire:

- La Directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 « establishing a Community framework for the nuclear safety of the nuclear installations », revue par la Directive 2014/87/Euratom du 8 juillet 2014, à la lumière des enseignements de l'accident de Fukushima. Notons que la publication de l'Arrêté Royal du 30 novembre 2011 permettait à la Belgique de répondre adéquatement à la transposition de la Directive 2009/71/Euratom.
- La Directive 2011/70/Euratom du 19 juillet 2011 « establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste »
- La Directive 2013/59/Euratom du Conseil du 5 décembre 2013 « laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/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 (cf. note FANC 2010-106).
- Les textes réglementaires associés au processus de transport des matières radioactives (Directive 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 dans la version datée de 2006, puis révisés en 2008 et revus en septembre 2014 à la lumière des enseignements de l'accident de Fukushima.
- La publication de WENRA pour ce qui concerne l'entreposage du combustible usé et des déchets radioactifs, parue en 2006 et révisée en mars 2010 et avril 2014.
- La publication de WENRA pour ce qui concerne le déclassé des installations nucléaires, parue en 2007 et revue en novembre 2011.

2.3 Au niveau de l'U.S.NRC

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), 27 mars 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 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 autres, 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 180 Regulatory Guides ont été identifiés, certains étant nouveaux, d'autres étant des révisions y compris de règles applicables au sens de l'Arrêté d'Autorisation. On notera en particulier:

- Le RG 1.189 (rev 2, octobre 2009), guide de référence pris en considération dans l'évaluation du *Safety Factor* 7.
- Le RG 1.200 (rev 2, mars 2009), guide de référence utilisé pour l'évaluation du *Safety Factor* 6 (*Probabilistic Safety Assessment*).

Durant cette période, 7 Generic Letters et 6 Bulletins ont été publiés, dont 2 règles de référence traitant de 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 Barsebäck).
- 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'IAEA

Près de 100 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 Reference Levels 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 *Safety Guide* NS-G-2.18 « Meteorological and Hydrological hazards in Site evaluation for nuclear Installations » (octobre 2011), guide de référence considéré dans l'évaluation du *Safety Factor* 7.
- 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 la parution du BSS Euratom 2013/59 cité auparavant.
- SSG-25 « Periodic safety review for nuclear power plants » (avril 2013), qui sert de base pour la réalisation de la RD pour l'unité considérée dans ce rapport.

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 avalisées 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 perte de la source froide ainsi que la gestion des accidents sévères³. 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 élevée. Des améliorations sont toutefois à prévoir en se basant sur les normes de sûreté préconisées par l'IAEA et les meilleures pratiques internationales.
- 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 a finalisé en juillet 2014 une révision de la directive sur la sûreté nucléaire (2009/71).
- Du côté américain, l'U.S.NRC a également demandé des actions immédiates via:
 - Le Bulletin 2011-01 *mitigating strategies* demandant la vérification de l'implémentation des stratégies qui avaient dû être développées suivant « B5.b » et 10 CFR 50.54(hh) (voir supra) 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 »).

3: 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.

- Ceux-ci ont été 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 Blackout* (SBO) sont à l'étude.

3 Évolution de la centrale

3.1 Projets et modifications	21
3.2 Révision décennale précédente.....	26
3.3 Belgian Stress Test (BEST)	30
3.4 Dimensionnement d'installations auxiliaires dans le cadre de la poursuite d'exploitation	32

3 Évolution de la centrale

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

Voici un résumé des divers projets significatifs ayant impacté la sûreté. Ce résumé couvre la période de 2004 à 2014.

3.1 Projets et modifications

Ce chapitre reprend la liste des projets et modifications les plus marquants survenus sur l'unité.

2004

- A3/02/02: *Pressure locking et thermal Binding*

Mise en place d'un dispositif de dépressurisation de l'espace inter-opercules sur des vannes à doubles opercules pouvant être soumis à un phénomène de pressurisation. Finalisation de la modification en 2004.

Justification: Blocage de la vanne suite à un effet de pressurisation (hydraulique/thermique) de l'espace inter-opercule.

- A3/04/02: Remplacement de la pompe de puits CEU P01

Remplacement crépine et pompe. Cette modification a consisté à un re-chemisage du puits et le remplacement de la pompe actuelle par un autre type. Le point d'aspiration de la pompe dans le puits a ainsi pu être abaissé.

Justification: Baisse de performance du puits suite à un colmatage progressif du massif environnant. Développement bactérien important dans le puits causé par les remous/aération de l'eau générée par le point d'aspiration/débit nul de la pompe.

- C3/04/01: Modification des filtres de recirculation CIS/CAE

Mise en place de filtres sur les lignes de recirculation CIS/CAE. Cette modification a consisté à augmenter la surface d'aspiration des lignes de façon à éviter tout colmatage progressif des points d'aspiration provoqué par le drainage des débris divers dans l'anneau du puisard en phase accidentelle.

Justification: voir REX Barsebäck

2005

- A3/05/01: Revue des exigences du puits CEU P3.1.

Limitation de débit du puits CEU P3.1. à 150m³/h au lieu de 250m³/h suite au remplacement de la crépine de la pompe puits P3.1.

Justification: Introduire le nouveau débit de conception de la pompe CEU P01 au niveau des Spécifications Techniques.

- A03/05/02: Modification des pompes et crépines des puits CEU P3.2 et 3.6.

Justification: Corrosion importante de la crépine ; modification du type de pompe (passage en pompe immergée) afin de limiter les remous (et donc l'oxigénation de l'eau) dans le puits.

- A3/05/05: Equipement du puits CEU 3.1bis pour la fonction CEU train B
Equipement du puits CEU 3.1 bis d'une pompe et tuyauterie en remplacement du puits CEU 3.1.

Justification: Colmatage progressif de puits CEU P3.1.

- S3/05/01: Remplacement batteries CCC et CCA
Remplacement batteries BT1/S3 et BT2/V4.

Justification: Matériel obsolète.

2006

- S3/05/09: Remplacements de batteries qualifiées
Remplacement de PCT3-CCC-BT1-S2 et PCT3-CCC-BT1-SN2 par un nouveau type de batteries qualifiées.

Justification: Matériel obsolète.

- S3/05/13: Remplacement de capteurs qualifiés
Remplacement des capteurs Hartman and Brown 1EA suite à la durée de vie qualifiée.

Justification: Respect de la limite de durée de vie qualifiée des capteurs.

2007

- C3/05/01: Vannes CVC V400, V500, V600
Remplacement des vannes d'isolement manuelles du CVC atmosphère par des vannes motorisées suite aux études RTGV.

Justification: Conséquence radiologique d'une RTGV et évolution de la limite de dose des accidents de classe III.

- C3/07/06: Modification de la STE 16.3.4.9.1 concernant les limites pression/température du CRP
Modification des gradients de refroidissement et de chauffage du CRP et limite minimum dans le CRP.

Justification: Limiter les contraintes mécaniques dans la cuve du réacteur.

- E3/06/01: ETDR: prise en compte des signaux BPVA dans les études d'accident RTV
Déplacement ou protection de capteurs CVP (générant le signal « Basse pression vapeur avancée ») exposés éventuellement à jet de vapeur.

Justification: ETDR: Prise en compte des signaux BPVA (Basse Pression Vapeur Avancée) dans les études d'accident RTV.

- M3/07/08: Remplacement du lot 1 des tableaux électriques 380 V classés de Tihange 3.

Remplacement du lot 1 des tableaux électriques 380V classés premier et deuxième niveaux.

Justification: Obsolescence des tableaux actuels et de leurs composants.

- S3/05/04: Remplacement des disjoncteurs 6KV (lot 1)

Justification: Les disjoncteurs actuels sont devenus obsolètes et potentiellement dangereux (cf. explosion à Tihange 1 en 1996). Il convient donc de les remplacer au plus vite par une technologie plus moderne et plus fiable.

2008

- M3/07/08: Remplacement du lot 1 des tableaux électriques 380 V classés de Tihange 3 – suite.

Justification: Obsolescence des tableaux actuels et de leurs composants.

2009

- E3/07/10: Remplacement des redresseurs, onduleurs, UPS classés et non classés du CCC et du CCA de Tihange 3 (premier lot)

Justification: Obsolescence et défauts liés au vieillissement des équipements actuels.

- M3/08/03: Remplacement des disjoncteurs 6 kV (lot 6)
- S3/05/04: Remplacement des disjoncteurs 6 kV (lot 1)

Justification: Obsolescence du matériel actuel.

2010

- E3/07/03: Remplacement de l'ensemble servomoteur et positionneur Eckardt des vannes RRA VX10 et VX12 du train R et G

Justification: Non-qualification 1EA des positionneurs ECKARDT liés aux servos et vannes RRA X10 et X12.

- E3/09/05: Remplacement des redresseurs, onduleurs, UPS classés et non classés du CCC et du CCA de Tihange 3 (deuxième lot)

Justification: Obsolescence et défauts liés au vieillissement des équipements actuels.

- M3/08/04: Remplacement du lot 5 des tableaux électriques 380 V classés (TAm2/S1-2-3 et TAm1/BUS1-2-3)

Justification: Obsolescence des tableaux actuels et de leurs composants.

- M3/09/04: Remplacement des disjoncteurs 6 kV (TAg1/N3 et N4, TAg1/S1 et S2)

Justification: Obsolescence.

2011

- E0/07/01 - E0/09/01: Projet de protection du site – Installation de tourniquets et de sas matériel pour sécuriser le périmètre technique P3

Justification: Empêcher ou retarder une intrusion dans le périmètre protégé du site (P2).

- M3/11/01: Remplacement de la batterie BUS 3G de type SPF par un nouveau type de batterie qualifiée OPZS

Justification: Les batteries du bus 3G présentent des traces d'oxydation récurrentes.

2012

- C3/05/01: Vannes CVC V400, V500, V600 – Remplacement des vannes d'isolement manuelles du CVC atmosphère par des vannes motorisées suite aux études RTGV

Justification: Amélioration de la sûreté.

- E3/11/03: Remplacement des onduleurs et redresseurs du CCA et CCC (troisième lot)

Justification: Obsolescence et défauts liés au vieillissement des équipements actuels.

- E3/11/05: BEST3 Pl. B - Passage & maintien en état de repli Tihange 3 en cas d'inondation

Justification: Une analyse de l'inondation du site et son impact sur la sûreté des unités a été réalisée. Pour l'unité 3, il est proposé de mettre en place deux solutions ultimes en cas d'inondation:

- L'alimentation en eau des GV depuis la fosse CEM via les clapets EAACX24/via piquage EAN.
- Réalimentation en eau des piscines de désactivation et DE à partir des réservoirs TEP B04&B05.

- O3/02/01: RDTi3 - Sujet 18.5. Risque d'inondation des locaux (électriques, galeries) et CEI

Justification: Eviter le risque de propagation d'eau pouvant affecter des équipements de sûreté.

- S3/05/04: Remplacement des disjoncteurs 6 kV (lot 3)

Justification: Obsolescence du matériel actuel.

2013

- E3/13/07: BEST Tihange 3: Complete Station Blackout (CSBO)

Justification: Modification de la ligne CAR d'alimentation des vannes EAA sur les lignes d'appoint aux générateurs de vapeur.

- C0/09/01: Modifications des limites d'activité du CRP

Justification: Suite des études RTGV.

- C0/11/02: Mise à niveau du modèle de dispersion utilisé en cas de plan d'urgence à caractère radiologique (ACR)

Justification: Le modèle, version 1.02 sous Windows NT4, n'a plus été upgradé depuis plusieurs années. De plus, l'environnement informatique obsolète ne garantit plus de possibilité d'assistance, l'envoi des données par modem est également dépassé.

- E3/09/04: Remplacement du SIN

Justification: Remplacement du système pour cause d'obsolescence.

- M3/12/10: Remplacement des batteries CCA-BT2/V1

Justification: Remplacement en vue de parer à l'indisponibilité à court ou moyen terme de la batterie.

2014

- E3/11/10: Sécurisation & réaménagement des accès de la salle informatique S27 du bâtiment administratif - Placement d'un SAS protégé et serveur redondant CATI en S23.

Justification: Lié au projet CATI – conception d'une salle protégée pour serveur redondant HONEYWELL.

- M0/07/01: Sous-projet 2 - Système de détection et de surveillance du site contre l'intrusion

Justification: Il s'agit d'ajouter des caméras de surveillance générale car, actuellement, il n'y a que les espaces entre clôtures (no man's land) qui en sont équipés. A cette occasion, le monitoring en salle d'alarmes est renouvelé.

- M3/12/16: Remplacement de la batterie BT1/BUS2-R de type SPF par un nouveau type de batterie qualifiée OPzS

Justification: Les batteries du BUS2 présentent des traces d'oxydation récurrentes.

3.2 Révision décennale précédente

Les études réalisées dans le cadre de la deuxième RD de Tihange 3 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.

3.2.1 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 édictées durant les dix années courant de 1993 à 2003, en provenance de l'U.S.NRC, d'une part, et de 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 moyennant la prise en compte de quelques points de l'édition 2001 du code ASME XI.

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, le bi-rail 1250kN, le pont 100 kN du bâtiment DE, le pont 1300 kN du bâtiment DE, 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.

3.2.2 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).
- 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 et les explosions internes. La réévaluation de la température et du débit de l'eau de nappe ont donné lieu à la mise en service d'un nouveau puits et une modification de la température de conception.

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.

3.2.3 Thème: Études 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 3. Ce modèle a été actualisé en tenant compte de l'évolution de la centrale (procédures et modifications) et de la méthodologie en la matière. Sur la base des résultats du modèle PSA, des actions d'améliorations sont en cours d'implantation.

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.

3.2.4 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. 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 et implanté, pour faciliter l'utilisation des guides.

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 3 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.

3.2.5 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 concernant les mécanismes de dégradation et de vieillessement. L'obsolescence de certains composants a été également prise en considération.

La procédure de comptage des transitoires a été actualisée.

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

Le système de détection incendie est en cours de remplacement.

3.2.6 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).
- 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'implantation pour les systèmes de ventilation de sûreté et sont implantées pour les pénétrations d'enceinte. Un programme de suivi de la capacité des échangeurs CRI/CEB a été établi.

3.2.7 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.

3.2.8 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.

3.3 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. 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 autres 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 faisabilité 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.

Le programme BEST propose des améliorations dans 5 grands domaines:

- La gestion des situations d'urgence:
 - Renforcement du plan d'urgence interne par de nouveaux rôles d'astreinte permettant la gestion d'un accident affectant plusieurs unités (T123).
 - Installation d'un groupe diesel autonome permettant d'assurer une alimentation électrique de secours pour le Centre Opérationnel de Site (COS).
 - Installation de téléphones mobiles par satellite dans les locaux de crise (COS, COT).
- La gestion des risques externes:
 - Réévaluation de l'aléa sismique du site par le bureau d'études TE en collaboration avec l'Observatoire Royal de Belgique (ORB).
 - Construction de nouveaux Circuits de Moyens Ultimes (CMU) permettant d'assurer les fonctions de sûreté des 3 unités après une inondation du site consécutive à une crue décennale de la Meuse (alimentation électrique autonome, alimentation en eau des Générateurs de Vapeur, du CRP et des piscines de désactivation).

- Début des travaux destinés à mettre le site à l'abri d'une inondation en cas de crue décennale de la Meuse.
- La gestion des événements d'origine humaine:
 - Conception et préparation de la réalisation d'un dispositif d'appoint et de refroidissement de secours de la piscine de désactivation de Ti1 (projet EDMG – Chute d'avion).
- La gestion de la perte complète de toute alimentation électrique (CSBO):
 - Définition d'une stratégie de gestion d'une perte simultanée de toutes les alimentations électriques (réseau 400 kV, réseau 150 kV, groupes diesel 1^{er} niveau et groupes diesel 2^{ème} niveau).
- La gestion des accidents graves:
 - Conception et préparation de la réalisation d'un dispositif d'évent filtré destiné à protéger l'intégrité des enceintes de confinement en cas d'accident grave conduisant à la fusion du cœur.

3.4 Dimensionnement d'installations auxiliaires dans le cadre de la poursuite d'exploitation

Il concerne l'impact de la poursuite de l'exploitation sur les effluents radioactifs produits et surtout, sur la quantité de déchets générés. Cette approche est menée en concertation avec l'ONDRAF – Organisme National des Déchets RADioactifs et des matières Fissiles enrichies.

Pour le stockage des déchets radioactifs (y compris le stockage de gros composants dont le remplacement est prévu) et le stockage du combustible usé, tenant compte de la poursuite de l'exploitation, les installations et bâtiments doivent être correctement dimensionnés.

Ce chapitre décrit très synthétiquement les actions et projets les plus importants en cours afin de montrer qu'une approche proactive est mise en œuvre pour la gestion des déchets radioactifs, par toutes les parties prenantes, y compris Electrabel, ONDRAF, etc.

3.4.1 Gestion de stockage des combustibles usés

L'entreposage intermédiaire de combustible usé est réalisé par une piscine (DE) à Tihange en ce moment. L'entreposage a été conçu pour un fonctionnement de 40 ans des centrales mais sans décharge des piscines de désactivation qui resteraient pleines. Dans ces piscines de désactivation, le combustible usé y est placé pour les premières années. Dans les conditions actuelles, une saturation de l'entreposage et des piscines de désactivation aurait lieu vers 2022.

Dès 2010 une étude pour un entreposage complémentaire a été lancée de manière à assurer la possibilité d'entreposage des éléments de combustible usé couvrant le fonctionnement des centrales, la décharge des piscines de désactivation à la fin de l'exploitation de chacune des centrales et prenant en compte la prolongation d'exploitation de 10 ans de Tihange 1.

Après une étude de faisabilité d'un entreposage sous eau, celle d'un entreposage à sec (technique déjà implantée à Doel) est en cours avec une extension en cas de nouvelle prolongation du fonctionnement d'une des centrales de Tihange. Une capacité supplémentaire d'environ 60 conteneurs doit être prévue compte tenu du cadre légal actuel. Le but est d'avoir la capacité d'entreposage supplémentaire au cours de 2021.

Les guidances de l'AFCN sont applicables pour les nouveaux entreposages. L'entreposage (bâtiment et/ou conteneur) doit résister à différents types d'accidents (crash d'avion, feu, séisme, etc.). La durée des études et de la construction de l'entreposage dépend aussi du déroulement du processus de (pre)-licensing avec l'AFCN.

3.4.2 Gestion des déchets radioactifs

3.4.2.1 Inventaire, caractérisation et possible évacuation de déchets dans les piscines de désactivation

Suite au projet *Emptying of Pools* (EOP) qui fait partie du programme de fermeture suspendu, le département Fuel élaborera un plan d'approche pour l'inventaire et la caractérisation des déchets qui se trouvent dans les piscines de désactivation de toutes les unités.

En préparation du démantèlement de Doel 1 et 2, il a été décidé que les matériaux non fissiles et les déchets historiques contenus dans les piscines du GNH devaient être évacués avant le début effectif du démantèlement.

Les matériaux ont été inventoriés et divisés en 3 groupes:

- Les matériaux très actifs qui ne peuvent pas être évacués par des procédés de traitement agréés (p.ex. grappes de réglage, les bouchons, etc.) et qui doivent être stockés temporairement sur site en *dual purpose high integrity casks*.
- Les matériaux qui peuvent être évacués et traités par les procédés agréés.
- Un groupe de différents matériaux qui doit être étudié de manière plus approfondie (p.ex. filtres).

3.4.2.2 Problématique des résines

En raison de la non-reconnaissance du procédé de thermocompactage pour les résines et du manque d'alternatives, les résines produites doivent entretemps être stockées. En parallèle, des recherches de nouveaux procédés de traitement potentiels ont lieu.

En ce qui concerne l'augmentation temporaire de la capacité de stockage qui est critique pour la centrale nucléaire de Tihange, Electrabel a choisi d'utiliser suffisamment de conteneurs de transport de 20 pieds blindés, équipés à chaque fois de deux réservoirs d'une capacité de 2,33 m³ chacun. La fabrication, la certification et l'installation sont réalisées par le Transnubel.

L'objectif est de transporter les conteneurs vers le site de Belgoprocess pour un stockage temporaire dans le bâtiment 136 (propriété de Synatom).

La recherche d'un procédé de conditionnement homologable se poursuit afin de trouver une solution à moyen et long terme.

3.4.2.3 Couvercles de réacteur et générateurs de vapeur

Le couvercle de réacteur remplacé à Tihange 3 a été stocké sur site, dans le SGV, près du couvercle de Tihange 1.

L'état des générateurs de vapeur eux-mêmes est inchangé. Pour rappel, le SGV contient les 9 GV's remplacés de Tihange 1, 2 et 3.

4 Objectifs

4.1 Révisions décennales: clause dans le permis d'exploitation.....	37
4.2 Objectifs d'une révision décennale	37
4.3 Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté	39

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-8].

La période de 10 ans débute lors de la réception technique, à partir de la première mise en service à pleine puissance (22/07/1985) comme stipulé dans l'Arrêté Royal [REF GEN-8].

4.2 Objectifs d'une révision décennale

Lors d'une révision décennale ou *periodic safety review* (PSR) d'une installation nucléaire, il convient de répondre 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, le processus comporte une détermination des 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.

Arrêté Royal du 30 novembre 2011, article 14§1 [REF GEN-6]

4.3 Nouvelle méthodologie axée sur des facteurs de sûreté

Electrabel et l'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'IAEA.

Dorénavant, la révision décennale consistera en une évaluation de la sûreté nucléaire de l'unité sur la 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 (domaine de sûreté)		Safety Factor (facteur de sûreté)
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 Assessment
	7	Hazard analysis
Performance and feedback of experience	8	Safety performance
	9	Use of experience from other plants and research findings
Management	10	Organisation 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].

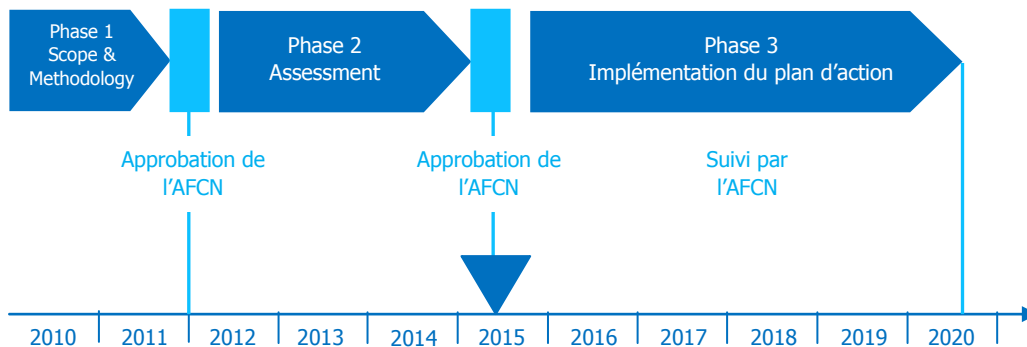
5 Déroulement

5.1	Trois phases.....	43
5.2	Phase 1: Scope & methodology	44
5.3	Phase 2: Assessment	45
5.4	Phase 3: Exécution des actions	46

5 Déroutement

5.1 Trois phases

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



Détermination du scope & methodology de l'évaluation

L'établissement du *scope et methodology* a débuté en 2009 et a duré deux ans. L'AFCN disposait ensuite d'un délai de six mois pour évaluer celui-ci.

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 évaluations 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 évaluations sera soumis à l'AFCN pour approbation au plus tard à la date anniversaire de la centrale de Tihange 3. Tihange 3 est en service depuis le 22 juillet 1985 et aura donc 30 ans le 22 juillet 2015 (T10). L'AFCN dispose de six mois pour commenter, puis approuver le plan d'action.

Exécution du plan d'action

Après la remise du rapport de synthèse, le plan d'action sera exécuté sur une période de cinq ans. En ce qui concerne Tihange 3, il doit avoir été exécuté au plus tard pour le mois de juillet 2020.

5.2 Phase 1: Scope & methodology

Pour déterminer le cadre de la révision décennale, il convient d'établir une liste reprenant les domaines et sujets de sûreté, les installations concernées ainsi que la planification générale de la RD.

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 Rev. 1.0* a été remise à l'AFCN en janvier 2012. En février 2012 les commentaires de l'AFCN ont été transmis à Electrabel. Une note rev.2.0 [REF GEN-2] a été envoyée vers l'AFCN en avril 2013. Le cadre et la méthodologie ont été approuvés conditionnellement par l'AFCN en juin 2014 et définitivement en novembre 2014.

5.3 Phase 2: Assessment

Après approbation du *scope & methodology* par l'AFCN et désignation des auditeurs, l'évaluation de 14 *Safety Factors* a été réalisée dans cinq domaines:

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

Auditeurs

Les auditeurs sont désignés par le chef de projet RD 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 & 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'auditeur.

Évaluation

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

L'évaluation 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 auditeurs 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.

Évaluation globale

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 évaluations sont connus, une équipe d'experts procède à une évaluation globale 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 (22 juillet 2015).

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'action.

6 Évaluation des 14 Safety Factors

6.1	Plant Design (SF1).....	49
6.2	Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)	54
6.3	Equipment Qualification (SF3)	61
6.4	Ageing (SF4)	66
6.5	Deterministic safety analysis (SF5).....	72
6.6	Probabilistic Safety Assessment (SF6)	80
6.7	Hazard Analysis (SF7)	86
6.8	Safety Performance (SF8)	98
6.9	Use of experience from other plants and research findings (SF9).....	104
6.10	Organisation and administration (SF10).....	112
6.11	Procedures (SF11).....	116
6.12	The Human Factor (SF12)	121
6.13	Emergency Planning (SF13).....	124
6.14	Radiological impact on the environment (SF14)	129

6 Évaluation des 14 Safety Factors

6.1 Plant Design (SF1)

La conformité de la conception de Tihange 3 et du bâtiment DE aux General Design Criteria du 10CFR50 Appendix A [REF SF1-1] et du 10CFR72 Subpart F [REF SF1-2] respectivement, 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.

Les systèmes de protection du deuxième niveau de Tihange 3 permettent le maintien de la centrale dans un état sûr pour une durée de l'ordre de 7 jours en cas de *Station Blackout* (SBO), ce qui constitue un point fort.

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."

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 SF1-1], complétées avec quelques critères de conception sélectionnés de la réglementation de l'U.S.NRC (de [REF SF1-3] à [REF SF1-17]).

Pour le bâtiment de stockage du combustible usés (DE), la conformité de la conception et de sa documentation par rapport au 10CFR72 Subpart F, General Design Criteria [REF SF1-2] est analysée.

6.1.2 Évolution de la centrale

Conception initiale

Tihange 3 est un PWR en trois boucles avec une enceinte du réacteur à double paroi: l'enceinte intérieure est constituée de béton précontraint avec une doublure en acier pour assurer l'étanchéité ; l'enceinte extérieure est constituée de béton armé.

Tihange 3 dispose d'un premier et d'un deuxième niveau (bunker) de protection. La défaillance unique d'un composant actif a été prise en compte lors de la conception. Les

systèmes du premier niveau sont initiés automatiquement en cas d'accident d'origine interne ; ceux du deuxième niveau sont conçus pour assurer la sûreté nucléaire en cas d'accident d'origine externe (chute d'avion, explosion d'un nuage de gaz, etc.). Le point de départ est l'indépendance entre le premier et le deuxième niveau de protection. Un nombre limité de composants du premier niveau sont néanmoins également activés par le second niveau (par exemple: les vannes d'isolement situées sur les lignes vapeur et celles sur les lignes d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur, les vannes de décharge de vapeur à l'atmosphère, les vannes de sûreté du pressuriseur du circuit primaire). La phase initiale du deuxième niveau de protection est automatique pendant 3 heures, suivie par une reprise en manuel à partir de la salle de commande dans le bunker. Le circuit d'ultime secours CUS regroupe les fonctions d'alimentation ultime des GVs (AUG), le circuit d'injection d'ultime secours (CIU), le circuit de refroidissement d'ultime secours (CRU) et le circuit d'injection d'ultime secours aux joints des pompes primaires (IJU). On retrouve également les circuits des diesels d'ultime secours (GDU) et la salle de commande d'ultime secours.

Le bâtiment DE est dimensionné pour le stockage intermédiaire des assemblages de combustible usé des trois unités de Tihange. Le bâtiment est conçu pour résister aux accidents d'origine externe. Le système de refroidissement des piscines est refroidi par le système de refroidissement intermédiaire de Tihange 3, secouru par l'eau de la nappe d'eau souterraine. Ce lignage de secours est réalisé manuellement. Un système de ventilation permet la mise en dépression du bâtiment DE vis-à-vis de l'atmosphère extérieure.

Evolution depuis la conception

Dans le cadre des première et seconde révisions décennales, d'importantes améliorations de la conception ont été réalisées:

- Interconnexion entre l'injection de sécurité basse pression et l'aspersion d'enceinte, de sorte que la recirculation de longue durée à basse pression puisse également être assurée par les pompes d'aspersion d'enceinte en cas de défaillance des pompes d'injection de sécurité basse pression (première RD).
- Installation de soupapes de décharge sur le pressuriseur du circuit primaire qualifiées pour une décharge en eau et en vapeur (première RD).
- Forage d'un nouveau puits d'eau de nappe pour remplacer le puits CEU P01, qui était en perte de capacité suite au colmatage local de l'aquifère autour du puits (deuxième RD) et remplacement des pompes.

Les générateurs de vapeur ont été remplacés en 1998 au vu d'un nombre important de tubes touchés par la corrosion. Les nouveaux générateurs de vapeur sont équipés de tubes en Inconel 690 TT à la place de l'Inconel 600 MA, et sont par conséquent moins sujets à la corrosion. Du fait de leur surface d'échange plus grande, leur capacité de refroidissement est plus importante.

Des recombineurs autocatalytiques ont été installés pour éviter l'accumulation d'hydrogène lors d'un accident avec endommagement du combustible.

Evolution de la conception dans les dix dernières années

Après les tests de résistance en 2011, des améliorations de conception sont mises en œuvre/en cours d'implémentation pour maîtriser les situations ultimes. Les améliorations les plus importantes sont les suivantes:

- Création d'un appoint du circuit primaire en eau boriquée. Le nouveau circuit est muni de deux pompes en parallèle, dont une seule est opérationnelle à la fois. En situation de CSBO (*Complete Station Blackout*) ou en cas d'inondation, l'eau utilisée pour faire l'appoint au circuit primaire est puisée dans les réservoirs de remplissage des piscines CTP.
- Création d'une alimentation en eau de nappe des générateurs de vapeur en cas d'inondation. La modification consiste en un appoint aux générateurs de vapeur via la bache PED B03, remplie d'eau de nappe, avec l'installation de deux nouvelles pompes et du circuit associé.
- Ajout de groupes diesels ultimes. Dans un souci de fiabilité et de diversification, ces diesels sont refroidis à l'air contrairement aux diesels GDS et GDU.
- Implémentation d'un dispositif d'éventage filtré du bâtiment réacteur afin d'éviter des suppressions de celui-ci en cas d'accident avec endommagement de combustible.
- Protection périphérique du site contre l'inondation externe (voir SF7 *Hazard analysis*).

D'autres améliorations de conception ont été réalisées/sont en cours de réalisation depuis la conception originale dans le cadre de divers projets visant à améliorer la sûreté nucléaire. Les améliorations les plus importantes sont les suivantes:

- Installation de nouvelles chaînes N16 permettant la détection précoce d'une rupture d'un tube GV.
- Installation de nouveaux filtres de recirculation dans le bâtiment réacteur, permettant une marge suffisante de NPSH pour les pompes CIS/CAE.

6.1.3 Évaluation

6.1.3.1 Conclusions générales

"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."

U.S.NRC 10CFR50.2 [REF SF1-18]

Par conséquent, documenter les bases de conception exige de lister les fonctions des systèmes et structures importants pour la sûreté et les paramètres de conception associés ainsi que leurs valeurs limites.

Les bases de conception

Les bases de conception ont été documentées pour les structures et systèmes qui ont fait l'objet d'un examen.

Le *Standard Review Plan* (SRP) a servi d'outil pour sélectionner les exigences de sûreté fonctionnelle auxquelles un système ou une structure spécifique doivent se conformer. Les réponses à ces exigences de sûreté ont été recherchées et transcrites suivant une structure *design base functions* et *design base values* décrites dans le NEI 97-04 [REF SF1-19].

Pour Tihange 3, la conformité à l'ensemble des 216 critères de conception retenus est documentée de manière satisfaisante, bien que certains éléments restent assez généraux. Pour répondre à certaines exigences, essentiellement pour la protection contre les influences extérieures, les systèmes du deuxième niveau de protection (CUS) ont été pris en compte. Pour trois critères, un point fort a été évalué par rapport au *Station Blackout* (SBO) au vu de la présence du Bunker.

Par rapport au bâtiment DE, la conformité à l'ensemble des 22 critères de conception retenus est documentée de manière satisfaisante, bien que certains éléments restent assez généraux, à l'exception d'un critère relatif à la prise en compte du démantèlement lors de la conception du bâtiment DE.

6.1.3.2 Points forts

Le point fort suivant a été identifié:

- ✓ **Les systèmes de protection du deuxième niveau de Tihange 3 permettent le maintien de la centrale dans un état sûr pour une durée de l'ordre de 7 jours en cas de *Station Blackout* (SBO).**

Un point fort de l'analyse concerne la spécification liée au Station Blackout (SBO):

"10 CFR 50.63 requires that all light-water-cooled nuclear power plants be able to withstand and recover from a Station Blackout (SBO)"

U.S.NRC 10 CFR50.63 [REF SF1-9]

Or, au vu de la présence du bunker, la durée spécifique pour laquelle la spécification est demandée est atteinte et même dépassée (la durée spécifique d'un SBO est de 2h à 4h).

En cas de SBO, la présence de batteries permet d'alimenter les équipements de contrôle-commande et d'instrumentation importants pour la sûreté pendant 3 heures, les GV étant alimentés via la turbopompe.

De plus, le bunker permet d'assurer le maintien de la centrale dans un état sûr pour une durée de l'ordre de 7 jours, liée à la quantité de fuel des diesels de secours.

6.1.4.2. Améliorations possibles

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

✓ **SF1-1**

a/ Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans les bases de conception

- Définir les principaux types de documents constituant les bases de conception.
- Définir les liens et/ou la hiérarchie entre ces documents.
- Définir la méthode et l'outil de recensement/recherche des documents concernés.
- Dresser la liste des documents de ce type avec leur lieu de localisation.

b/ Implémentation de l'approche définie (accessibilité des documents)

6.1.3.3 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF5 Deterministic safety analysis

L'interface avec le SF5 concerne la capacité d'eau nécessaire pour atteindre l'arrêt à froid après un accident de conception (BTP 5.4. [REF SF1- 17]).

SF7 Hazard analysis

Il y a une interface avec le SF7 concernant la conformité aux exigences du 10CFR50 Appendix A GDC Critère 2 (Design bases for protection against natural phenomena) et GDC critère 4 (*Environmental and Dynamic Effects Design Bases*).

6.1.4 Méthode

1 Sélection des SSC par thème

Les systèmes et structures de Tihange 3 à examiner ont été choisis de manière à couvrir les thèmes *reactor core*, *reactor coolant system*, *containment system*, *instrumentation and control system*, *electrical power system* et *water supply system* tel que recommandé dans la [REF GEN-1]:

Thème	SSC
Reactor core	Reactor Trip System
Reactor coolant system	CCV, CIS, CRP
Containment system	Steel Containment, Concrete Containment, Containment Functional Design, CAE
Instrumentation and control system	CSC, Engineered Safety Features Systems, Safe Shutdown Systems, Control Systems
Electrical power system	A-C Power Systems (On site), D-C Power Systems (On site), Emergency Diesel Generator
Water supply system	CEB, CRI, CTP, CVP, EAA, RRA, Condensate and feedwater system

Cette sélection est étendue au bâtiment de stockage du combustible usé (DE).

2 Identification des fonctions et paramètres de conception

Pour Tihange 3 le Standard Review Plan [REF SF1-21] constitue le fil conducteur pour sélectionner les exigences de sûreté fonctionnelles à partir du 10CFR50 Appendix A [REF SF1-1], du 10CFR50 [REF SF1-3 jusqu'au REF SF1-15,], des recommandations post TMI [REF SF1-16], et du BTP 5.4 [REF SF1-17]. Pour le bâtiment DE les exigences fonctionnelles proviennent du 10CFR72 Subpart F [REF SF1-2].

3 Documentation des données spécifiques

Recherche des réponses spécifiques à ces exigences dans la documentation de référence, essentiellement le rapport de sûreté. Documentation des réponses par système ou structure sous forme de tableau, conformément à NEI97-04 [REF SF1-19]. Pour répondre à certaines exigences, essentiellement celles liées à la protection contre les influences extérieures, les systèmes du deuxième niveau de protection (CUS) ont été pris en compte.

4 Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.2 Actual Condition of Systems, Structures and Components (SF2)

Le programme de *Maintenance, Surveillance et Inspection* (MS&I) est en ligne avec la réglementation et les bonnes pratiques internationales, et garantit que les SSC sont correctement entretenus, testés et inspectés.

Il a été constaté un fort engagement vis-à-vis du suivi des équipements qui sont critiques pour la sûreté nucléaire et/ou la disponibilité de la centrale grâce à un processus d'amélioration continue du programme MS&I sur la base du *Reliability Centred Maintenance* (RCM) et des *System Health Reports* (SHR).

La situation des équipements et structures les plus importants pour la sûreté est correcte.

6.2.1 Objectifs

"The objective of the review is to determine the actual condition of SSC important to safety and whether they are adequate to meet their design requirements. In addition, the review should confirm that the condition of SSC 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 (*Maintenance, Surveillance and Inspection* (MS&I)). Elle est confrontée aux directives de l'IAEA et de l'INPO [REF SF2-1] [REF-SF2-2]. En outre, elle donne un aperçu de l'état des systèmes, structures et composants (SSC) qui sont les plus importants pour la sûreté nucléaire.

6.2.2 Évolution de la centrale

On trouvera ci-dessous une vue d'ensemble de la gestion du programme MS&I à Tihange 3 et des évolutions importantes au cours des dix dernières années.

6.2.2.1 Le programme MS&I

Le programme MS&I de Tihange est intégré dans l'exploitation quotidienne de la centrale, ainsi que dans le processus de modifications. Les objectifs à moyen terme sont précisés dans le plan global de sûreté nucléaire et surveillés par des indicateurs de performance au niveau des départements et des entités. Ces indicateurs sont discutés au sein de différents comités (tels que Business Oversight, Management Team, SORC, PORC) et communiqués à toute l'organisation.

Le programme MS&I couvre toutes les activités préventives, prédictives et correctives, à la fois techniques et administratives, nécessaires pour identifier la dégradation de SSC et minimiser ou réparer cette dégradation, afin d'acquiescer la certitude que les SSC continueront à fonctionner correctement. Aussi bien les SSC actifs (par exemple, les mesures des vibrations, les analyses d'huile et la thermographie) que les SSC passifs (par exemple, le suivi du phénomène dit *Flow Accelerated Corrosion* (corrosion accélérée par l'écoulement), l'inspection en service, la surveillance de la chimie) sont soumis à différents types de maintenance prédictive. Tihange dispose d'un programme d'*inspection en service* et de test, comme le préconisent le Code ASME XI et sa transposition dans la réglementation belge.

De nombreuses activités MS&I sont sous-traitées, mais la responsabilité finale relève du site de Tihange.

Scoping et identification des composants critiques

La criticité des SSC constitue la base du programme MS&I, développé initialement sur la base des Spécifications techniques, des codes et des normes, des recommandations des fournisseurs et des exigences imposées par les compagnies d'assurance.

Surveillance des performances

La performance des SSC est surveillée au moyen de « Fiches d'indisponibilité », servant à vérifier si l'indisponibilité des SSC liés à la sûreté reste sous le seuil d'indisponibilité maximale admissible, tel que précisé dans les Spécifications techniques. L'ampleur de l'indisponibilité maximale admissible des SSC est déterminée par le « facteur G », le principal indicateur de performance (ratio entre l'indisponibilité observé et l'indisponibilité maximale admissible telle que précisée dans les spécifications techniques).

La performance de près de 60 systèmes est en outre surveillée au niveau système via les *System Health Reports* (SHR). Pour les systèmes couverts par un SHR, les « Fiches d'indisponibilité » servent à calculer un facteur G spécifique par système. Pour ces systèmes, le facteur G est analysé tous les six mois.

Si la défaillance des SSC donne lieu à une analyse des causes premières (« rapport d'incident »), les directives WANO sont respectées et des actions correctives sont définies pour chaque cause première, en accord avec l'Operating Experience Manager, et leur mise en œuvre est suivie par le PORC. Une action corrective peut également consister à adapter le programme MS&I.

Gestion du cycle de vie

À la centrale nucléaire de Tihange 3, la planification de la maintenance à long terme est mise à jour au moins une fois par an et traduite en objectifs annuels et en planification des arrêts sur plusieurs cycles du combustible.

Pour les SSC dont la dégradation est susceptible de provoquer à long terme une indisponibilité prolongée, et qui ne peuvent pas être réparés ou remplacés facilement, des *Ageing Summaries* sont élaborés à propos des problèmes à long terme. Les *Ageing Summaries* sont évalués par le *Safety Factor* (Facteur de sûreté) 4 Vieillesse (*Ageing*). Pour les autres SSC, le suivi des réparations ou des remplacements est assuré via la planification journalière, la planification des arrêts, les projets spécifiques ou les modifications.

Il n'existe que très peu d'exemples de *Life-Cycle Management Plans* concrets. Des *Life-Cycle Management Plans* sont, par exemple, en place pour le couvercle de la cuve du réacteur et pour les transformateurs principaux.

Installations de maintenance

Les installations de maintenance, réparties sur tout le site de Tihange, comprennent des ateliers réservés à des équipements spécifiques (par exemple, équipements mécaniques, équipements électriques, composants I&C), des installations de décontamination et des installations de soudage.

Dans certains cas, les équipements sont transférés aux installations de maintenance de sous-traitants hors du site de Tihange, par exemple en cas d'indisponibilité d'outils de maintenance ou de connaissances spécifiques sur site. La qualification des sous-traitants qui assurent des services de maintenance à Tihange ou dans leurs propres ateliers est garantie grâce à des audits périodiques, comme le prévoit la norme 10CFR50 Annexe B [REF SF2-3].

6.2.2.2 Reliability Centred Maintenance

La *Reliability Centred Maintenance (RCM)* Maintenance centrée sur la fiabilité, dont l'objectif est de renforcer la fiabilité des SSC critiques, est une des améliorations apportées au programme MS&I depuis la deuxième RD.

La RCM permet de satisfaire aux exigences du Guide de sûreté NS-G-2.6 [REF SF2-2] de l'IAEA concernant l'optimisation du programme MS&I existant, en tenant compte de l'expérience en exploitation interne et externe.

La RCM porte sur les SSC liés et non liés à la sûreté, dont la fonction, la criticité et les modes de défaillance potentiels sont soumis à une analyse systématique. La fiabilité des SSC est renforcée en faisant concorder les activités de maintenance préventive et prédictive avec les modes de défaillance potentiels des SSC, en tenant compte de l'importance des SSC pour la sûreté nucléaire (par exemple, en prenant en considération les résultats de l'étude probabiliste de la sûreté). La criticité des SSC actifs de Tihange 3 a été intégrée à la base de données SAP et des améliorations de leurs plans de maintenance ont été identifiées et validées par les équipes de maintenance. Seules les tâches de maintenance d'un nombre limité de SSC avaient été mises en œuvre jusqu'à présent dans SAP.

6.2.2.3 System Health Reports (SHR)

En 2007, Tihange 3 a commencé à mettre en œuvre le processus de System Health Reports (SHR) inspiré du document AP-913 [REF SF2-2] de l'INPO. Pour un certain nombre de systèmes critiques, retenus sur la base des analyses PSA et de l'expérience en exploitation, les résultats des activités MS&I concernant différents SSC du système sont regroupés afin d'identifier des tendances et détecter la dégradation potentielle de leur performance.

Outre les résultats MS&I, les SHR couvrent également des aspects comme le retour d'information des Ageing Summaries figurant dans l'AMP (cf. SF4 *Ageing*), les Justifications for Continued Operation (JCO): Justifications de la poursuite de l'exploitation) et les dérogations, ainsi que les Rapports d'inspection Bel V.

Les SHR suivants sont actuellement en place: AUG, BT, CAE, CAR, CAR2, CCA, CCC, CEB, CEI, CEN, CEU, CEX, CGH, CGL, CGN, CHE, CIS, CIU, CPE, CPR, CPW, CRI, CRP, CRS, CRU, CSC, CTP, CVC, CVP, EAA, EAN, EDD, EDN, GBR, GDS, GDU, IIC, INE, MAN, OD, PEN, PGV, RD, RPP, RRA, SAS, SIP, TAB SEC, VBA, VBK, VBL, VBP, VBR, VBU, VEA et VSP.

Lors de l'actualisation périodique de l'évaluation de santé du système, un examen est organisé entre les différents départements concernés par celui-ci: le chef du service SHR, un ingénieur système par section du service SHR, le chef du service Exploitation ou l'Exploitation Coordination Manager (ECM), le Contrôleur Indépendant de Sûreté (CIS) de

l'unité et le chef du service Maintenance de l'unité. Le rapport SHR final est discuté en réunion PORC.

En 2014, Electrabel Corporate a décidé de mener une étude de faisabilité concernant la mise en œuvre de la méthodologie AP-913 dans ses centrales nucléaires. Le projet pilote porte sur le système EAN, un train du système AUG et la station d'eau.

6.2.2.4 OSART 2007 de l'IAEA

La mission menée en 2007 par l'*Operational Safety Review Team* (OSART) de l'IAEA a confirmé que Tihange avait mis en œuvre un programme MS&I complet et bien documenté, et inscrit quelques pratiques de maintenance, comme l'élaboration d'une base de données des réparations/remplacements, la matrice d'incompatibilité pour le stockage des produits chimiques dans les laboratoires chimiques, le programme de contrôle et de surveillance de la chimie au rang des bonnes pratiques.

6.2.3 Évaluation

6.2.3.1 Conclusions générales

L'évaluation a mené aux constatations générales suivantes:

- Tihange 3 a établi et mis en œuvre un programme MS&I complet et bien documenté, conforme aux prescriptions du Guide de sûreté NS-G-2.6 de l'IAEA.

Les programmes initiaux composant le programme MS&I étaient basés sur divers piliers: les Spécifications Techniques du rapport de sûreté, la législation belge, les codes ASME et IEEE, ainsi que les recommandations des fournisseurs et assureurs. L'efficacité de ces programmes est suivie au moyen d'indicateurs de performance et ils sont adaptés sur la base du retour d'expérience interne et externe.

- Depuis le dernier examen périodique de la sûreté (RD), diverses initiatives ont été prises afin de gérer plus efficacement l'état réel des SSC.

Le processus de SHR lancé en 2007 et le projet de RCM en sont les principaux exemples. Un projet pilote est en cours depuis 2014 en vue de transformer le système de gestion actuel de l'état réel des SSC en un processus INPO AP-913 [REF SF2-2] systématique, complet et intégré.

- L'état physique réel des SSC les plus importants des différents domaines des équipements mécaniques, des systèmes couverts par les SHR, des équipements électriques, des composants I&C et des bâtiments a été examiné.

Cet examen s'est basé sur les versions les plus récentes des AS et des SHR, ainsi que sur les résultats des inspections les plus récentes qui ne sont pas encore intégrés dans les AS ou les SHR. L'examen suggère un suivi rigoureux des phénomènes de vieillissement qui affectent les SSC les plus importants de Tihange 3 par le biais d'inspections approfondies, ainsi que la prise de mesures appropriées, afin de s'assurer que ces SSC pourront continuer à remplir leurs fonctions de sûreté. Depuis la dernière RD, Tihange 3 met ou a mis en œuvre des améliorations matérielles majeures dans différents domaines, avec des effets positifs considérables sur l'état des SSC liés à la sûreté de Tihange 3. En voici quelques exemples: remplacement du couvercle de la cuve du réacteur en 2015, remplacement des générateurs de vapeur en 1998, remplacement des transformateurs élévateurs en 2007, remplacement des

blocs d'alimentation des systèmes de protection du réacteur de premier et de deuxième niveaux (circuits CPR et CPW) en 2012, réparations de la façade nord du bâtiment eau-vapeur prévues en 2016.

6.2.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

✓ **Le programme MS&I est bien documenté et suivi, comme cela a été constaté par la mission OSART conduite en 2007.**

- L'évaluation a montré que le programme MS&I existant à Tihange 3 présente les caractéristiques principales que ce système est censé présenter en vertu du Guide de sûreté NS-G-2.6 [REF SF2-1] de l'IAEA: maintenance individuelle sous-jacente multiple, programmes de surveillance et d'inspection, suivi de l'indisponibilité des SSC liés à la sûreté, documentation de la dégradation et des défaillances des SSC et analyses associées, programme de screening et analyse de l'expérience en exploitation interne et externe.
- La mission menée par l'OSART en 2007 a tiré la conclusion que la centrale nucléaire de Tihange avait mis en œuvre un programme de surveillance complet et bien documenté.

✓ **Le programme de conditionnement et de monitoring chimique est plus strict que ce qui est demandé au niveau des spécifications techniques.**

Les critères de chimie de l'eau et les spécifications sont définis correctement dans les procédures ad hoc de la centrale, et ce dans toutes les conditions d'exploitation. La mission OSART a relevé deux bonnes pratiques à Tihange: la mise en place d'un système de calibration des micropipettes et l'existence d'une matrice d'incompatibilité pour le stockage des produits chimiques dans les laboratoires de chimie.

✓ **La disponibilité des SSC liés à la sûreté est donnée par le facteur G.**

Les Spécifications techniques précisent l'indisponibilité maximale admissible des SSC liés à la sûreté. L'ampleur de l'indisponibilité maximale admissible des SSC est déterminée par le « facteur G », le principal indicateur de performance. Le facteur G des systèmes couverts par un SHR est analysé tous les six mois.

✓ **Un engagement important a été constaté vis-à-vis du suivi des SSC qui sont critiques pour la sûreté nucléaire et/ou la disponibilité de la centrale.**

Cet engagement se reflète via les diverses initiatives qui sont en cours depuis la révision décennale précédente afin d'augmenter la fiabilité des SSC critiques, comme les *System Health Reports* (SHR), le projet *Reliability Centred Maintenance* (RCM), et le projet pilote suivant l'Industry Guideline INPO AP-913

✓ **Le processus des *System Health Reports* (SHR) récemment mis en place est basé sur les bonnes pratiques décrites dans l' *Industry Guideline* INPO AP-913.**

Il existe actuellement des SHR pour près de 60 circuits importants pour la sûreté nucléaire. Tous les six mois, les données les plus importantes en lien avec la situation générale des SSC de ces systèmes et l'efficacité des programmes de maintenance et de test, sont systématiquement analysées.

- ✓ **Les ateliers de maintenance disponibles, aussi bien sur site qu'en dehors du site, sont en nombre suffisant et la qualification des contractants et fournisseurs externes est maîtrisée.**

Les ateliers de maintenance nécessaires sont un prérequis afin de garantir la bonne situation des équipements. Les installations de maintenance, réparties sur tout le site de Tihange, comprennent des ateliers réservés à des équipements spécifiques (par exemple, équipements mécaniques, équipements électriques, composants I&C), des installations de décontamination et des installations de soudage.

Dans certains cas, les équipements sont transférés aux installations de maintenance de sous-traitants hors du site de Tihange, par exemple en cas d'indisponibilité d'outils de maintenance ou de connaissances spécifiques sur site.

La qualification des sous-traitants qui assurent des services de maintenance à Tihange ou dans leurs propres ateliers est garantie grâce à des audits périodiques, comme le prévoit la norme 10CFR50 Annexe B [REF SF2-3].

6.2.3.3 Améliorations possibles

Néant.

6.2.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Ageing Management Programme (AMP)

Il y a une interface avec l'*Ageing Management Programme* (AMP).

SF4 Ageing

Conformément au Guide de sûreté NS-G-2.12 de l'IAEA portant sur la gestion du vieillissement, l'état réel d'une structure, d'un composant ou d'un groupe de structures et de composants doit être déterminé afin de pouvoir développer des plans pour la gestion efficace du vieillissement. À ce titre, le SF4 tient également compte des systèmes, des structures et des composants, mais en s'intéressant davantage aux défaillances liées au vieillissement, aux signes de dégradation matérielle importante et à leur impact sur leur performance future, à la dégradation due au vieillissement et à la durée de vie.

6.2.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

- 1 Examen du système de gestion du programme MS&I au regard du *Safety Guide* NS-G-2.6 de l'IAEA [REF SF2-1] et de l'*Industry Guideline* INPO AP 913 [REF SF2-2] en passant en revue:
 - La politique générale qui définit le champ d'application, les objectifs, les activités et les responsabilités concernant toutes les unités organisationnelles, ainsi que tous les programmes et toutes les activités qui y sont liés
 - La dotation en personnel, les ressources et la formation du personnel
 - Les indicateurs de performance et l'auto-évaluation permettant d'évaluer périodiquement l'efficacité du système de gestion.
- 2 Évaluation du scope des SSC qui sont pris en compte dans le programme MS&I.

- 3 Vérification de la qualité du programme MS&I existant au regard du *Safety Guide* NS-G-2.6 de l'IAEA [REF SF2-1] et en passant en revue les éléments suivants de l'*Industry Guideline* INPO AP 913 [REF SF2-2]:
 - Surveillance des performances
 - Maintenance préventive
 - Expérience en exploitation et Action corrective
 - Gestion du cycle de vie
 - Amélioration continue de la fiabilité des équipements.
- 4 Évaluation des ateliers de maintenance sur site et hors du site en passant en revue la disponibilité des:
 - Installations de décontamination et les ateliers disposant d'une superficie et d'équipements en suffisance pour procéder efficacement à la maintenance des équipements mécaniques, électriques et I&C
 - Autres installations, outils et équipements comme les maquettes, les équipements et les outils spéciaux, les blocs d'étalonnage, les enregistrements photo et vidéo, les simulations informatiques, les installations de levage et de manutention.
- 5 Établissement d'une vue d'ensemble du statut actuel des SSC les plus importants pour la sûreté nucléaire.
- 6 Les points forts et les améliorations possibles sont identifiés pour chacune des étapes.

6.3 Equipment Qualification (SF3)

L'évaluation montre que le système intégré de gestion et d'information (SAP), la base de données MASTER Q-LISTE, les rapports synthétiques de qualification des composants EI&C (RSQ) et les notes de recommandations, sont des outils qui permettent de garantir le respect des exigences de qualification des équipements liés à la sûreté.

Ils fournissent également un bon appui aux instructions d'achat et aux procédures d'entretien.

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 de la qualification de l'équipement a pour objet de vérifier la qualification d'origine des équipements liés à la sûreté et leur suivi permanent par un programme d'entretien en accord avec les spécifications du fournisseur concerné et les exigences spécifiques relatives au programme de qualification lui-même. Ce suivi doit être clairement documenté.

6.3.2 Évolution de la centrale

On trouvera ci-dessous, un aperçu de la gestion de qualification à Tihange 3 et des développements les plus importants de la dernière décennie.

Équipements mécaniques actifs

Afin de prouver l'aptitude au service de l'équipement mécanique actif, tel que demandé dans la spécification de conception, les dossiers constructeur du fabricant doivent contenir au moins une note de calcul, un rapport de vérification sismique qui prend en compte l'ensemble de l'équipement et de son actionneur (moteur électrique ou actionneur pneumatique) ainsi qu'un rapport d'essai (ou au moins des informations ou des données) relatif à la résistance à l'environnement (température, rayonnements) des parties non-métalliques.

La plupart de ces documents existent; cependant, ils ne font pas systématiquement l'objet d'un résumé, à l'exception de quelques « Rapports Synthétiques de la Qualification de la Robinetterie active » qui ont été rédigés dans les dernières décennies. Ces rapports sont succincts et n'existent pas pour les autres équipements tels que les pompes et les diesels.

Équipements Électriques et I&C (EI&C)

Les équipements EI&C pour les applications liées à la sûreté sont des équipements pour lesquels une série de tests démontre leur adéquation pour des fonctions de sûreté nucléaire.

Pour les équipements E I & C liés à la sûreté, il existe un dossier de qualification qui contient les rapports de tests prouvant que l'équipement concerné, tel qu'acheté au moment de la construction de la centrale, était conforme aux exigences de sa spécification d'origine, à savoir que l'équipement concerné a réussi, par exemple, sa qualification par essai.

Le RSQ (Rapport Synthétique de Qualification) est en quelques pages un résumé des résultats de l'essai-type d'un équipement (ou d'une gamme d'équipement) donné(e) d'un fabricant donné. Le RSQ comprend également les exigences particulières de maintenance, pour les pièces de durée de vie limitée ou soumises au vieillissement. Il précise en outre le niveau de qualification, la DVC (Durée de Vie Conseillée) ou la DVQ (Durée de Vie Qualifiée).

La base de données MASTER Q-LISTE reprend notamment la durée de vie qualifiée ou conseillée et la durée de vie installée, ainsi que la référence au RSQ.

Des notes de recommandations vérifient la transposition dans les procédures de maintenance des exigences particulières figurant dans le RSQ.

Tous les trois ans, un audit *Type Test* a lieu dans les installations du fabricant afin de vérifier l'évolution de cet équipement (ou de la gamme d'équipement) au cours du temps. Si, par exemple, la méthode de fabrication ou la matière de certaines pièces a changé, l'audit peut conclure qu'il est nécessaire de soumettre à nouveau l'équipement à un essai-type partiel ou complet. Le dossier de qualification et le RSQ correspondants seront mis à jour. Si un nouvel essai-type n'est pas requis, le rapport d'audit *Type Test* mentionne que le RSQ reste valide.

La qualification dans la formation et les procédures d'entretien.

Au cours des formations du personnel de maintenance (formations initiales et mises à niveau), l'importance des bonnes pratiques est soulignée, comme le remplacement systématique des joints chaque fois qu'un équipement est désassemblé.

La présence d'instructions dans les procédures de maintenance pour remplacer systématiquement les pièces soumises à l'usure, telles que les joints toriques, a été examinée dans le cadre de l'évaluation SF3.

En plus, des notes de recommandations vérifient que les instructions figurant dans les RSQ sont transposées dans les procédures de maintenance.

Lors de la commande de pièces de rechange, la description de l'équipement figurant dans le système SAP d'Electrabel est utilisée. Si une pièce est liée à la sûreté, la description mentionne «AQ» et également la spécification d'origine qui contient les exigences de qualification. En outre, l'ensemble des demandes d'achat pour du matériel classé est examiné par la section Assurance Qualité (OVAQ) qui intègre les exigences de qualité de l'équipement concerné (niveau de qualification, spécification d'approvisionnement, etc.) dans la demande de prix et dans la commande.

6.3.3 Évaluation

6.3.3.1 Conclusions générales

L'évaluation arrive aux conclusions générales suivantes:

- La base de données récente MASTER Q-LISTE, les notes de recommandations et le système RSQ sont des atouts dans la gestion de la qualification. Ces systèmes nécessitent une attention permanente afin d'en assurer l'entretien et la mise à jour et de pallier les éventuels écarts.
- Lors de la formation du personnel de maintenance, une attention est accordée aux exigences et aux bonnes pratiques dans le cadre des opérations de maintenance telles que le remplacement systématique des joints chaque fois qu'un équipement est désassemblé. Les instructions nécessaires sont incluses dans les procédures de maintenance.
- Les instructions d'achat prennent en compte les exigences de qualification requises. Ces exigences de qualification définies dans les spécifications d'achat sont validées par les experts concernés avant transmission de la commande aux fournisseurs.

6.3.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

- ✓ **Le Rapport Synthétique de Qualification (RSQ) pour les composants EI&C reprend toutes les informations pertinentes relatives à la qualification.**

Le RSQ (Rapport Synthétique de Qualification) est en quelques pages un résumé des résultats de l'essai de qualification d'un équipement (ou d'une gamme d'équipement) donné(e) d'un fabricant donné. Le RSQ comprend également les exigences particulières de maintenance liées à la qualification, en particulier pour les pièces de durée de vie limitée ou soumises au vieillissement.

De fréquents audits (audits Type-Test) ont lieu dans les installations du fabricant afin de vérifier l'impact de l'évolution de cet équipement (ou de la gamme d'équipement) au cours du temps.

- ✓ **La base de données MASTER Q-LISTE reprend les composants EI&C qualifiés, leur durée de vie qualifiée et leur durée de vie installée.**

La MASTER Q-Liste a pour objectif de reprendre tous les équipements qualifiés de la centrale, leurs conditions d'exploitation (et notamment les conditions environnementales) et les exigences de qualification. Cette liste est cours d'implémentation et de validation pour Tihange 3.

Une équipe EQO (*Engineering Qualification Obsolescence*) est active à Tihange pour gérer les écarts que la MASTER Q-Liste permet d'identifier en ce qui concerne la qualification.

- ✓ **Les notes de recommandations vérifient la transposition dans les procédures de maintenance des exigences particulières figurant dans le RSQ pour les composants EI&C.**

Les notes de recommandations se basent sur les notes de conditions environnementales relevées sur site. Les conditions dans les installations sont comparées aux conditions environnementales spécifiées dans le RSQ. Si nécessaire, des actions correctives sont prises.

Une équipe EQO (*Engineering Qualification Obsolescence*) est active à Tihange pour rédiger les notes de recommandations.

Les notes de recommandations ont été émises prioritairement pour le LTO de Tihange 1 et sont à compléter pour Tihange 3.

6.3.3.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les possibilités d'amélioration suivantes:

- ✓ **SF3-1 Établissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les pompes, les compresseurs et les équipements de ventilation actifs liés à la sûreté.**

Faire l'inventaire et 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.

- ✓ **SF3-2 Établissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté.**

Faire l'inventaire et synthétiser l'information concernant la qualification dans les dossiers de qualification initiaux des fournisseurs et la rendre accessible.

6.3.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Il n'y a pas d'interface avec d'autres SF et projets.

6.3.4 Méthode

L'évaluation de la qualification des équipements mécaniques comporte les cinq étapes suivantes, définies en se référant à IAEA SRS-3 [REF SF3-1]:

1 Identifier les équipements à évaluer

L'évaluation des équipements mécaniques se limite aux équipements actifs (les pompes, ventilateurs et robinets avec actionneur), ainsi que les équipements EI&C qui sont installés directement sur les principaux circuits de sûreté et sur leurs circuits auxiliaires. En outre, les composants EI&C des fonctions 1E de l'ensemble de l'unité ont été pris en compte.

Les circuits sélectionnés englobent les trois fonctions fondamentales de sûreté (contrôle de la réactivité, refroidissement du cœur et confinement de la radioactivité) et concernent les deux niveaux de protection (secours et ultime secours):

- Contrôle de la réactivité: CCV, CUS
- Refroidissement du cœur: CRP, RPP, CRI, EAN, EAA, RRA, CIS, CAE, CEU, CUS, CVP
- Confinement de la radioactivité: VBR, VEA

L'étendue de l'évaluation, limitée à 14 circuits, est jugée suffisante et acceptable car la plupart des équipements installés ont déjà été évalués à Tihange 2 et à Doel 3 et 4. En effet, la conception de Tihange 3 a été réalisée peu de temps après Tihange 2 par la même équipe d'ingénierie (à l'exception de la chaudière nucléaire qui provient de fournisseurs différents) et en coopération avec les équipes travaillant à la conception de Tihange 3 et Doel 3 et 4.

Les équipements suivants n'ont pas été pris en compte car leur qualification découle directement de leur conception et de leur fabrication, ainsi que des inspections et des tests qu'ils ont subis en fabrication ou en service:

- Les robinets manuels.
- Les clapets anti-retour.
- Les soupapes de sûreté (à l'exception des soupapes de sûreté du pressuriseur et du générateur de vapeur qui sont prises en compte dans l'évaluation).
- Les équipements passifs tels que les réservoirs, les échangeurs de chaleur, les conduites et leurs accessoires, les structures, etc.

La liste des équipements mécaniques actifs et des composants EI&C est dressée pour les circuits sélectionnés. Ces équipements sont regroupés par type et par famille, sur la base du *commodity grouping* du NEI 95-10 [REF SF3-2]. Cette liste est étendue aux composants I & C des fonctions 1E. Pour discerner les équipements provenant de différents fournisseurs, les *commodity groups* sont subdivisés en sous-groupes en fonction du fabricant.

2 Spot checks

Vérification sur site de l'équipement installé. Quand la concordance entre le matériel installé à un repère fonctionnel et le composant ou équipement qualifié mentionné dans SAP ou dans la base de données de suivi (MASTER Q-liste) n'est pas claire, une vérification spécifique est réalisée sur site. Si nécessaire, une vérification visuelle est faite lors d'une ronde d'inspection visuelle.

3 Évaluation de la qualification de l'équipement

L'état de la qualification requise et de la qualification réellement installée est évalué pour les différents sous-groupes. Le niveau de qualification requis est défini dans les documents de la conception du circuit. La qualification réelle découle de la qualification initialement assurée par le fournisseur et de l'entretien. Un point important est l'applicabilité de prescriptions d'entretien concernant les composants à durée de vie limitée (tel que joints, bourrages, O-rings, graisses et huiles).

4 Évaluation des processus garantissant le maintien de la qualification

Sont évaluées les procédures d'achat de pièces de rechange, les procédures d'entretien préventif, la formation et les instructions au personnel en ce qui concerne le maintien de la qualification des équipements.

5 Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.4 Ageing (SF4)

L'Ageing Management Programme (AMP) est en ligne avec la réglementation internationale, et garantit une bonne gestion du vieillissement et de l'obsolescence des SSC liés à la sûreté durant toute la durée de vie de l'installation nucléaire.

Le renforcement du suivi mis en place par Electrabel Corporate depuis 2009 a permis de mieux intégrer toutes les activités de gestion du vieillissement aux divers domaines des équipements mécaniques, électriques et I&C et des bâtiments. Un domaine supplémentaire lié à la ventilation et à la protection contre les incendies et les inondations est en cours de développement.

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) assurant les fonctions de sûreté des installations nucléaires, tout au long de la durée de vie des installations, jusqu'à leur démantèlement. Le vieillissement concerne l'état des SSC dans le futur et couvre aussi bien le vieillissement physique que l'obsolescence technologique. L'état réel des SSC est traité par le *Safety Factor* 2. Les aspects de gestion des connaissances de l'obsolescence sont couverts par le *Safety Factor* 12 *The Human Factor*.

6.4.2 Évolution de la centrale

Une vue d'ensemble de la gestion du vieillissement à Tihange 3 et des évolutions importantes au cours des dix dernières années est présentée ci-dessous.

Ageing Management Programme (AMP)

Malgré l'absence d'AMP formel lors de la mise en service de Tihange 3 en 1985, les activités de gestion du vieillissement ont débuté très rapidement à propos de points spécifiques identifiés très tôt dans la durée de vie de la centrale ou déjà connus au stade de la conception. Voici quelques exemples typiques de ces points: fragilisation de la cuve du réacteur, corrosion sous contrainte assistée par irradiation (IASCC) des boulons du renfort du cloisonnement, corrosion sous contrainte des tubes de générateurs de vapeur et fatigue due à la stratification thermique dans la tuyauterie d'expansion du pressuriseur.

Depuis 2004, Electrabel a mis en place un AMP structuré conforme au Guide de sûreté NS-G-2.12 [SF4-1] de l'IAEA, avec un suivi renforcé par Electrabel Corporate depuis 2009.

L'AMP concerne les centrales nucléaires de Doel et de Tihange, Tractebel Engineering et Laborelec, et est organisé de la manière suivante:

- Les experts identifient les problèmes effectifs ou potentiels de vieillissement à traiter, les évaluent et proposent des stratégies à moyen et long terme pour y remédier.
- Les représentants du Ageing Programme se chargent de la mise en œuvre et du suivi des stratégies validées dans leur organisation, en couvrant cinq domaines: équipements mécaniques primaires, équipements mécaniques secondaires, bâtiments, équipements électriques et systèmes I&C. Un sixième domaine lié à la ventilation, à la protection contre les incendies et les inondations, a été identifié récemment et les premiers livrables sont en préparation.
- Le Ageing Coordination Committee est chargé du suivi des livrables de l'AMP et de la définition des priorités. Concernant les principaux problèmes de vieillissement, ce comité valide les stratégies proposées afin de les présenter au *Strategic Committee on Nuclear Safety Projects* (SCNSP).

Les principaux livrables de l'AMP se composent des AS couvrant un phénomène de dégradation particulier qui affecte un composant particulier ou un groupe de composants particulier et proposant une synthèse des problèmes techniques et des risques qui y sont associés, des techniques de surveillance, des actions correctives, de la situation du composant spécifique à la centrale et des recommandations pour la gestion du vieillissement. Ils sont mis à jour régulièrement, à des intervalles qui varient en fonction du sujet.

Outre l'*Ageing* (vieillessement), la gestion du vieillissement s'appuie sur d'autres processus, comme les SHR (Rapports sur la santé des systèmes), la *Reliability Centered Maintenance* (RCM ou Maintenance centrée sur la fiabilité), etc. Afin de pouvoir mettre en place une approche *plan-do-act-check* (Planifier-Déployer-Contrôler-Agir), qui garantit une amélioration continue, les différents processus sur lesquels repose la *gestion du vieillissement* doivent être intégrés et coordonnés.

L'AMP de Tihange 3 porte sur l'expérience en exploitation nationale et internationale et sur l'avis émis par les experts sur la base de différents critères, comme l'importance de la sûreté nucléaire et de la disponibilité.

Obsolescence

À Tihange 3, la gestion de l'obsolescence est couverte par les programmes et procédures existants suivants:

- La procédure qui décrit les rôles et les actions que doivent assumer le personnel chargé de la gestion des pièces de rechange (spécifications, niveau des stocks, etc.) et la « Cellule AQA » responsable des aspects sûreté/assurance qualité des pièces classées ou importantes.
- La maintenance préventive des pièces de rechange, qui décrit les mesures prises pour garantir le stockage des pièces de rechange dans de bonnes conditions.
- Le processus dit *Critical Suppliers* (Fournisseurs critiques) géré au niveau d'Electrabel Corporate, qui examine et négocie toutes les mesures pour plus de 40 fournisseurs critiques, afin de garantir la continuité de fourniture des pièces de rechange critiques.

Les bases de données de Tihange 3 relatives à la gestion des pièces de rechange servent à l'évaluation quantitative de l'importance de l'obsolescence à Tihange 3.

6.4.3 Évaluation

6.4.3.1 Conclusions générales

L'évaluation a mené aux constatations générales suivantes:

Electrabel dispose d'un AMP englobant tous les mécanismes de vieillissement et permettant de les gérer en ligne avec le Guide de Sûreté NS-G-2.12 de l'IAEA [REF SF4-1].

Les programmes de gestion du vieillissement sont documentés dans les AS et sont périodiquement révisés. Bien que la structure des AS diffère de la structure des AMP de l'IAEA, ils portent sur tous les attributs importants des AMP de l'IAEA, comme l'identification et l'évaluation de la dégradation potentielle due au vieillissement, un programme efficace pour identifier et atténuer à temps les processus de vieillissement et/ou les effets de la dégradation, les critères d'acceptation pour en déterminer la nécessité, ainsi que le type et le calendrier des actions correctives. De nombreux AS de Tihange 3 traitent parfaitement de ces attributs, mais certains points de quelques AS restent encore à améliorer afin de prétendre au niveau de maturité requis.

L'évaluation des actions et des recommandations figurant dans les AS confirme que le suivi réalisé à l'aide du *Ageing Master File* est un grand pas en avant vers la mise en œuvre de la boucle fermée de l'approche *plan-do-act-check*. Il convient de prendre garde à chaque élément susceptible de constituer un obstacle à la mise en œuvre des actions correctives dans les délais requis: les actions et les propriétaires des actions doivent être clairement définis et le site doit fournir un retour d'information sur leur mise en œuvre.

L'évaluation indique que l'AMP de Tihange 3 est suffisamment étendu pour faire face au vieillissement.

Cela a été démontré par un contrôle réalisé sur site, sur plus de 28 000 éléments relatifs aux structures et composants (SSC) liés à la sûreté. Il ressort de l'analyse que 17% des problèmes étaient liés au vieillissement, pour 94% d'entre eux, des actions ont déjà été mises en œuvre ou sont en cours. L'évaluation a également indiqué une diminution considérable des mesures correctives sur les équipements liés à la sûreté entre 2004 et 2012.

Une évaluation de la pertinence des actions de vieillissement du LTO de Tihange 1 pour Tihange 3 a confirmé que, l'AMP de Tihange 3 permet de gérer efficacement le vieillissement.

L'obsolescence est gérée à Tihange 3, mais elle requiert davantage d'attention.

Plusieurs mesures ont été prises pour remédier aux problèmes d'obsolescence. Par exemple, le processus dit *Critical Supplier* et la procédure qui décrit les rôles et les actions que doivent assumer le personnel chargé de la gestion des pièces de rechange (spécifications, niveau des stocks, etc.) et la « Cellule AQA » responsable des aspects sûreté/assurance qualité des pièces classées ou importantes. Un programme général proactif de gestion de l'obsolescence est actuellement en cours de développement au niveau de l'entreprise et devrait être lancé sous peu.

L'évaluation propose un résumé des phénomènes de vieillissement des SSC les plus importants et leur impact sur leur état physique dans le futur.

L'examen suggère un suivi rigoureux des phénomènes de vieillissement et d'obsolescence qui affectent ces SSC, ainsi que la prise de mesures appropriées, afin de s'assurer que ces SSC pourront continuer à remplir leurs fonctions de sûreté. En outre, l'examen montre que des améliorations matérielles majeures sont ou ont été mises en œuvre dans les différents domaines, afin d'aborder les problèmes de vieillissement ou d'obsolescence. En voici quelques exemples: remplacement du couvercle de la cuve du réacteur et des mécanismes de commande de grappes en 2015, remplacement des générateurs de vapeur en 1998, remplacement des transformateurs élévateurs en 2007, remplacement des blocs d'alimentation des systèmes de protection du réacteur de premier et de deuxième niveaux (circuits CPR et CPW) en 2012, réparations de la façade nord du bâtiment eau-vapeur prévues en 2016.

6.4.3.2 Points forts

Les points forts suivants, ont été identifiés:

- ✓ **L'AMP structuré, avec un renforcement du suivi mis en place par Electrabel Corporate depuis 2009 a permis de mieux intégrer toutes les activités de gestion du vieillissement aux divers domaines.**

Le nombre des AS publiés depuis la dernière RD a augmenté considérablement, pour couvrir davantage de mécanismes de dégradation et d'équipements liés à la sûreté dans les différents domaines: équipements mécaniques, équipements électriques, composants I&C, structures. Le *Ageing* Master File permet de garantir un suivi rigoureux des mises à jour des AS et des actions correctives définies dans les AS.

- ✓ **Le contrôle d'exhaustivité de l'AMP de Tihange 3 effectué sur site montre que les problèmes de vieillissement sont gérés efficacement et contribuent à renforcer la fiabilité et la disponibilité des SSC liés à la sûreté.**

Une tendance à la baisse du nombre des mesures correctives sur les équipements liés à la sûreté a été constatée entre 2004 et 2012, confirmant ainsi le renforcement de la fiabilité.

- ✓ **Pratiquement tous les systèmes mécaniques et EI&C liés à la sûreté sont couverts par les SHR.**

L'état réel des équipements liés aux systèmes et couverts par un SHR fait l'objet d'une évaluation périodique permettant d'identifier les problèmes potentiellement liés au vieillissement et de lancer des actions correctives.

- ✓ **Le problème d'obsolescence est couvert, dans certains cas, par des contrats et des accords à long terme avec des fournisseurs critiques.**

Au niveau de l'entreprise, le processus *Critical Suppliers* couvre les contrats et les accords à long terme passés avec plus de 40 fournisseurs critiques de pièces de rechange des équipements mécaniques et EI&C, afin de garantir la continuité de fourniture des pièces de rechange critiques. Il existe, pour chaque fournisseur considéré comme critique, un plan d'action, une action pouvant découler le cas échéant sur un contrat ou un accord à long terme avec ce fournisseur.

6.4.3.3 Améliorations possibles

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

✓ **SF4-2 Mise à jour de la procédure SUR/00/056.**

La procédure de gestion de l'ageing CORP (10010230901/000/02) applicable depuis 01/2015 doit être déclinée dans la procédure site associée (SUR/00/056 - 10010428533) dans les 3 mois après sa publication officielle.

✓ **SF4-3 Amélioration de la gestion de l'ageing.**

- Mettre en place un groupe de travail CORP-CNT-KCD afin d'analyser l'état de l'Ageing Management Process.
- Proposer une stratégie d'amélioration.
- Lancer l'implémentation des actions.

6.4.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF2 Actual Condition of SSC

Les deux programmes les plus pertinents concernant la gestion du vieillissement sont l'AMP et les SHR. Le processus de SHR constitue également une des pierres angulaires majeures du système de gestion de l'état réel des SSC traités par le SF2. L'évaluation détaillée du processus SHR figure dans le rapport d'évaluation du SF2.

SF12 Human Factor

Les aspects de gestion des connaissances de l'obsolescence sont couverts par le *Safety Factor* (Facteur de sûreté) 12 *Human Factor*.

6.4.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

- 1 Examen de l'AMP au regard du Guide de Sûreté NS-G-2.12 de l'IAEA [REF SF4-1] et revue de:
 - La politique générale qui définit le champ d'application, les objectifs, les activités et les responsabilités concernant toutes les unités organisationnelles, ainsi que tous les programmes et toutes les activités qui y sont liés.
 - La dotation en personnel, les ressources et la formation du personnel
 - L'approche « plan-do-check-act » (Planifier-Déployer-Contrôler-Agir) dans les différentes unités organisationnelles.
 - Les indicateurs de performance et l'auto-évaluation permettant d'évaluer périodiquement l'efficacité du système de gestion.
- 2 Evaluation du scope des SSC qui sont pris en compte dans l'AMP sur la base:
 - Des AS.
 - D'un screening des bases de données existantes effectué sur site afin d'identifier les événements liés à des phénomènes de vieillissement: les ordres correctifs, les *Justifications for Continued Operation* (JCO), la base de données *Repair and replacement*, les 'Modifications Non Importantes' (MNI), et la base de données 'Projets'.

- 3 Vérification de la qualité de l'AMP vis-à-vis du *Safety Guide* NS-G-2.12 de l'IAEA [REF SF4-1] et revue des éléments suivants:
 - Identification et atténuation rapides des processus de vieillissement et/ou des effets de la dégradation.
 - Critères d'acceptation pour déterminer la nécessité de prendre des actions correctives adéquates.
- 4 Évaluation de la gestion de l'obsolescence des SSC liés à la sûreté.
- 5 Établissement d'une vue d'ensemble des phénomènes de vieillissement affectant les SSC les plus importants pour la sûreté nucléaire, et de l'impact que cela aura sur la situation de ces SSC dans les prochaines années.
- 6 Les points forts et les améliorations possibles sont identifiés pour chacune des étapes.

6.5 Deterministic safety analysis (SF5)

Les analyses de sûreté déterministes de Tihange 3 couvrent les accidents de conception demandés par l'U.S. NRC et WENRA. Les méthodologies appliquées sont conformes aux recommandations internationales. L'étude d'une rupture de tuyauterie d'un générateur de vapeur (RTGV) spécifique à l'unité est une amélioration possible.

Il a été démontré que le refroidissement du réacteur après un accident de conception peut être assuré par les générateurs de vapeur pendant une longue durée.

Tous les accidents hors conception recommandés par des références internationales, ont été analysés.

Electrabel est impliqué activement dans la gestion des accidents graves depuis plusieurs décennies à travers la mise en œuvre des guides SAMG et la participation intensive dans les réseaux de recherche et de développement internationaux.

Les analyses de sûreté déterministes montrent que le principe de la défense en profondeur a été pris en compte de manière satisfaisante à la conception et est correctement suivi dans la gestion des systèmes et des procédures.

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 SSC 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 defense in depth concept."

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

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

- L'exhaustivité des événements initiateurs étudiés.
- L'état actuel de la centrale.
- La réglementation de l'U.S.NRC [REF SF5-2] [REF SF5-6], de l'IAEA [REF SF5-5] [REF SF5-7] [REF SF5-8] [REF SF5-9], 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 les principes de défense en profondeur.

6.5.2 Évolution de la centrale

Une vue d'ensemble des évolutions majeures concernant l'analyse déterministe depuis la conception, et surtout au cours des dix dernières années, est donnée ci-dessous.

6.5.2.1 Evolution de l'analyse déterministe depuis la conception

Accidents de conception

Après la conception initiale, la corrosion des Générateurs de Vapeur (GV) a mené à revoir certaines études sur la base de nouveaux paramètres clés, sous le nom du projet BTGV (bouchage des tubes de générateur de vapeur), vers 1992. Ce projet était commun aux unités de Doel 4 et Tihange 3.

Les GV devant finalement être remplacés à Doel 4 et Tihange 3, les projets RGV (études vers 1996 pour Doel 4 et 1998 pour Tihange 3) ont mené à revoir la plupart des études du rapport de sûreté.

Dans le cadre de la deuxième RD, il a été démontré que l'impact des dissymétries de débit observées dans les boucles primaires sur les études d'accidents est négligeable (sujet D3).

Prise en compte d'accidents hors conception et d'accident graves

Dans le cadre de la première RD, certains accidents non considérés à la conception (accidents hors conception) ont été étudiés (sujet 15.2).

De plus, suite à l'accident de TMI (1979), des études spécifiques sur les accidents graves ont été réalisées et plusieurs mesures ont été mises en œuvre afin de réduire le risque associé à ces accidents:

- Installation des recombineurs autocatalytiques (première mondiale).
- Développement de guides spécifiques relatifs aux accidents graves basés sur les guides génériques SAMG de Westinghouse.
- Développement d'une étude probabiliste de sûreté (niveau 1 et 2) en complément des analyses déterministes.
- Participation à des programmes internationaux de recherche et de développement (par exemple EC ACE (*Advanced Containment Experiments*), EC MACE (*Melt Attack and Coolability Experiments*)).

Dans le cadre de la deuxième RD, les procédures de gestion des accidents graves spécifiques à l'installation (SAMG) ont été validées et améliorées au moyen de simulations via un code de calcul dédié, mais également en entraînant les équipes devant intervenir en cas d'accidents graves assurant ainsi que l'organisation connaît bien l'utilisation des SAMG et que les actions demandées sont adéquates pour gérer un accident grave.

6.5.2.2 Évolution de l'analyse déterministe dans les dix dernières années

Approfondir les études d'accident de conception

Des écarts constatés lors de mesures de débit primaire ont mené à revoir le choix du débit primaire thermohydraulique (paramètre clé de nombreuses études du rapport de sûreté) du projet RGV. Le nouveau débit adopté pouvait être justifié par les mesures, et a été choisi comme étant identique à celui du projet BTGV. Dès lors, seules quelques études ont été reprises sous le label du projet ETDR (Études Thermohydrauliques à Débit Réduit, projet débuté en 2003 et finalisé en 2010).

Plus récemment, des modifications dans les règles relatives à la prise en compte de la simple défaillance et des difficultés d'exploitation liées aux vannes de décharge du pressuriseur (PORV) ont conduit à la demande de révision de certaines études (Rupture d'une Tuyauterie d'Eau alimentaire, Perte du réseau électrique et perte de l'eau alimentaire) des chapitres 15 et A.15 du rapport de sûreté de Tihange 3. Ces études sont reprises sous le label du projet PORV/MORV. Etant donné que ce projet est en cours de réalisation, les études concernées ne font pas partie du champ d'étude de la présente évaluation.

Approfondir les études d'accidents hors conception

En 2008 WENRA a publié les *Reactor Safety Reference Levels*. Dans le cadre du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization*, quatre accidents hors conception supplémentaires ont été analysés (perte du refroidissement de la piscine de désactivation, perte de réfrigérant primaire avec perte de l'injection de sécurité, perte de systèmes de sûreté à long terme après un initiateur, perte du refroidissement du cœur en mode RRA).

Après les tests de résistance en 2011, quelques accidents hors conception supplémentaires ont été analysés qui vont au delà des exigences de WENRA 2008 (évaluation des temps de grâce et des effets falaise en cas de perte totale des alimentations électriques et en cas de perte du refroidissement de la piscine de désactivation, analyse de l'efficacité du casse-siphon des piscines de désactivation).

Approfondir la gestion des accidents graves

La mise à jour de l'étude PSA Niveau 2 de Tihange 3 dans le cadre du '*Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization*', et la poursuite de la participation aux programmes de recherche et de développement internationaux (par exemple EC SARNET (*Severe Accident Research NETwork for excellence*, OECD MCCI (*Molten Core Concrete Interaction*))), ont permis de mieux évaluer la gamme complète des phénomènes en cas d'accident grave pour Tihange 3.

Des moyens supplémentaires (par ex. *Containment Filtered Vent System*, moyens non conventionnels, etc.) pour renforcer la stratégie des accidents graves sont en cours de développement à la suite des tests de résistance.

6.5.3 Évaluation

6.5.3.1 Conclusions générales

L'évaluation a conduit aux conclusions générales suivantes:

Analyse des accidents de conception

Les 130 événements initiateurs considérés pour les études déterministes de Tihange 3, ont été comparés à ceux recommandés par l'U.S.NRC et WENRA. La très grande majorité des événements initiateurs a été analysée. Un écart est constaté par rapport à une étude spécifique à l'unité pour la Rupture d'un Tube d'un Générateur de Vapeur (RTGV). Plusieurs analyses de sûreté non recommandées par des références internationales ont été identifiées et retenues comme points forts ; il s'agit principalement d'accidents en conjonction avec une défaillance des systèmes de sûreté du premier niveau de protection.

Les méthodologies appliquées sont conformes aux recommandations internationales. Quelques améliorations limitées restent possibles notamment par rapport à l'application du critère de la simple défaillance, dont l'impact pour la sûreté nucléaire est jugé limité.

Les codes informatiques utilisés par les fournisseurs - essentiellement AREVA (ex Framatome), Westinghouse et Tractebel Engineering – ont été validés pour leurs applications spécifiques dans les analyses de sûreté déterministes concernées. Les autorités de sûreté (ainsi que Tractebel Engineering pour les codes utilisés par des fournisseurs externes) ont audité ces codes. Les codes utilisés par Tractebel Engineering (RELAP5, COBRA-3CP, PANTHER, TRAPCON, TRAPSCO) sont documentés et leurs procédures d'utilisation précisent comment les incertitudes doivent être traitées dans les démonstrations de sûreté.

Suite à un accident de conception, l'état sûr à atteindre pour Tihange 3 correspond à l'état d'arrêt à froid avec le refroidissement du réacteur assuré par système RRA et une température primaire inférieure ou égale à 90°C. Il a été démontré que pour les accidents les plus pénalisants, l'état sûr peut être atteint en respectant les critères (volume d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur suffisant, durée pour connecter le système de refroidissement à l'arrêt (RRA) limitée (recommandation de l'US NRC inférieure à 36 heures), et sous-criticité maintenue). Dans tous les cas, il a été démontré que les conséquences radiologiques sont acceptables, à l'exception de la rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire pour laquelle une analyse en profondeur sera nécessaire. Le volume disponible pour alimenter les générateurs de vapeur est même illimité grâce à la possibilité de réalimenter les générateurs de vapeurs en eau déminéralisée, en eau brute venant de la Meuse, ou en eau de nappe venant des puits. Ceci est un point fort de Tihange 3.

Analyse des accidents hors conception

La liste des accidents hors conception considérés pour Tihange 3 a été mise en place compte tenu de diverses sources: le sujet 15.2 de la première RD, le *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization*, et plan d'action suite aux tests de résistance (BEST).

Tous les accidents hors conception recommandés par des références internationales, ont déjà été analysés dans le cadre des projets cités ci-dessus. En fait, les analyses dans le cadre de BEST vont au-delà des exigences de WENRA, car ils évaluent aussi les temps de grâce et les effets falaise. En outre, une analyse non requise par WENRA a été effectuée pour Tihange 3. Cela a conduit à l'identification d'un point fort.

Gestion des accidents graves

ELECTRABEL est activement impliqué dans la gestion des accidents graves depuis plusieurs décennies à travers la mise en œuvre précoce des SAMG et la participation intensive dans les réseaux de recherche et de développement internationaux, ce qui est un point fort. L'évaluation montre la conformité de la gestion des accidents graves avec les *WENRA Reactor Safety Reference Levels* de 2008. Par rapport au guide de l'IAEA NS-G-2.15, les améliorations possibles se situent au niveau de l'intégration des dernières connaissances reflétées dans l'étude probabiliste de sûreté (PSA niveau 2), dans les guides SAMG et la préparation du plan d'urgence.

Application du principe de défense en profondeur.

Le principe de défense en profondeur est appliqué de manière satisfaisante. L'application de celui-ci à travers les analyses de sûreté déterministes est, par nature, limitée au niveau 2 'Prévention de l'exploitation anormale et détection de défaillances', niveau 3 'Maîtrise des accidents reprise dans les bases de conception' et niveau 4 '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 trois niveaux, le principe de la défense en profondeur 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.

6.5.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

- ✓ **Différents accidents de conception sont étudiés en plus de ceux imposés par l'U.S.NRC 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 3. Cela peut être considéré comme un point fort, dans la mesure où un niveau de sûreté accru en résulte. Au total, 11 accidents dont l'analyse n'est pas recommandée par l'U.S.NRC ou WENRA ont été identifiés, menant à autant de points forts.

- ✓ **Le refroidissement du réacteur après un accident de conception est assuré par les générateurs de vapeur pendant une longue durée.**

Le volume disponible pour alimenter les générateurs de vapeur est illimité grâce à la possibilité de réalimenter les générateurs de vapeurs en eau déminéralisée, en eau brute venant de la Meuse, ou en eau de nappe venant des puits, ce qui est un point fort de Tihange 3.

- ✓ **Les accidents hors conception sont analysés au-delà des exigences de WENRA (2008), en particulier pour la piscine de désactivation du combustible usé.**

La perte d'eau de refroidissement, ainsi que les temps de grâce et effets falaise en cas de perte de refroidissement, ont été analysés pour la piscine de désactivation du combustible usé.

Les temps de grâce et effets falaise ont également été analysés en cas de perte totale des alimentations électriques (SBO).

- ✓ **La gestion des accidents graves s'appuie sur une participation proactive des programmes de recherche et de développement internationaux.**

La participation à ces programmes a mené à plusieurs réalisations pour une bonne gestion des accidents graves:

- Première mise en œuvre mondiale des recombineurs autocatalytiques (PAR) dans le bâtiment du réacteur des centrales nucléaires belges.
- Développement précoce (début des années '90) de guides spécifiques accidents graves basés sur les guides génériques SAMG du WOG.
- Utilisation de codes *State-of-the-Art* (MELCOR, ASTEC) pour modéliser le déroulement spécifique des phénomènes d'accidents graves pour Tihange 3.
- Développement précoce (début des années '90) et utilisation d'une analyse probabiliste de risque (PSA) spécifique à l'unité permettant d'identifier le risque de perte de confinement et le terme source associé en cas d'accident grave.
- Participation à des projets internationaux lancés par le PWROG après l'accident de Fukushima Daiichi et la mise en œuvre des recommandations émises par le WOG SAMG.

✓ **Des mesures de prévention et de protection sont fournies pour les accidents de classe III et IV.**

Le chapitre 15 du rapport de sûreté de Tihange 3 relatif aux accidents de conception donne une description détaillée des mesures de prévention et de détection des accidents, ce qui n'est pas requis par les références internationales. Cette bonne pratique a été retenue comme point fort.

6.5.3.3 Améliorations possibles

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

✓ **SF5-1 RTGV spécifique.**

- Effectuer une étude spécifique RTGV pour Tihange 3 à partir de l'étude générique et basée sur la méthode développée pour Doel 3.
- Mettre à jour le Rapport de sûreté.

✓ **SF5-4 Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore.**

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

✓ **SF5-12 Étude des conséquences radiologiques pour le FWLB.**

- Effectuer une nouvelle étude des conséquences radiologiques pour la FWLB tenant compte des nouvelles hypothèses du modèle de *spiking*, de l'activité du primaire, du débit max de la brèche primaire-secondaire, de la durée du transitoire.
- Mettre à jour le SAR en conséquence.

6.5.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

✓ **T2/SF5-1 Justification du reclassement de l'étude de rupture de tubes GV en accident de classe IV.**

Justifier le reclassement de la RTGV de classe III en classe IV suite au remplacement des générateurs de vapeurs dont les tubes sont en Inconel 690 TT au lieu de l'Inconel 600 MA utilisé à l'origine.

6.5.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF13 Emergency Planning

Le guide de sûreté de l'IAEA NS-G-2.15 [REF SF5-8] traite certains aspects en relation avec le plan d'urgence. Le plan d'urgence est évalué en SF13.

6.5.4 Méthode

Accidents de conception

Les étapes ci-après ont été suivies:

- Établissement de la liste de référence des accidents de conception à étudier par mode d'exploitation, en accord avec le NUREG-0800 SRP 15.0 [REF SF5-2] et les *Reactor Safety Reference Levels Issue E* de WENRA [REF SF5-3].
- Comparaison de cette liste avec les accidents de conception analysés pour Tihange 3.
- Collecte d'informations sur les méthodes appliquées dans les analyses déterministes, reprenant l'intervention des systèmes de sûreté, les critères d'acceptation, les conditions initiales, la prise en compte de défaillances (par exemple l'application du critère de la défaillance unique), le calcul des conséquences radiologiques et la conformité à la conception actuelle.
- Comparaison des méthodes utilisées avec les méthodes recommandées pour l'évaluation des accidents dans le NUREG-800 *Standard Review Plan* [REF SF5-2] et dans les guides de sûreté de l'IAEA NS-G-1.2 [REF SF5-5] et SSG-2 [REF SF5-7], et ainsi que dans le RG 1.195 [REF SF5-6] pour les conséquences radiologiques.
- Vérification de la qualification des codes informatiques utilisés et de leur validation pour les applications concernées.
- Démonstration de la capacité d'atteindre un état sûr pour les accidents de conception les plus pénalisants, sur la base des critères suivants: un volume d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur suffisant, une durée pour connecter le système de refroidissement à l'arrêt (RRA) limitée (recommandation NRC inférieure à 36 heures), une souscriticité maintenue, et des conséquences radiologiques acceptables.

Accidents hors conception

Les étapes ci-après ont été suivies:

- Établissement de la liste de référence des accidents hors conception à étudier conformément aux *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4].
- Comparaison de cette liste avec les accidents hors conception analysés pour Tihange 3, compte tenu du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonization* [REF SF5-1] et des analyses effectuées dans le cadre de BEST.
- Collecte d'informations sur les méthodes appliquées dans les analyses. Il est à noter qu'il n'existe pas de recommandations dans les *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4] par rapport à la méthodologie à appliquer pour les accidents hors conception.

Accidents graves

Les étapes ci-après ont été suivies:

- Établissement du cadre de référence à partir des *WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue F* [REF SF5-4] et du guide de sûreté de l'IAEA NS-G-2.15 [REF SF5-8].
- Effectuer une analyse d'écart de la gestion actuelle d'accidents graves par rapport au cadre de référence.

Défense en profondeur

L'étape ci-après a été suivie:

- Vérification par analyse de la bonne application du principe de défense en profondeur par rapport au guide de sûreté de l'IAEA NS-R-1 [REF SF5-9], au niveau de la conception et de la gestion des systèmes et procédures.

L'évaluation identifie les points forts et les améliorations possibles pour les accidents de conception, les accidents hors conception, les accidents graves et la défense en profondeur.

6.6 Probabilistic Safety Assessment (SF6)

L'étude probabiliste de sûreté (PSA) est une évaluation du risque nucléaire⁴ réalisée au moyen d'une modélisation d'études d'accident. Son objectif consiste à calculer la fréquence de fusion du cœur (PSA niveau 1), la fréquence de défaillance de l'enclume de confinement et la catégorisation des relâchements atmosphériques (PSA niveau 2). L'évaluation de l'impact de ces relâchements sur la population et le voisinage (PSA niveau 3) ne fait pas partie du contexte réglementaire belge.

Dans le cadre de cette évaluation de sûreté, l'étude PSA de Tihange 3 a été comparée aux standards internationaux afin d'identifier les forces et les possibilités d'amélioration du modèle.

L'étude PSA de Tihange 3 est conforme à la réglementation belge aux recommandations internationales, et comporte un niveau 1 (fréquence de fusion du cœur) ainsi qu'un niveau 2 (fréquence de défaillance de l'enclume et de relâchements atmosphériques). Elle est étendue, approfondie et régulièrement mise à jour. Le modèle PSA de Tihange 3 est représentatif de l'unité et d'une qualité suffisante pour réaliser des applications PSA. Des exemples d'applications PSA pour Tihange 3 sont: l'évaluation de sûreté complémentaire des Modifications Non Importantes (MNI), le support à la formation du personnel habilité par rapport aux contributeurs importants de risques et le suivi du niveau de risque quotidien en fonction des activités de maintenance et d'exploitation.

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 sûreté (PSA) est effectuée sur la base des exigences ASME/ANS [REF SF6-1] [REF SF6-2], qui ont été endossées par l'U.S.NRC dans le RG 1.200 [REF SF6-3]. La volonté d'Electrabel est d'atteindre le *capability category* II pour les

⁴ Le risque est défini comme la fréquence d'exposition à un danger. Le risque nucléaire s'intéresse aux dangers spécifiques: fusion du cœur et relâchements radioactifs.

différents critères repris dans cette norme. Un exercice de *Peer Review* a été organisé pour réaliser cette évaluation.

L'objectif de l'évaluation du modèle PSA de Tihange 3 est de vérifier que ce modèle est représentatif de l'unité et que sa qualité est suffisante pour en exploiter les résultats, par le biais des applications PSA. Ces applications permettent, in fine, de surveiller le niveau de risque et participent à l'amélioration de la sûreté de l'unité.

6.6.2 Évolution de la centrale

Une vue d'ensemble de l'étude probabiliste de sûreté ainsi que de ses évolutions majeures au cours des dix dernières années, est donnée ci-dessous.

Le modèle PSA

La conception de Tihange 3 se base sur une approche déterministe. Selon cette approche, les installations sont conçues pour résister à un ensemble d'événements initiateurs postulés (PIE: *Postulated Initiating Events*) désignés sous le terme d'accidents de dimensionnement, tenant compte du critère de défaillance unique.

La combinaison d'un événement initiateur et de défaillances multiples de composants qui dépassent les hypothèses de l'approche déterministe pourrait amener à la fusion du cœur. L'étude probabiliste de sûreté (PSA:) est une approche complémentaire qui permet d'identifier les séquences accidentelles de ce type et d'en évaluer la probabilité la fréquence.

En 1988, la NRC a intégré l'approche probabiliste dans ses réglementations, en publiant la Generic Letter No. 88-20, qui encourage chaque exploitant à soumettre toutes les unités en exploitation à une évaluation IPE (*Individual Plant Examination* ou Examen individuel de chaque centrale). Dans ce contexte, une étude PSA de niveau 1 et de niveau 2 (pour les événements d'origine interne) a été menée dans le cadre de la première Révision Décennale de Tihange 3, afin d'identifier de possibles améliorations de la sûreté (modifications des installations, adaptations de procédures, changements organisationnels, etc.).

Dans le cadre de la deuxième Révision Décennale de Tihange 3, le modèle PSA a été actualisé et étendu, avec une modélisation détaillée des états d'arrêt de la centrale et l'élaboration d'un arbre de déroulement des phénomènes d'accidents graves (APET: *Accident Progression Event Tree*) pour le PSA niveau 2.

Après la deuxième Révision Décennale, le modèle PSA a été ré-actualisé, en tenant compte des modifications apportées à la centrale jusqu'en 2010.

Suite au rapport *Reactor Safety Reference Levels* [REF SF6-7] publié par WENRA en 2008, le modèle PSA doit être étendu aux agressions d'incendies et d'inondations internes. Cette extension du modèle PSA est en cours.

Les applications du PSA

En 2006, Electrabel a exprimé dans sa Politique PSA, sa volonté d'utiliser la PSA dans une approche *Risk-Informed* qui consiste à appuyer les décisions opérationnelles importantes par une évaluation du risque. Conformément à cette politique, les applications PSA doivent être réalisées en continu en fonction des besoins et avec beaucoup de réactivité. À cet effet, Electrabel a créé la fonction d'ingénieur PSA sur les sites de Doel et de Tihange. En outre, il a été décidé de mettre en place un PSA Standing Committee (PSA-STC), composé des experts d'Electrabel et de Tractebel Engineering.

L'utilisation du PSA s'est par conséquent largement développée au cours de ces dernières années. Les exemples suivants d'applications PSA ont été mis en place ou sont en cours :

- Identification, proposition et réalisation d'améliorations sur site.
- Développement d'une matrice de risques.
- Suivi du risque quotidien en fonction des indisponibilités d'équipements (via le RIF, le facteur d'accroissement du risque).
- Évaluation des modifications de la centrale (Modifications Non Importantes -MNI).
- Identification de scénarios et actions humaines importants pour la formation des opérateurs sur simulateur.
- Formation du personnel habilité de la centrale aux facteurs de risques.
- Analyse la gravité des événements survenus sur site.
- Soutien aux System Health Reports.
- Utilisation du PSA pour déterminer les équipements les plus importants par rapport au risque.

6.6.3 Évaluation

6.6.3.1 Conclusions générales

L'évaluation a mené aux constatations générales suivantes :

- Le modèle PSA est conforme à la réglementation belge.
- La qualité du modèle PSA est suffisante pour les applications.
Le *capability category* II de la norme ASME pour toutes exigences applicables est majoritairement atteint mais l'exercice de *Peer Review* a également identifié des améliorations possibles.
- La mise à jour régulière du modèle PSA s'effectue dans le cadre du projet « PSA continu⁵ ».
- Des extensions du modèles PSA sont en cours via d'autres projets (Fire PSA, Flooding PSA).

6.6.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés :

✓ **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. Le groupement des modes de fonctionnement est justifié et des données d'exploitation sont utilisées.

✓ **L'analyse de la fiabilité humaine est exhaustive.**

La fiabilité humaine a été analysée sur la base des procédures de Tihange 3, soutenues par une interaction avec le personnel de l'unité. Pour chaque action humaine critique, la

⁵ 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 (préventive et corrective) et à la réalisation des essais périodiques.

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.

✓ **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, excepté pour les systèmes suivants: l'eau alimentaire normale et la ventilation des diesels de secours.

✓ **La modélisation et l'analyse des accidents graves sont complètes et bien documentées.**

MELCOR constitue l'outil de support principal de l'analyse des accidents graves du modèle PSA de niveau 2. Le choix du niveau de détail de la modélisation MELCOR a été jugé judicieux. La documentation est complète, de très haut niveau et présentée de manière logique et systématique.

Une analyse par éléments finis a également été réalisée pour développer une courbe de fragilité destinée à évaluer la performance de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Les propriétés conceptuelles spécifiques de l'enveloppe de pression ont été largement prises en compte.

L'arbre de déroulement des accidents graves (APET) est substantiel et intègre particulièrement bien les dépendances temporelles échelonnées des phénomènes d'accidents graves. L'intégration des interventions humaines à l'APET est reliée clairement aux guides pour la gestion des accidents graves (SAMG). L'analyse du terme source qui décrit la séparation des produits de fission (transport, dépôt, conservation et rejet) via les différentes voies de dégagement modélisées, est considérée de haut niveau et est bien documentée.

✓ **La quantification de l'analyse PSA 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. Le traitement des dépendances temporelles dans les arbres d'événements est particulièrement développé et l'interface entre le niveau 1 (fusion du cœur) et le niveau 2 (défaillance de l'enceinte et terme source associé) est détaillé. Des modèles de probabilités spécifiques ont été développés pour la plupart des événements de base avec une distribution d'incertitude appropriée.

Les principaux contributeurs aux accidents dominants de fusion du cœur et aux modes de défaillance de l'enceinte ont été revus, comparés avec les résultats d'autres unités similaires et des recommandations ont été émises.

6.6.3.3 Améliorations possibles

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

✓ **SF6-3 Adaptation du modèle PSA.**

- Modélisation d'événements initiateurs liés aux systèmes support (JEL 128).
Développement d'arbres de défaillance dans le modèle PSA pour les événements initiateurs qui sont liés à la défaillance d'un système.
- Symétrisation des modèles PSA de niveau 1 pour faciliter les applications (JEL 222).

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.

- Ajout de la description des portes logiques (JEL 228).
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.
- Amélioration de la modélisation des systèmes support: eau alimentaire normale et ventilation des diesels (JEL 224).
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 simplifiée actuelle.
- Analyse de la défaillance de mode commun des disjoncteurs et des pompes d'eau alimentaire auxiliaire (JEL 225).
Prendre en compte la défaillance de mode commun des disjoncteurs d'alimentation des équipements de sauvegarde, ainsi que de la turbopompes et des motopompes d'eau alimentaire auxiliaire (EAA).
- Vérification des systèmes d'alimentation (air et électrique) de tous les équipements (JEL 227)
Vérifier pour tous les équipements dans le modèle PSA la bonne modélisation de systèmes de support, tels que l'air comprimé, les alimentations électriques.
- Améliorer la dépendance par rapport à la fiabilité humaine entre les niveaux 1 et 2 dans le modèle de PSA (JEL 429).
Revoir la méthodologie de la fiabilité humaine en tenant compte des dépendances entre le modèle de PSA de niveau 1 et niveau 2.
- Analyse de l'intégrité des bâtiments auxiliaires en situation d'accident grave et de leur capacité de rétention des rejets radioactifs dans le modèle PSA (JEL 433).
Amélioration de la modélisation des bâtiments auxiliaires dans le modèle MELCOR (code accident grave de référence en Tractebel Engineering) pour le PSA niveau 2. Cette amélioration permet d'évaluer l'intégrité des bâtiments auxiliaires (face aux risques de surpression ou d'une combustion hydrogène) et donc de déterminer leur facteur de rétention (qui diminue donc les rejets atmosphériques).
- Analyse des dépendances entre les erreurs humaines post-accidentelles (type C) dans les séquences accidentelles (JEL 417).
Prendre en compte les dépendances entre les erreurs humaines de type C dans la méthodologie de la fiabilité humaine.
- Améliorer la modélisation de l'isolement du bâtiment du réacteur dans le modèle de PSA (JEL 440).

Modélisation de l'amélioration de l'isolation des systèmes de soutien (IE & C) dans le bâtiment du réacteur.

6.6.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

PSA continu

Le groupe *PSA continu* gère toutes les activités liées à la PSA.

6.6.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

- 1 Identification des différents éléments techniques dans les modèles PSA:
 - PSA niveau 1: événements initiateurs, analyse des séquences accidentelles, critères de succès, fiabilité des systèmes, analyse de la fiabilité humaine, données de fiabilité, quantification des séquences accidentelles, modes de fonctionnement de la centrale et processus d'actualisation du modèle.
 - PSA niveau 2: interface entre les PSA niveau 1 et le niveau 2, progression de l'accident grave, performance de l'enceinte de confinement, modélisation probabiliste (APET), caractérisation du terme source, présentation des résultats.
- 2 Détermination des exigences de référence pour chaque élément technique.

La norme utilisée est la norme PSA ASME/ANS [REF SF6-1] [REF SF6-2] qui a été endossée par le Regulatory Guide 1.200 [REF SF6-3] de l'U.S.NRC. Pour le PSA niveau 2 certaines exigences ont été développées sur la base des guides de l'IAEA [REF SF6-4] [REF SF6-5] [REF SF6-6].

- 3 Pour chaque exigence de référence: 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.
- 4 La catégorie II est considérée comme une bonne pratique au niveau international et est l'objectif qu'Electrabel s'est fixé pour le modèle PSA des événements internes.

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

- 5 Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.7 Hazard Analysis (SF7)

La protection de Tihange 3 et du bâtiment DE contre les événements internes et externes est en accord avec la réglementation internationale et les règles de bonne pratique.

Une attention particulière est portée sur les points forts identifiés lors des tests de résistance. Parmi ceux-ci, on peut citer: le site est protégé contre une inondation par un mur anti-inondation et dispose d'équipements supplémentaires permettant de placer la centrale en arrêt stable et contrôlé pour une inondation avec une période de retour supérieure à 10 000 ans ; les marges disponibles pour le Design Basis Earthquake sont suffisantes pour un Low to Moderate Seismicity Area correspondant au niveau sismique du site de Tihange; les sources froides sont multiples et indépendantes (eau de fleuve, eau de nappe alluviale), et deux niveaux de protection (secours et ultime secours) faisant appel à des équipements (diesels, batteries, tableaux électriques, réservoirs, pompes) indépendants et diversifiés.

Le bâtiment d'ultime secours (BUS) assure les fonctions de sûreté de l'unité en cas d'accident d'origine externe et est conçu pour trois heures de fonctionnement automatique après la détection de conditions anormales. Après cette phase automatique, l'arrêt sûr de l'installation est effectué par les opérateurs, à partir de la salle de contrôle du BUS qui dispose de la même base de conception en ce qui concerne les événements extérieurs que le bâtiment du réacteur.

Les possibilités d'amélioration sont très limitées.

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 SSC 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 événements internes et externes.

Les menaces qui trouvent leur origine dans la zone opérationnelle de Tihange 3 et le bâtiment DE représentent les événements internes.

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

Événements internes	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 L'effondrement de structures et la chute d'objets Les interférences électromagnétiques
Événements externes	Les inondations Les conditions climatiques extrêmes Les risques sismiques La chute d'avion Les risques industriels Le stockage et le transport industriel (gaz toxiques, explosions, foyers d'incendie importants) Les phénomènes biologiques tels que la prolifération d'algues Les accostages d'objets flottants bloquant l'arrivée d'eau de refroidissement

6.7.2 Évolution de la centrale

Une vue d'ensemble des évolutions majeures faites au cours des dix dernières années concernant les événements internes et externes est exposée ci-dessous.

Incendie interne

Différentes améliorations concernant la protection incendie ont été apportées ces dernières années. C'est notamment le cas de la pérennisation du circuit incendie. Les installations répondent donc aux normes les plus strictes.

Suite à la seconde révision décennale, le risque d'incendie est systématiquement évalué, grâce à une checklist, dès qu'une modification est prévue.

Dans le cadre du Belgian Action Plan for the WENRA *Reactor Safety Harmonisation*, une *Fire Hazard Analysis* (FHA) et une *Fire Probabilistic Safety Assessment* (Fire PSA) sont menées.

Explosions internes

La seconde révision décennale a étudié tous les risques d'explosions et a donné lieu à différentes améliorations afin de limiter le risque d'explosions. Parmi celles-ci on retrouve:

- Une qualification SQUG est effectuée et une protection mécanique est en cours d'implémentation pour les tuyauteries transportant des gaz explosifs.
- La faisabilité d'une implémentation d'un équipement pour la détection d'arcs électriques dans les tableaux de 6kV est étudiée.

D'autres actions ont été prises pour diminuer le risque d'explosion comme la prise en compte de la législation ATEX (*Appareils destinés à être utilisés en ATmosphères Explosives*) de la Commission européenne.

Rupture de tuyauterie

Une rupture de tuyauterie peut donner lieu à des effets dynamiques et à des inondations internes.

Dès la conception de l'unité, les effets dynamiques liés aux lignes à haute énergie ont été systématiquement considérées dans le cadre de l'analyse étendue HELB (*High Energy Line Break*). Pour le circuit primaire, le principe LBB (*Leak Before Break*) est d'application; ainsi les effets dynamiques ne doivent donc pas être pris en compte.

La protection mise en place contre les inondations internes a été analysée sur une base déterministe durant la première révision décennale. Une analyse *Flooding PSA (Flooding Probabilistic Safety Assessment)* est en cours dans le cadre du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation*.

Projectiles internes

Les sources de projectiles internes sont typiquement des équipements comme des pales de ventilateurs ou des sous-parties d'équipements (capteurs par exemple) se trouvant sur des lignes à haute énergie ou encore des parties en rotation de la turbine. Il n'y a pas de ligne haute énergie dans le bâtiment DE.

Lors de rondes effectuées dans le cadre de l'évaluation, il a été confirmé que les équipements liés à la sûreté sont suffisamment protégés contre les projectiles d'origine interne par leur orientation favorable ou par l'emplacement des sources potentielles de projectiles internes.

Dans le cadre du remplacement de la turbine basse pression en 2009, la probabilité de production de missile interne a été évaluée par le constructeur (Siemens). Il a été démontré que cette probabilité reste bien en dessous du critère d'acceptabilité [REF SF7-8].

Effondrement de structure et chute d'objets

Lors de la deuxième révision décennale, la conformité des engins de manutention liés à la sûreté envers la réglementation américaine [REF SF7-9] [REF SF7-10] [REF SF7-11] a été étudiée. Les engins de manutention liés à la sûreté de Tihange 3 sont:

- Le pont polaire situé dans le bâtiment réacteur qui est utilisé pour déplacer des charges lourdes comme le couvercle du réacteur.
- Le pont du sas d'entrée du local combustible neuf.
- Le pont pour le conteneur de combustible usé utilisé pour le transport des conteneurs avec des éléments de combustibles irradiés.
- Le chariot élévateur qui est utilisé pour le chargement ou le déchargement du combustible
- Le pont roulant à combustible neuf qui est utilisé pour soulever les conteneurs avec des nouveaux éléments de combustibles.
- Le pont roulant du hall des piscines de désactivation qui est utilisé pour soulever le combustible usé.
- La machine de chargement qui est utilisée pour extraire ou insérer des éléments de combustibles usés ou neufs dans le cœur du réacteur ou pour les déplacer dans des emplacements de stockage temporaire ou jusqu'au panier de transport du combustible.
- La machine de manutention auxiliaire qui est utilisée pour déplacer des assemblages de combustibles neufs ou usés.
- Le dispositif de transfert du combustible qui est utilisé pour déplacer les éléments de combustibles entre le bâtiment réacteur (BR) et le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN).

- Le pont de 100 kN au-dessus des piscines situé dans le bâtiment DE qui est utilisé pour manipuler des accessoires utilisés pour le chargement (comme le couvercle des conteneurs par exemple).
- Le pont de 1300 kN situé dans le bâtiment DE qui est utilisé pour déplacer les conteneurs avec du combustible usé.

L'analyse a mené à des ajustements électriques ou mécaniques. Parmi ceux-ci, on peut citer l'installation de deux boutons d'arrêt d'urgence sur une grande partie des ponts.

Grâce à ces ajustements, la centrale répond aux normes les plus récentes.

Inondation

La crue de référence est définie par une majoration de 20% de la crue de 1995 ce qui correspond à un niveau d'eau situé à 71,3 m d'altitude et un débit de la Meuse de 2615 m³/s. L'unité est protégée de cette crue par l'altitude de la plateforme qui est de 71,5 m ainsi que par les protections périphériques: les quais de la Meuse et le muret du Canal d'Amenée. Il a été démontré qu'une rupture du barrage en amont (Andenne-Seille) combinée à l'obstruction du barrage en aval (Ampsins) induirait un niveau d'eau inférieur à celui de la crue de référence.

Lors de la deuxième révision décennale, la crue de référence a été réévaluée à une crue d'un débit de la Meuse correspondant à une période de retour de 10 000 ans conformément aux réglementations internationales. La hauteur d'eau équivalente a été simulée grâce à un modèle hydrodynamique développé par l'Université de Liège. La conformité de ce modèle au Guide de Sûreté de l'IAEA SSG-18 [REF SF7-13] de 2011 a été validée dans le cadre de SF7.

Dans le cadre des tests de résistance en 2011, le risque d'inondation a été pris en compte. Celui-ci a été réévalué dans le cadre de la précédente révision décennale grâce au modèle hydrodynamique en prenant en compte les données topographiques du site. Un mur est actuellement érigé le long de la Meuse pour protéger le site d'une crue déca-millénaire. Des équipements ont également été mis en place pour faire face à une crue dépassant la crue déca-millénaire.

Conditions météorologiques extrêmes

Lors de la conception de Tihange 3 et du bâtiment DE, de possibles conditions météorologiques défavorables ont été prises en compte sur la base de données historiques. Lors de la deuxième révision décennale, il a été vérifié que les bases de conception étaient encore satisfaisantes.

Dans le cadre des tests de résistance, l'impact de certaines conditions météorologiques extrêmes a été évalué. Ces conditions extrêmes ont été écartées lors de la conception à cause de leur grande période de retour. Ces conditions extrêmes concernent les vents violents, les précipitations et chutes de neige extrêmes ainsi que les tornades.

Pour l'évaluation réalisée dans le cadre de SF7, une analyse statistique de quelques paramètres météorologiques (température, vitesse du vent) a été menée dans le but de déterminer les conditions météorologiques les plus extrêmes ainsi que leur période de retour pour les installations liées à la sûreté. L'analyse a été faite avec les données actuelles jusqu'à 2014 y compris.

Risques sismiques

Au moment de la conception de Tihange 3 et du bâtiment DE, le site de Tihange a été caractérisé pour un séisme ayant un PGA (*Peak Ground Acceleration*) de 0,17 g.

Dans le cadre des tests de résistance, une équipe d'experts internationaux a réévalué les marges par rapport à un RLE (*Review Level Earthquake*) avec un PGA de 0,3 g. De plus, la combinaison d'un tremblement de terre et d'une inondation a été prise en compte.

Une analyse PSHA (*Probabilistic Seismic Hazard Assessment*) plus détaillée a été effectuée par l'Observatoire Royal de Belgique (ORB) en 2015. Cette étude a été menée conformément aux directives de l'IAEA et de l'U.S.NRC et a démontré que le site de Tihange est situé dans une *Low to Moderate Seismicity Area*. L'utilisation du séisme de 0,17 g comme DBE (*Design Basis Earthquake*) a été validée.

Chute d'avion

Par précaution, la centrale de Tihange 3 a été conçue avec une double enveloppe (primaire et secondaire). L'enveloppe secondaire est, tout comme le reste des bâtiments bunkerisés, conçue de façon à résister à la chute d'un avion commercial. La conception a été validée sur la base d'un critère d'acceptation probabiliste.

Suite aux attaques du 11 septembre 2001, la protection incendie de l'unité a été étendue au niveau d'un aéroport de catégorie 9 définie par l'ICAO.

Dans le cadre des tests de résistance, une analyse complémentaire a été réalisée. Suite à cette analyse, les moyens mis en œuvre pour limiter les conséquences d'une chute d'avion ont été optimisés.

Les bases de conception de Tihange 3 et du bâtiment DE ont été à nouveau validées lors de l'évaluation faite dans le cadre de SF7.

Risques industriels

Les bâtiments essentiels liés à la sûreté sont validés pour résister à une onde de choc incidente ayant une surpression maximale de 0,45 bar. Les aspirations d'air de ces bâtiments sont munies de détecteurs de gaz explosifs. L'aspiration d'air de la salle de commande est quant à elle munie de détecteurs de gaz toxiques isolant la ventilation de la salle de commande et prévenant les opérateurs afin qu'ils puissent se protéger.

Durant chaque révision décennale, les risques relatifs aux gaz explosifs et toxiques sont réévalués. Les données sont actuellement mises à jour sur la base du développement de l'environnement autour du site à l'horizon 2020. Cette réactualisation est réalisée dans le cadre du plan d'action défini lors de la révision décennale de Tihange 2. Les conclusions de cette étude seront aussi appliquées à Tihange 3.

Collision d'objets flottants pouvant bloquer les sources de refroidissement

L'eau de refroidissement de Tihange 3 provient de différentes sources. La source de refroidissement principale étant l'eau de la Meuse qui est pompée à partir du Canal d'Amenée. Tihange 3 peut aussi pomper directement depuis la Meuse grâce à une prise d'eau située au fond du fleuve. Cette prise d'eau est utilisée si la prise d'eau du Canal d'Amenée est indisponible. Les unités de Tihange disposent également de puits d'eau de nappe qui seront utilisés si les connexions avec la Meuse sont perdues. C'est alors le circuit d'eau de nappe d'ultime secours (CEU) qui sera utilisé et non plus le circuit d'eau brute (CEB).

Différents scénarios de perte de la source froide ont été étudiés lors des tests de résistance.

Phénomènes biologiques

Certains phénomènes biologiques comme la croissance d'algues, de moules et de coques ou encore la présence d'une quantité exceptionnelle de poissons, peuvent entraver la prise

d'eau de refroidissement venant de la Meuse. Un système de répulsion des poissons est mis en place à l'entrée du Canal d'Amenée afin d'éviter que les poissons atteignent les prises d'eau et les bloquent. Un traitement par chloration est effectué afin de minimiser l'encrassement des circuits de refroidissement. Des analyses sont également effectuées par des laboratoires externes afin de suivre l'évolution des espèces biologiques.

Lors de la précédente révision décennale, la corrosion des tuyauteries liées à la sûreté a été analysée. Suite à cette analyse, un programme de suivi de la corrosion induite par les micro-organismes a été mis en place depuis 2013 en particulier pour les circuits CEB (Circuit d'eau brute), CEU (circuit d'eau de nappe d'ultime secours) et CEI (circuit de protection incendie).

Des procédures existent afin de contrôler la population de rongeurs qui sont susceptibles d'endommager les câbles des équipements I&C (instrumentation et contrôle).

Interférences électromagnétiques (EMI)

Les transistors utilisent des filtres avec une bande passante de 32 Hz ce qui les rend assez immunisés contre une EMI. L'utilisation de téléphones mobiles est cependant interdite dans une partie des installations afin d'éviter tout problème d'interférence électromagnétique.

6.7.3 Évaluation

6.7.3.1 Conclusions générales

L'évaluation a mené aux constatations générales suivantes:

- La protection de Tihange 3 et du bâtiment DE est en accord avec le cadre de référence pour toutes les événements internes et externes pertinentes. Le cadre de référence est basé sur les standards de sûreté actuels de l'IAEA, de l'U.S.NRC et de WENRA, ainsi que les règles de bonne pratique.
- À côté des nombreux points forts, il y a seulement quelques possibilités d'amélioration concernant la protection contre les événements internes et externes. De fait, la plupart de ces événements ont été considérés dès la conception de Tihange 3 et du bâtiment DE, et sont systématiquement réévalués lors des révisions décennales. De plus, de récentes analyses en profondeur sont en cours pour certains événements internes et externes:
 - L'incendie interne est analysé dans le cadre de FHA (*Fire Hazard Analysis*) et de Fire PSA (*Fire Probabilistic Safety Assessment*) qui sont réalisées dans le cadre du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation*.
 - L'inondation interne est également étudiée par un Flooding PSA (*Flooding Probabilistic Analysis*) réalisé dans le cadre du *Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation*.
 - Quelques événements externes ont été analysés en profondeur dans le cadre du plan d'action résultant des tests de résistance (2011) pour les situations qui excèdent les bases de conception. Les événements considérés sont l'inondation extrême, les conditions météorologiques extrêmes (fortes précipitations, vents violents, chutes de neige extrêmes, tornades), le séisme, la chute d'avion, les risques industriels (toxiques et explosifs) autour du site de Tihange ainsi que la robustesse des sources froides lors de la combinaison d'événements.

6.7.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

- ✓ **La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les incendies d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées.**

Les intervenants sur les systèmes de protection incendie sont qualifiés et formés ; ils disposent de procédures spécifiques dans ce domaine.

Les moyens de protection incendie sont inspectés, testés et entretenus.

Des armoires dédiées aux Fiches d'Actions Incendie (FAI) sont présentes à Tihange 3 ainsi que sur l'ensemble du site. 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, est disponible.

- ✓ **La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les explosions d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées.**

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.

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.

- ✓ **La centrale est, de par sa conception, bien protégée contre la rupture de conduites de haute énergie.**

Une étude HELB (High Energy Line Break) systématique basée sur des visites de l'unité est menée pour tous les lieux possibles de rupture qui ont été identifiés conformément aux SRP3.6.1 et 3.6.2. L'application du principe du LBB (Leak Before Break) permet d'exclure les effets dynamiques associés aux ruptures de la tuyauterie primaire.

- ✓ **L'émission de projectiles est limitée grâce à la conception de la centrale et est gérée par des inspections et des pratiques adaptées.**

Il a été confirmé par sondage (*walkdown*) que les dangers potentiels dus aux projectiles 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.

✓ **La protection contre l'effondrement de structures et la chute d'objets est assurée grâce au respect des normes en vigueur.**

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

✓ **Le risque d'inondation externe considère une crue calculée sur une période de retour de 10 000 ans.**

Le niveau maximal de la Meuse a été réévalué. Une crue calculée avec une période de retour de 10 000 ans a été considérée. Un mur anti-inondation est construit afin de protéger le site contre cette crue. La mise en place des dispositifs associés (par exemple dispositifs amovibles prévus pour isoler les canaux de rejets et les égouts, les systèmes permettant d'évacuer les eaux de refroidissement des unités) est en cours.

✓ **Pour la plupart des conditions climatiques extrêmes, des marges de sûreté existent.**

Toutes les conditions météorologiques extrêmes pertinentes ont été considérées lors de la conception de la centrale et du bâtiment DE.

Les tests de résistance montrent que la centrale présente des marges suffisantes par rapport à la grande majorité des conditions climatiques extrêmes.

Des procédures spécifiques existent pour le fonctionnement de la centrale durant des vagues de chaleur.

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.

✓ **La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les risques sismiques grâce à l'existence de marges dans la conception.**

Une analyse PSHA (*Probabilistic Seismic Hazard Assessment*) a été menée en 2015 par l'Observatoire Royal de Belgique (ORB) dans le cadre des tests de résistance. Cette étude a été réalisée conformément aux recommandations de l'IAEA et de l'U.S.NRC et démontre que le site de Tihange appartient à une Low to Moderate Seismicity Area de 0,17 g.

De plus, l'évaluation des marges dans la conception a été réalisée pour un *Review Level Earthquake* (RLE) qui est nettement plus élevé que le DBE: le RLE correspond, pour Tihange 3, 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.

✓ **La centrale et le bâtiment DE sont protégés contre la chute d'avion ainsi que contre les risques induits par des gaz toxiques ou explosifs.**

La probabilité d'avoir des conséquences radiologiques inacceptables suite à une chute d'avion a été calculée lors de cette révision décennale. La probabilité obtenue reste sous le critère d'acceptabilité.

Tous les risques industriels pertinents ont été considérés lors de la conception et ont été suivis lors des précédentes révisions décennales. Il ressort que peu d'industries sont présentes autour du site de Tihange et que celles-ci ne représentent pas de risques importants pour la centrale.

✓ **La centrale et le bâtiment DE sont, de par leur conception, bien protégés contre les phénomènes biologiques.**

Les matières végétales, les organismes et les débris flottants présents dans l'eau de la Meuse sont éliminés 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.

✓ **L'alimentation en eau de refroidissement est, de par la conception, bien protégée contre les obstructions par des objets flottants.**

En cas d'indisponibilité de la Meuse, Tihange 3 et le bâtiment DE peuvent être alimentés en eau de refroidissement grâce aux puits et au circuit d'eau brute d'ultime secours (CEU) et ainsi gérer les possibles conséquences de situations pour lesquelles les prises d'eau dans la Meuse sont rendues inutilisables, suite à la collision d'un bateau par exemple.

6.7.3.3 Améliorations possibles

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

✓ **SF7-1 Impact de la norme NFPA55 sur la localisation et le positionnement des bouteilles mobiles de gaz inflammables sous haute pression.**

Vérification de l'impact de la norme NFPA55 sur la localisation et le positionnement des bouteilles mobiles de gaz inflammables sous haute pression utilisées actuellement, afin de limiter le risque lié à la projection de missiles pouvant avoir un impact sur la sûreté.

✓ **SF7-2 Élaboration d'une procédure « Gestion de la canicule ».**

- Pour l'unité à 100% de PN, déterminer le circuit de sûreté qui sera le point faible par rapport au facteur température. Déterminer la température maximale à laquelle ce circuit peut encore remplir sa fonction de sûreté,
- La température fixée lors de l'étape précédente fera l'objet d'une spécification technique d'exploitation qui demandera d'amener l'unité dans un état de repli plus sûr en cas de dépassement du seuil défini.
- En état de repli, le nombre d'équipements de sûreté requis est beaucoup plus limité. On évaluera les marges de températures par rapport à une période de retour de 100 ans (95% d'IC) pour les circuits de sûreté requis dans l'état de repli. Le cas échéant, des mesures compensatoires, des parades ou des modifications de matériel seront mises en place pour pallier à des marges insuffisantes.
- Les conclusions des études décrites ci-dessus seront intégrées dans les procédures ad hoc, à créer ou existante (procédure G-238 « Surveillances particulières en cas de températures extérieures caniculaires »).

✓ **SF7-6 Élaboration d'une méthodologie pour les combinaisons crédibles d'événements indépendants.**

Établissement d'une méthodologie pour la sélection des combinaisons d'événements individuels indépendants, y compris les événements internes et externes, qui pourraient

conduire à des incidents de fonctionnement ou d'accidents de conception. Des éléments déterministes, probabilistes, ainsi que le jugement d'ingénieur, peuvent être utilisés pour la sélection des combinaisons d'événements.

6.7.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

- ✓ **T2/SF7-2 Intégration de la norme IEEE 1202 ou de son équivalent européen dans les spécifications d'achat pour les nouveaux câbles électriques et fibres optiques.**

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.

- ✓ **T2/SF7-7 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 ».**

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

- ✓ **T2/SF7-8 Amélioration des contrôles des fournisseurs de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « Fire protection for nuclear power plants ».**

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

- ✓ **T2/SF7-10 Adaptation des formations/procédure « fire watch » de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « Fire protection for nuclear power plants ».**
- ✓ **T2/SF7-12 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 ».**

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).

- ✓ **T2/SF7-24 Confirmation du faible impact sur Tihange 2 de la présence de l'entreprise EPC Belgium (production d'explosifs).**

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.

- ✓ **T2/SF7-25 Amélioration des statistiques des transports routiers ADR dans les environs de la CNT de manière à préciser le risque induit par ces activités.**

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.

✓ **T2/SF7-26 Précision du risque induit par le transport ferroviaire sur la base d'un scénario détaillé.**

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

✓ **T2/SF7-27 Évaluation de l'impact de l'extension des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet.**

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.

✓ **T2/SF7-30 Évaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée, à l'entrée du CEB.**

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

✓ **T2/SF7-35 Évaluation de l'impact des interférences électromagnétiques pour les nouveaux projets.**

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 ».

✓ **T2/SF7-101 Documenter la non nécessité de mesures d'interférence électromagnétique pour les installations existantes.**

6.7.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF1 Plant Design

Il existe une interface avec SF1 portant sur la conformité du design avec les exigences fixées par le 10CFR50 *Appendix A General Design Criteria*. Ce document est relatif à la protection contre les influences internes et externes. Cela concerne le *GDC Criterion 2 Design bases for protection against natural phenomena* ainsi que le *GDC Criterion 4: Environmental and Dynamic Effects Design Bases*.

6.7.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

- 1 Vérification de l'exhaustivité des événements internes et externes étudiés pour Tihange 3 et le bâtiment DE sur la base des guides de sûreté de l'IAEA NS-G-1.5 [REF SF7-1], NS-G-1.7 [REF SF7-2], et NS-G-1.11 [REF SF7-3].
- 2 Établissement d'un cadre de référence pour tous les événements internes et externes pertinents sur la base des normes de sûreté actuelles de l'IAEA, de la NRC américaine, de WENRA, et de bonnes pratiques. Les principales références pour les différents risques sont énumérées ci-dessous:

- Les incendies et explosions: U.S. NRC Regulatory Guide 1.189 [REF SF7-4], WENRA *Reactor Safety Reference Levels Issue 5* [REF SF7-5], IAEA Safety Guide NS-G-1.7 [REF SF7-2]
 - Les ruptures de conduites: U.S. NRC Standard Review Plan 3.6.1, 3.6.2, 3.6.3 [REF SF7-6] et U.S.NRC Branch Technical Position 3-3, 3-4 [REF SF7-7]
 - Les projectiles internes: U.S. NRC Standard Review Plan 3.5.1 [REF SF7-8], IAEA Safety Guide NS-G-1.11 [REF SF7-3]
 - L'effondrement de structures et la chute d'objets: U.S. NRC NUREG-0554 [REF SF7-9], U.S. NRC ANSI/ANS-57.1 [REF SF7-10], U.S. NRC Standard Review Plan 9.1.4, 9.1.5 [REF SF7-11]
 - Les interférences électromagnétiques: EPRI [REF SF7-12]
 - Les inondations: IAEA Safety Guide SSG-18 [REF SF7-13]
 - Les conditions climatiques extrêmes: IAEA Safety Guide SSG-18 [REF SF7-13]
 - Les risques sismiques et géotechniques: U.S. NRC Regulatory Guide 1.208 [REF SF7-14], IAEA Safety Guide NS-G-2.13 [REF SF7-15]
 - La chute d'avion: U.S. DOE Standard 3014-2006 [REF SF7-16], U.S. NEI Standard 07-13 [REF SF7-17], U.S.NRC Standard Review Plan 3.5.1.6 [REF SF7-18]
 - Le stockage et le transport industriel: IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7 1], IAEA Safety Guide NS-G-3.1 [REF SF7-19]
 - Les phénomènes biologiques: IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7-1], U.S. NRC Standard Review Plan 9.2.1 [REF SF7-20].
 - Les objets flottants bloquant l'arrivée d'eau de refroidissement: U.S. NRC Regulatory Guide 1.27 [REF SF7-21], IAEA Safety Guide NS-G-1.5 [REF SF7-1]
- 3** Comparaison des dispositions de sûreté existantes pour chaque risque par rapport au cadre de référence établi.
- 4** Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.8 Safety Performance (SF8)

Selon les indicateurs de performance de la World Association of Nuclear Operators (WANO), Tihange 3 a réalisé une performance moyenne à bonne durant ces 10 dernières années.

La performance est élevée en matière de sûreté nucléaire et plus particulièrement dans le domaine de la radioprotection.

Concernant le système utilisé pour la surveillance de la sûreté nucléaire, des marges d'amélioration subsistent, principalement via un renforcement de la valeur ajoutée du système d'indicateurs.

6.8.1 Objectifs

"The objective of the review of safety performance is to determine whether the plant's safety performance indicators and records of operating experience, including the evaluation of root causes of plant events, indicate any need for safety improvements."

IAEA NS-G 2.10 [Ref GEN-1]

L'évaluation *Safety Performance* (SF8) a pour but d'évaluer la performance de Tihange 3 dans le domaine de la sûreté nucléaire sur la base d'indicateurs et de documents témoins opérationnels disponibles. Outre les performances de sûreté, le caractère adéquat du système actuel qui en assure la surveillance est également vérifié.

6.8.2 Évolution de la centrale

Ces dix dernières années, Electrabel a mis en œuvre diverses modifications organisationnelles à la suite des programmes NUC 21 (2000) et NUC 21+ (2005). Ces deux programmes ont eu un impact sur les activités de Doel et Tihange, sur l'organisation Corporate et sur le monitoring des performances de sûreté.

6.8.2.1 Période jusqu'à 2005

Jusqu'en 2000, toutes les centrales nucléaires d'Electrabel fonctionnaient en tant qu'entités distinctes disposant de leurs propres organisation et méthodes. Dans le cadre du programme NUC 21 (2000), certaines activités spécifiques aux centrales ont été fusionnées et le fonctionnement quotidien a été harmonisé. Durant cette période, le rapportage des incidents et le retour d'expérience ont aussi été alignés.

6.8.2.2 Période allant de 2005 à 2009

En 2005, après une série d'audits internes et externes, un programme (NUC 21+) a été lancé, avec six pistes d'amélioration:

- Clarification du rôle du site nucléaire et des services auxiliaires de la Business Entity Production, et renforcement de la responsabilité du manager du site
- Renforcement de l'importance de la sûreté nucléaire
- Restructuration des départements Operations, Maintenance & Assets
- Définition d'un nouveau rôle pour le département PPM
- Amélioration du suivi des performances de sûreté
- Amélioration du comportement de sûreté au sein de l'organisation

Étant donné que les cinq premières pistes réalisaient en fait une optimisation du programme NUC 21 existant, ce nouveau programme a été baptisé NUC 21+. Cette opération introduisait surtout de nouveaux outils en vue de mieux pouvoir inventorier les indisponibilités.

Après l'introduction du programme NUC 21+ et le Corporate Assist WANO, le système de gestion IP a été standardisé et centralisé. La gestion est opérée au niveau du site mais avec une cohérence globale. Le département PPM centralisait tous les ICP et un certain nombre de nouveaux ICP permettant le suivi des performances générales en matière de sûreté furent introduits.

Le même système d'ICP, inspiré de l'exploitant britannique (British Energy), a été instauré pour Doel et Tihange. Environ 90% des indicateurs niveau 1 et 60% des indicateurs niveau 2 ont été définis de manière identique pour Doel et pour Tihange. Les indicateurs niveau 3 sont restés liés aux départements.

6.8.2.3 Période après 2009

La RD de Tihange 2 a été réalisée de 2010 à 2012. Dans ce contexte, il avait été demandé de procéder à une évaluation afin de déterminer dans quelle mesure la panoplie actuelle d'indicateurs correspondait aux recommandations du document IAEA-Tecdoc-1141. Cela vient juste d'être réalisé dans le cadre de l'évaluation de Tihange 1 et Tihange 3.

6.8.3 Évaluation

6.8.3.1 Conclusions générales

Le monitoring de la sûreté nucléaire sur le site (*Nuclear Safety Oversight*) repose actuellement sur une interaction entre divers documents témoins et indicateurs.

Indicateurs de sûreté

Indicateurs clés de performance (ICP)

L'évaluation montre que la valeur ajoutée des indicateurs clés de performance (ICP) peut être accrue en alignant mieux le système actuel sur les recommandations de l'IAEA et les bonnes pratiques internationales dans ce domaine. Le management a en effet besoin de moyens plus adéquats pour identifier rapidement les domaines qui réclament une attention supplémentaire et des améliorations en matière de sûreté nucléaire. Actuellement, certains domaines en rapport avec les performances de sûreté ne sont pas suivis dans le système d'ICP et une amélioration de la structure hiérarchique des indicateurs permettrait de déceler plus aisément une baisse globale des performances de sûreté. En outre, les indicateurs clés de sûreté utilisés par le site de Tihange diffèrent légèrement de ceux utilisés par les autres exploitants européens.

Ces indicateurs classés par niveaux peuvent être ambigus et parfois difficiles à interpréter, car ils requièrent souvent des calculs complexes et ne fournissent pas de données brutes. Si cela facilite certes la vérification d'un comportement spécifique, le risque est toutefois de perdre, chemin faisant, des informations qui pourraient être importantes. Il existe aussi des indicateurs qui sont plutôt axés sur les processus que sur la performance. Ceux-ci donnent également des indications sur la sûreté, mais ils ne permettent pas nécessairement de percevoir toutes les tendances des performances de sûreté. Enfin, une partie des indicateurs ICP par niveaux est composée d'indicateurs « réactifs » qui témoignent du résultat visible « a posteriori » de la performance en matière de sûreté nucléaire, et ne permettent pas toujours de détecter de manière proactive les premiers signes avant-coureurs d'une baisse de performance. Cependant, des indicateurs « proactifs » existent et sont bien utilisés sur le site, mais ils ne sont généralement pas repris dans le système actuel d'ICP.

Indicateurs WANO

Les indicateurs WANO montrent que Tihange 3 a réalisé une performance moyenne à bonne durant ces 10 dernières années. L'unité se situe aujourd'hui entre le meilleur quart et le quart médian mondiaux. De manière générale, Tihange 3 se comporte bien dans le domaine de la sûreté nucléaire avec, notamment, une bonne radioprotection.

Documents témoins contenant les données opérationnelles

Suivi des performances de sûreté

La performance en matière de sûreté nucléaire de Tihange 3 est suivie via toute une série de rapports de sûreté périodiques. Ces rapports contiennent toutes les données opérationnelles: données concernant la maintenance, les programmes d'essai, les inspections, les remplacements et modifications effectués, les événements significatifs, etc. Voici les principaux rapports:

- System Health Report (SHR).
- Rapports des Plant Operating Review Committees (PORC).
- Rapports des Site Operating Review Committees (SORC).
- Rapport annuel de sûreté nucléaire (ANSR).
- Rapport trimestriel de sûreté nucléaire (QNSR).

À partir de ces rapports, on procède à une analyse périodique des performances de sûreté, dont découlent des propositions d'amélioration.

Compte-rendu des événements

Le signalement des événements est aussi d'une grande importance pour le suivi de la sûreté nucléaire. Ce qui ressort ici de manière générale est, depuis 2006, la forte augmentation du nombre de fiches d'expérience établies et la réduction significative du nombre de rapports d'incidents. Le nombre de rapports d'événements a toutefois augmenté jusqu'en 2012 pour revenir ensuite au même niveau que début 2006.

Les événements les plus importants sont rapportés à WANO. Au cours des 10 dernières années, le nombre moyen de rapports d'incidents communiqués par tranche nucléaire a légèrement augmenté, mais Tihange reste sous la moyenne de WANO.

Rejets radioactifs

Vu leur importance pour la sûreté des personnes présentes sur le site, pour celle de la population et pour l'environnement, les données concernant l'exposition aux rayonnements ionisants et le rejet d'effluents radioactifs sont soumises à une évaluation distincte et plus détaillée.

Radioprotection et rayonnement ambiant

Dans le domaine de la radioprotection, Tihange 3 a un bon niveau. Cela est, d'une part, confirmé par l'audit OSART de 2007 et ressort, d'autre part, du classement ISOE où, au sein de son groupe d'unités sœurs, Tihange 3 figure parmi les meilleurs élèves pour ce qui est de la dose collective annuelle moyenne. Concernant l'indicateur CRE de WANO, il s'avère aussi que Tihange 3 fait toujours partie du meilleur quart du peloton mondial. En améliorant les procédures en continu, et en promouvant notamment le principe ALARA, la dose collective et le nombre de contaminations ont fortement diminué durant la période considérée.

6.8.3.2 Points forts

L'évaluation révèle les points forts suivants:

- ✓ **Dans le domaine de la radioprotection, Tihange 3 affiche de bons résultats.**

Ces dix dernières années, la radioprotection a été très efficace pour les collaborateurs: l'exposition au rayonnement a nettement diminué. Cela est confirmé par l'audit OSART de 2007 et la *Peer Review* WANO de 2013 et ressort du classement ISOE et de l'indicateur CRE de WANO. Le nombre de contaminations a été divisé par 4.

6.8.3.3 Améliorations possibles

Plusieurs améliorations possibles dans le domaine des indicateurs, qui s'appliquaient aux systèmes et méthodes communs, ont déjà été introduites via le plan d'action de la révision décennale (RD) de Tihange 2.

Une analyse complémentaire a été réalisée dans le cadre de la présente évaluation et celle-ci a conduit à ajouter les deux actions supplémentaires suivantes:

- ✓ **SF8-1 Alignement du système de KPI (Tier 1, 2, 3) par rapport aux recommandations et bonnes pratiques internationales.**

Finaliser l'analyse des indicateurs de performance du site (Tier 1, 2, 3) par rapport aux « IAEA TecDoc 1141 Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power » et procéder à l'alignement du système actuel d'indicateurs (indicateurs par niveaux) sur les recommandations et les bonnes pratiques dans ce domaine.

En collaboration avec la centrale de Doel et Electrabel Corporate dans le cadre de WANO *Peer Review* d'entreprise 2016; définir et réaliser des actions correctives.

- ✓ **SF8-5 Amélioration du reporting externe.**

Tous les rapports d'incidents doivent être envoyés systématiquement à WANO.

6.8.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

- ✓ **T2/SF8-20 Établissement d'une procédure pour déterminer les seuils des indicateurs (KPI's) concernant les effluents radioactifs.**

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 ».

- ✓ **T2/SF8-101 Évaluer si les indicateurs de performance existants sont suffisants en comparaison à la référence IAEA TECDOC 1141.**

6.8.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF2 et SF4

L'évaluation *Actual condition of systems, structures and components* (SF2) vérifie si les systèmes, structures et composants (SSC) liés à la sûreté répondent toujours aux exigences de conception et si cela est suffisamment documenté dans les SHR. Le facteur de sûreté *Ageing* (SF4) vérifie si la gestion du vieillissement est suffisante pour maintenir les fonctions de sûreté, aujourd'hui et à l'avenir. Les conclusions de ces SF revêtent une grande importance dans l'évaluation de Tihange 3.

SF9

L'évaluation *Use of experience from other plants and research findings* (SF9) vérifie si l'expérience acquise en interne, le feed-back provenant d'autres centrales nucléaires et d'autres résultats de recherches sont suffisamment exploités pour mettre en œuvre des améliorations de la sûreté. Il existe ici un chevauchement évident avec le SF8.

- Dans le SF8, le cadre global, les valeurs-seuils et les caractéristiques générales des indicateurs de sûreté sont évalués au regard des prescriptions de l'IAEA et de l'UE. Dans le SF9, des recommandations sont formulées concernant des indicateurs spécifiques dans le contexte de l'amélioration continue, dont l'efficacité n'est suivie que partiellement par les ICP de niveau 1 et niveau 2.
- Il existe une autre interface. Dans le SF8, il est question de l'évaluation globale des performances de sûreté sur la base du fonctionnement quotidien de la centrale (expérience en exploitation), alors que le SF9 vérifie si le processus de retour d'expérience et le plan d'action correctif se déroulent de manière suffisamment efficace et efficiente.

SF10 et SF12

L'évaluation *Organisation and administration* (SF10) examine si l'organisation et l'administration contribuent suffisamment au fonctionnement sûr des centrales nucléaires. L'évaluation du SF8 vérifie si les différents comités chargés de la sûreté fonctionnent de manière suffisamment cohérente, alors que le SF10 s'attache davantage à l'adéquation du fonctionnement. L'évaluation du SF12 vérifie dans quelle mesure le facteur humain influence les performances de sûreté.

SF14

L'évaluation *Radiological impact on the environment* (SF14) vérifie si l'impact radiologique de la centrale est suivi de manière suffisamment adéquate. Le chevauchement tient au fait que ces données sont utilisées et discutées pendant l'évaluation du SF8. Ce chevauchement se répercute du reste dans un rapport d'évaluation qui sert de contribution aux deux SF.

6.8.4 Méthode

L'évaluation du SF8 a lieu sur la base des données suivantes:

- Une analyse de tendance et d'adéquation des indicateurs en matière de sûreté nucléaire (ICP niveaux 1, 2 et 3, ICP de WANO) par comparaison avec les indicateurs d'autres centrales nucléaires (benchmark).
- Une évaluation du système de signalement des événements comme outil de mesure pour la surveillance de la sûreté nucléaire.
- Une analyse du système de traitement des résultats de l'évaluation périodique de l'exploitation au niveau de la maintenance, des essais, des inspections, des remplacements et des modifications.
- Les données sur les rejets radioactifs et les déchets, les doses de rayonnement et les cas de contamination. L'approche a consisté à déterminer s'ils restent dans les limites prescrites, demeurent aussi bas que raisonnablement possible (principe ALARA), et sont correctement gérés.

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

Le processus de Retour d'EXpérience (REX) est depuis des années totalement transverse au niveau du site de Tihange. Celui-ci est décliné au niveau de chaque département grâce au rôle des SPOCs REX (c'est-à-dire les coordinateurs REX dans chaque département), compte tenu des aspects techniques (fonction des unités), organisationnels et humains.

Une structure et un programme existent pour traiter les événements opérationnels d'origine interne et externe. Ceux-ci ont évolué au cours du temps, suite à des changements organisationnels ou en accord avec les évolutions de la réglementation et/ou des Standards Internationaux. Ils ont également évolué en conformité avec le processus d'amélioration continue.

Les éléments ayant pour origine la recherche ou d'autres sources non directement liées à l'exploitation d'installations de production sont bien traités en collaboration avec de nombreux partenaires. Cela est toutefois géré en dehors du processus REX, ce qui les rend moins visibles. Néanmoins, l'objectif d'amélioration de la sûreté est atteint puisque ces éléments parviennent aux utilisateurs finaux/demandeurs.

Le processus de Retour d'Expérience pour le site de Production nucléaire de Tihange est conforme aux exigences réglementaires et aux Standards Internationaux.

6.9.1 Objectif

"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 cela est repris dans le document *Scope and Methodology* [REF GEN-2], le champ d'application de ce *Safety Factor* est relatif au retour d'expérience opérationnelle, aussi bien d'origine interne qu'externe, ce qui signifie qu'il a été légèrement modifié par rapport au scope original tel que repris dans le document IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1]. Concrètement, le scope de l'évaluation combine les *Safety Factors* SF8 et SF9 puisqu'elle couvre la totalité du processus.

Dans le cadre de l'évaluation, il est vérifié si l'expérience et les éléments importants pour la sûreté sont suffisamment échangés et partagés avec d'autres exploitants, les concepteurs, les constructeurs, les vendeurs, etc. de manière à ce que chacun puisse en tirer un bénéfice maximum. L'évaluation inclut une revue indépendante d'éléments importants qui peuvent

être utilisés dans le cadre d'analyses de tendances dont l'objectif est d'identifier et de mettre en lumière à la fois les bonnes pratiques et les Opportunités d'Amélioration potentielles.

6.9.2 Évolution de la centrale

Au cours de la décennie 2000-2010, divers changements organisationnels ont eu lieu, et plus précisément la réorganisation « NUC21 » (2000) et la réorganisation « NUC21+ » (2005), décrites en détail dans le paragraphe consacré au chapitre précédent (Chapitre 6.8 Safety Performance).

En complément, on notera les évolutions suivantes:

- En mars 2010, l'application informatique SMARTGEN a été démarrée sur le site de Tihange. Cette application, dérivée de l'application existante de la Production classique d'Electrabel, a été adaptée pour répondre aux besoins spécifiques des activités de l'exploitation nucléaire.
- En avril 2010, l'OE Manager pour le processus REX nucléaire au niveau du Corporate a été désigné de manière à construire un processus transverse et homogène, tout en tenant compte des spécificités locales des sites de Production (aspects techniques et culturels).
- En 2012, le département PPM est devenu CIM (pour *Continuous Improvement Management*) sur les sites seulement, pas au Corporate. Le département CIM rapporte directement et hiérarchiquement parlant à la direction du site contrairement à la situation précédente où le PPM Corporate était hiérarchiquement responsable des services locaux.

6.9.3 Évaluation

6.9.3.1 Conclusions générales

Organisation

Une organisation pour le Retour d'EXpérience opérationnelle (REX), supportée par une note de gouvernance est bel et bien en place au plus haut niveau de l'Organisation BElux Generation - BEG. Les attentes hiérarchiques et managériales en termes de REX sont communiquées de la même manière à tout le personnel via les « Fondamentaux » aujourd'hui totalement communs aux deux sites de Production nucléaire de Tihange et de Doel, au personnel du Corporate ayant des activités sur les sites ainsi qu'aux prestataires et contractants. Les attentes hiérarchiques sont donc clairement établies, formalisées et communiquées à tout le personnel, tant interne qu'externe.

Le pilotage et la bonne marche du processus REX dans les départements sont assurés grâce au soutien hiérarchique et aux coordinateurs REX.

Les éléments entrant dans le processus, comme par exemple les événements d'origine interne ou externe, observations, expériences diverses, etc. sont communiqués à tout le personnel concerné grâce à différents moyens: communication orale directe, distribution de brochures, courriel, via des ressources informatiques diverses, etc.

Gestion documentaire

Les applications informatiques actuelles sont de plus en plus utilisées par le personnel et de manière plus intensive que par le passé. Le site de Tihange a fourni des efforts visibles ces

dernières années de manière à combler les lacunes identifiées. Cela a été identifié lors de l'évaluation pour l'unité 2 de Tihange ; il a en effet été pointé qu'il existait trop d'applications informatiques différentes au niveau local (départements, services et individus), dérivées des outils officiellement reconnus et décrits dans le processus mais non liées entre elles. Il a également été démontré que beaucoup de documents utiles dans le cadre des activités liées au processus REX (comme les analyses, les documents historiques, etc.) n'étaient pas accessibles de manière aisée à l'ensemble du personnel concerné, car ils étaient sous format papier uniquement et très localisés. Des risques potentiels ont été mis en lumière, comme par exemple la duplication erronée d'informations, l'utilisation incorrecte de celles-ci, etc. Des inefficacités potentielles ont également été identifiées, comme par exemple l'existence de multiples sources de retard et l'allongement des délais de réalisation de certains rapports.

En réponse à cette faiblesse commune aux sites de Tihange et de Doel, un projet commun a été initié en intégrant le Corporate, de manière à développer une application commune et intégrée basée sur les seules applications locales existantes et officiellement liées au processus REX. Un outil de suivi est en cours de développement.

Traitement de l'information

Le traitement de l'information relative au processus REX est évalué périodiquement, mais pas de manière suffisamment régulière. En pratique, cela est réalisé grâce aux audits internes, aux évaluations diverses (reviews), aux auto-évaluations - *Self Assessments* - et revues de direction - *Management Reviews* -, aux exercices d'analyses de tendances (*Yellow Sticky*) pour les processus les plus impactés par le Retour d'Expérience, etc. Cela est également réalisé au travers d'audits externes, réguliers ceux-là, comme par exemple les missions WANO (*Peer Reviews*), les missions OSART demandées par l'autorité de sûreté, etc.

La direction reçoit mensuellement la liste des éléments relatifs au processus REX (analyses, actions correctives, etc.) qui sont encore en attente de réalisation ou de finalisation et identifiés lors du comité REX qui se tient en moyenne 8 fois par an. C'est un des moyens permettant à la direction de réagir et de piloter où cela s'avère nécessaire.

Les aspects liés au facteur humain ont évolué depuis l'évaluation du processus REX pour l'unité 2 de Tihange. Les analystes ont été formés de manière à être davantage sensibilisés et rompus aux outils HP. Les lignes hiérarchiques ont été formées pour se familiariser avec les techniques de coaching HP. Cela leur permet et les aide à vérifier que les outils HP sont correctement utilisés par le personnel lorsque celui-ci exécute des gestes techniques dans le cadre de ses activités sur le terrain.

Compte-rendu

Le personnel est conscient qu'il doit rendre compte des événements, écarts, déviations ou problèmes importants pour la sûreté auxquels il est confronté, ainsi que les bonnes pratiques. Cependant, en pratique, le processus n'est pas suffisamment respecté.

Le principe des comptes-rendus à l'extérieur de l'organisation a été négligé un temps, mais actuellement il est à nouveau conforme aux attentes de WANO, aux exigences réglementaires et aux Standards Internationaux.

Le principe des comptes-rendus à destination des concepteurs, fabricants, vendeurs, etc. se fait occasionnellement mais de manière nettement insuffisante. Cela est notamment réalisé lorsqu'un problème concerne directement l'exploitant et qu'il doit le résoudre, moins dans une démarche d'échange et de partage d'expérience. Cela pourrait être amélioré dans les deux sens: de manière plus systématique et en améliorant la traçabilité et le suivi, et en sollicitant davantage et plus régulièrement les vendeurs pour qu'ils rapportent et partagent les expériences intéressantes pour l'exploitant.

Délais de traitement

Le dépistage (*screening*) des événements internes est effectué dès que la fiche d'expérience a été émise (rédigée et transmise). Certains délais importants et parfois non justifiés ont toutefois été observés mais l'amélioration est visible. L'application OE SAP devrait également permettre de réduire certains délais puisque tout le flux (c'est-à-dire les étapes du processus, depuis la rédaction de la fiche d'expérience jusqu'à la clôture des actions correctives) est intégré de manière unique.

Les délais pour réaliser les analyses des causes profondes (dans le cas des Rapports d'Incident = RI – et des Rapports d'ÉVénement - REVE) sont imposés: ils sont suivis de manière stricte par les comités appropriés auprès duquel le rapport doit être soumis ; toutefois, certains exemples ont montré que des déviations existent, notamment lorsque le rapport doit être modifié ou adapté, les délais pour les analyses des causes profondes peuvent devenir beaucoup plus importants.

Les personnes désignées pour l'implantation des actions correctives sont autorisées à demander des délais supplémentaires mais selon un protocole , pour lequel par exemple, une analyse de risque liée au délai supplémentaire peut être réalisée et approuvée par le chef de département qui assume la responsabilité de ce report.

Le *backlog* pour les analyses et les actions correctives a été réduit de manière presque continue depuis 2011. C'est davantage visible pour les événements d'origine externe.

Qualité

La qualité mais surtout la profondeur des analyses aussi bien internes qu'externes ont été identifiées comme des points faibles. Le volet technique des analyses est la plupart du temps réalisé de manière correcte et détermine en général les causes profondes. Les causes profondes relatives aux aspects organisationnels ou aux facteurs humains sont plus rarement déterminées de manière correcte, car elles présentent davantage de difficultés.

Il est cependant indispensable de déterminer précisément les causes profondes de manière à définir des actions correctives pertinentes permettant de résoudre le problème rencontré afin d'éviter la répétition.

Les simples analyses techniques ne requièrent pas d'établir un arbre des causes ou des faits ; l'organisation doit cependant veiller à ce que leur qualité augmente puisque de nombreux exemples ont montré des résultats insuffisants.

L'évaluation dans le cas de l'unité 2 de Tihange a conduit à rédiger une procédure destinée à évaluer l'efficacité des actions correctives lorsqu'elles ont été implantées effectivement et lorsque le délai d'implantation est suffisant pour que l'événement soit susceptible de se produire à nouveau. Le champ initial de la procédure était limité aux rapports d'incident et aux publications SOER de WANO. De manière à pouvoir profiter au maximum de la valeur ajoutée de la méthode, le champ d'étude a été étendu début 2015 aux rapports d'événements (REVE) importants pour la sûreté.

6.9.3.2 Points forts

Les forces listées ci-après ont été identifiées pendant l'évaluation du processus REX de Tihange:

- ✓ **Les attentes en termes de comportement, d'attitudes, de compétences sont communiquées à tous les intervenants.**

La BEG et les deux sites de Production nucléaire de Tihange et de Doel ont publié en octobre 2014, de manière commune, les « Fondamentaux » qui remplacent les « Attentes Managériales ». Ce sont les attentes en termes de comportement, d'attitudes, de compétences, etc. en ce compris les attentes en matière de Retour d'Expérience. Les « Fondamentaux » sont communiqués de la même manière à tout le personnel, qu'il s'agisse d'employés internes (le personnel de l'exploitant), du personnel du Corporate effectuant des activités sur les sites, ou des prestataires et des contractants.

- ✓ **La traçabilité des événements d'origine externe est garantie.**

Les événements d'origine externe, lorsqu'ils ont été détectés et analysés, même lorsqu'ils ne sont pas retenus par l'organisation pour traitement ultérieur (analyse ou simple information) sont enregistrés dans le système de gestion et reçoivent une référence. Cela permet de garantir la traçabilité.

- ✓ **Le backlog relatif aux événements d'origine externe est maîtrisé.**

Le *backlog* relatif aux événements d'origine externe, tant au niveau analyses (d'applicabilité) que de l'implantation des actions correctives qui en découlent, a été réduit de manière visible depuis la mi-2013.

- ✓ **Le retour d'expérience est utilisé de manière structurée.**

Tihange a mis en place une approche graduée (basée sur le risque effectif lié à l'intervention) afin d'utiliser le REX de manière structurée lors des phases de préparation de l'intervention.

6.9.3.3 Améliorations possibles

Les opportunités d'amélioration listées ci-après ont été identifiées pendant l'évaluation:

- ✓ **SF9-2 Amélioration des dispositions REX avec TE et LBE, afin de clarifier la mission de ces différents partenaires.**

- Compléter la procédure « Gestion du REX TE » en TE (avec par exemple le logigramme de gestion des IRS).
- Rédiger une procédure « Gestion du REX LBE » en Laborelec.
- Rédiger les procédures TE et Laborelec en Electrabel (CORP).

- ✓ **SF9-4 Mise en place d'un processus de challenging entre les responsables REX Tihange et REX corporate.**

Mettre en place un challenge entre les responsables REX Tihange et REX corporate, pour renforcer l'étape de dépistage (*screening*) et de manière à éviter que des événements importants pour la sûreté ne soient écartés trop rapidement.

✓ **SF9-5 Amélioration de la méthode d'analyse des causes profondes.**

- Dans un premier temps, analyser un ou deux événements avec la méthode Jean Parries.
- Ensuite, selon les résultats, étudier la possibilité d'étendre cette nouvelle approche d'analyse.
- Définir une méthode.
- Initier l'implémentation.

✓ **SF9-7 Challenge des analyses TE.**

Modifier la procédure « Gestion du REX en TE » et éprouver les analyses TE en ajoutant plusieurs signataires.

✓ **SF9-8 Rédaction d'un document décrivant la mission et les activités du comité PSI.**

Rédiger un document décrivant la mission et les activités du comité PSI, reprenant les aspects suivants: obligations, responsabilités, autorités, aptitudes, compétences, communication et interfaces.

6.9.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

✓ **T2/SF9-1 Suivi et sensibilisation du personnel au sujet du suivi des actions (backlog) relatives à la sûreté nucléaire.**

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.

✓ **T2/SF9-2 Uniformisation du processus REX de manière à améliorer la traçabilité.**

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).

6.9.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

SF1

L'interface avec SF1 a pour objet de s'assurer que la traçabilité entre les modifications apportées aux unités et les événements initiateurs ou à l'origine de celles-ci est assurée. Cela avait déjà été identifié lors de l'évaluation pour l'unité 2 de Tihange: l'OfI a été résolu en partie puisque le lien entre certains processus et le processus REX est clairement établi mais ce n'est pas le cas pour tous les processus.

SF2 et SF4

Le SF2 et le SF4 sont traités ici ensemble. Le processus SHR a été identifié comme le processus commun qui doit évaluer la « santé » des systèmes et des composants. Le processus utilise entre autres les fiches de modifications et les fiches d'expérience. La même remarque que pour le SF1 est donc applicable ici.

SF8

L'interfaçage entre SF8 et SF9 est décrit de façon détaillée dans le paragraphe relatif au SF8.

SF10 et SF12

L'interface entre SF10 – 12 et SF9 a été axée sur la prise en compte effective du facteur humain et de l'attitude face au compte-rendu d'événements au sein du processus de retour d'expérience. Il a été constaté que les auto-évaluations (self assessments) et revues de direction (management reviews) ne sont pas réalisées de manière systématique et que la prise en compte du facteur humain dans les analyses d'événements est difficile.

SF11

L'interface SF9 – SF11 consiste à vérifier que les procédures sont effectivement modifiées et adaptées lorsque cela est requis et en tenant compte des éléments en provenance du processus de retour d'expérience.

SF13

La prise en compte du retour d'expérience est particulièrement exemplaire dans le SF13, notamment suite à l'accident majeur de Fukushima, le 11 mars 2011. En plus du plan d'action décidé dans le cadre des stress tests belges (BEST), cet événement majeur a suscité plusieurs initiatives supplémentaires, comme des réunions d'échanges sur la planification de l'urgence avec d'autres exploitants, la visite d'une délégation d'Electrabel au Japon en Juillet 2013, etc.

SF14

L'auditeur du SF9 a été informé par l'auditeur du SF14 qu'un OfI avait été défini dans le SF 14 concernant les rejets radioactifs qui restent cependant bien inférieurs aux limites légales et aux objectifs du site.

6.9.4 Méthode

Le champ d'analyse et la méthodologie sont directement issus du guide de l'IAEA NS-G-2.10 [REF GEN-1]. La période de référence à couvrir est directement liée au contexte réglementaire applicable: elle s'étend du 1^{er} janvier 2004 au 31 décembre 2011.

Dans le cadre de la 4^{ème} Révision Périodique Décennale de Sûreté pour le parc nucléaire de Production d'Electrabel, une évaluation du processus REX a été réalisée pour l'unité 2 de Tihange, basée sur la même méthodologie.

En se basant sur les résultats, la présente évaluation s'est focalisée sur les lacunes identifiées. L'exercice a également consisté à vérifier si l'exploitant a pris des mesures de manière à résoudre les écarts identifiés. De manière à tenir compte autant que possible des dernières évolutions, la période couverte par l'évaluation elle-même a été étendue jusqu'à la fin de l'année 2014. Certains éléments encore plus récents (jusqu'à février 2015) sont mentionnés mais seulement à titre d'information.

De manière à atteindre l'objectif, les éléments qui suivent ont été réalisés:

- 1** Évaluation de l'organisation de l'exploitant et de l'évolution de celle-ci de manière à traiter le retour d'expérience: structure de l'Organisation, gouvernance et politique, parties prenantes avec leur rôle et responsabilités, attentes relatives au REX, etc.

- 2 Évaluation des dispositions et des relations existant entre l'exploitant et les parties prenantes et évolution des celles-ci, de manière à déterminer si l'utilisation du REX est adéquate et suffisante.
- 3 Évaluation du processus actuel de retour d'expérience par rapport au champ d'analyse (ALT: par rapport au cadre) et à la méthodologie et aux Standards. En pratique, chaque étape du processus tel qu'il est défini dans les Standards (collecte et compte-rendu des événements, dépistage/screening, analyse, actions correctives, utilisation et dissémination du REX, applications et ressources informatiques) a été évalué comme suit:
 - Description succincte
 - Évolution
 - Situation actuelle
 - Évaluation de chaque étape: Points forts et/ou Opportunités d'amélioration (OfI) sont présentés, le cas échéant, en incluant une justification de la prise de position. La justification est le plus souvent basée sur l'existence d'exigences réglementaires ou de Standards d'Excellence applicables et parfois sur la base du jugement de l'auditeur.

L'évaluation a été réalisée en analysant les documents applicables: données statistiques, procédures, rapports d'audits, auto-évaluations et management reviews qui en ont découlé, événements qui ont été traités par l'exploitant et ses partenaires, etc., observations sur le terrain (activités), participation à des réunions, comités, *prejob* et *post job briefings*, sessions de formation, interviews et remise en question régulière des éléments identifiés avec les interlocuteurs.

6.10 Organisation and administration (SF10)

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

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 Évolution de la centrale

Les systèmes de management

Le système de management de la sûreté nucléaire et les deux autres systèmes Care (Environnement et sécurité industrielle) donnent un cadre de référence clair, ceci a été reconnu positivement lors de l'OSART.

Qualité

- Il existe un service Assurance Qualité avec une amélioration continue notamment avec la création par exemple de la nouvelle section *Repair & Replacement*.
- L'équipe PPM chargée des audits est à nouveau correctement staffée. Tous les auditeurs ont suivi un trajet de formation.

Staffing

- Une procédure a été réécrite afin de rendre le processus staffing plus clair. Elle définit les principes, les rôles et responsabilités dans ce processus.
- Des passeports métier comprenant à la fois la formation classique et la formation sur le terrain ont été créés.

Formation des contractants

- Développement de la formation des contractants notamment en renforçant l'équipe formation et en procédant à l'extension du chantier école (maquette grandeur nature d'une partie représentative des installations techniques). Pour rappel, le chantier école a été conçu pour la formation des sous-traitants à la gestion des travaux sur le site de Tihange. Il est également utilisé pour des formations du personnel du site (générales ou spécifiques), notamment les formations relatives à l'utilisation des outils de performance humaine.
- Le développement d'un processus de certification des contractants.

- Une procédure qui définit le processus de gestion des fournisseurs critiques de manière centralisée: analyse des fournisseurs, centralisation des données pour Doel et Tihange et clarification des rôles et responsabilités des différents intervenants. Un plan d'action est en cours et suivi.
- Tihange développe une approche cohérente pour effectuer l'évaluation des contractants.
- Mise en place d'un programme d'observation des contractants effectuée par leur hiérarchie depuis 2013.
- La formation à la sûreté nucléaire est abordée dans SF12. Depuis 2011, ce programme a été complété par un recyclage tous les 5 ans afin de s'aligner sur les normes de l'industrie nucléaire et de disposer d'un personnel de contractants compétents.
- La fonction de *contract manager* pour la maintenance a été créée en 2009.

Gestion de la configuration

- Création d'un département (*System Health & Safety*) avec 11 ingénieurs.
- La prise de conscience importante du rôle de Design Authority (par opposition à responsable designer; Tractebel Engineering) au cours des dernières années a conduit à une clarification des rôles et des responsabilités dans ce domaine, ainsi qu'à une révision de la procédure associée.
- Une équipe d'ingénieurs de conception a été créée en 2012; un par unité.
- La détection et la mise à disposition des informations disponibles traitant des bases de conception est un des objectifs des ingénieurs design en 2013-2014.
- Une force potentielle réside dans l'existence des notices de fonctionnement à la centrale de Tihange. Elles sont élaborées par Opérations, décrivent les circuits, font référence à des études de base de conception et donnent des principes de configuration.

Enregistrement

Une pratique systématique et globale pour la gestion documentaire est en place.

La conformité légale

Le projet de mise en conformité suite à l'Arrêté Royal du 30/11/2011 (inspiré de WENRA) est un des projets les plus importants dans ce domaine depuis 2006.

6.10.3 Évaluation

6.10.3.1 Conclusions générales

Conformité aux standards industriels

Dans le cadre du *Safety Factor Organisation and Administration* », en prenant en compte les améliorations en cours d'implémentation, Tihange 3 est conforme aux standards de l'industrie. Cette évaluation porte sur les processus suivants:

- Le système de management.
- La gestion de la qualité.
- Le staffing.
- La gestion des contractants.
- Le respect de la réglementation.

- Il est important de souligner que ces dernières années, des progrès significatifs ont été réalisés dans les domaines de la gestion de la qualité, du staffing et de la gestion des contractants.

Amélioration continue

Pour assurer l'amélioration continue l'attention de l'organisation est sollicitée sur les points suivants:

- Établissement d'une relation entre les procédures de Tihange et le système global du NGMS (*nuclear generation management system*).
- Développement du contrôle de qualité niveau 1 (CQ1) pour la maintenance avec plus de points d'arrêts et la vérification des interventions.
- Finalisation de la stratégie d'outsourcing (gestion des contractants) afin de définir précisément ce qu'il faut ou non externaliser pour garder les compétences/connaissances et la maîtrise des processus.
- Meilleur management de projets dans le domaine du *regulatory compliance*, y inclus l'auto-évaluation et les audits réalisés par PPM.
- L'archivage de certains documents conformément aux règles de la protection incendie.

6.10.3.2 Points forts

Le résultat de l'évaluation de l'*organisation and administration* est conforme aux standards définis dans l'industrie.

6.10.3.3 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

- ✓ **T2/SF10-1 Création et mise à jour des procédures d'archivage des documents témoins (*records*) pour le département Maintenance.**

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.

- ✓ **T2/SF10-3 Identification des documents témoins en relation avec le *design base* dans les différents projets pour être rendus plus facilement consultables et traçables.**

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).

- ✓ **T2/SF10-5 Formalisation de l'organisation du *configuration management*.**

Rédiger une procédure détaillant la gestion du *configuration management*.

- ✓ **T2/SF10-6 Définition du niveau de connaissances des bases de conception nécessaire pour la réalisation de la gestion du *configuration management*.**

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.

6.10.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Il y a des interfaces avec **SF8**, **SF9**, **SF11** et **SF14**.

6.10.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

- 1** Détermination du contenu du facteur de sûreté, du cadre et de l'approche.
- 2** Clarification des liens entre le SF10 et le SF12 en utilisant le modèle de défense en profondeur avec les trois barrières: conception, pratiques (SF10: *Organisation and administration*) et attitude (SF12: *The Human Factor*).
- 3** Définition d'un cadre de références (*yardsticks*) pour l'évaluation sur la base du cadre de référence de l'INPO, de l'IAEA et du WANO (conformément aux bonnes pratiques de l'industrie nucléaire).
- 4** Évaluation 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* (contribution du projet LTO) et veille réglementaire.
- 5** Évaluation générale: prise en compte globale des différents points évalués.
- 6** Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.11 Procedures (SF11)

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.

6.11.1 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'IAEA 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 Évolution de la centrale

Les principales modifications depuis 10 ans peuvent se résumer de la façon suivante.

Organisation support 21/NUC 21 – (en principe à partir de 2003 – en pratique mis en œuvre à partir de 2005)

- Passage du « tout faire soi-même » (internalisation) à la sous-traitance (externalisation) avec une répartition claire des rôles de chacun et un processus correspondant.
- Passage de services (partiellement) décentralisés à un service central de gestion de documents par site avec un véritable accent sur la gestion de documents (par ex. fin des autres services de secrétariat).

Processus (Tihange à partir de 2007)

- Les principes de base n'ont pas changé, ceux-ci sont en effet fixés dans le rapport de sûreté et d'autres documents originaux. Ceux-ci étaient toutefois souvent interprétés et développés différemment et connaissaient de nombreuses variantes locales (par groupe, par service, etc.).
- Evolution vers un processus de base commun harmonisé pour tous les documents dans toutes les centrales et tous les services. Par exemple: les procédures, les dessins et les archives sont tous des documents qui sont traités uniformément dans tous les services.
- Description claire des principes, concepts, méthodes de travail, workflow, tâches et responsabilités, résultant en de nouveaux processus de gestion documentaire centralisés.
- Les processus de gestion documentaire et de gestion de procédures sont en évolution permanente (par ex. confidentialité, nouveau référentiel, audit WANO et implémentation des résultats, etc.).

Un outil de support SAP DMS central et puissant

- Auparavant, il existait: beaucoup de petites et grandes bases de données locales aux fonctionnalités très limitées. Les deux applications de base étaient en fait de simples fichiers électroniques qui étaient tenus à jour manuellement. Il n'y avait donc pas de véritable outil de support et la gestion des documents était surtout une activité manuelle (fichiers Word et AutoCAD dont le partage était mal géré, pas de gestion de version, pas de workflow, pas de tracking...).
- Depuis 2007: une base de données et une application centrale, fiable et puissante, aux fonctionnalités très étendues dans laquelle le cycle de vie complet de tous les documents est géré et suivi de façon strictement contrôlée et dans laquelle les versions électroniques sont sauvegardées et mises à disposition. A Tihange, les classements physiques ne sont pas encore gérés avec SAP DMS. L'important à cet égard est que SAP DMS assure des fonctionnalités avancées en termes d'identification et de gestion de version.
- Ceci était fondamentalement impossible sans le point 2 (un processus de base harmonisé pour tous les documents) et n'était pas réalisable en pratique sans le point 1 (organisation centrale)
- Les fonctionnalités souhaitées ont été progressivement implémentées et mises à disposition: passage en signature électronique au troisième trimestre 2013 et démarrage de la diffusion électronique au dernier trimestre 2014.
- Le prochain défi sera que SAP DMS devienne un classement maître supplémentaire aux classements maîtres papier existants et la mise en œuvre de la 1^{ère} page automatique permettant un gain de qualité et d'efficacité.
- L'utilisation du chargement en masse depuis 2013 a permis d'automatiser des étapes du traitement de certains documents. La mise en place de processus de chargement en masse, simplifiés depuis fin 2014, permet de traiter de plus grands volumes de documents de façon automatique.

Intégration et optimisation

Une fois les bases organisées, l'effort a porté sur:

- L'alignement de la gestion de documents avec les autres processus, gestion des modifications, modifications urgentes (redmarking), délimitation entre services.
- L'efficacité: amélioration et poursuite du développement des différents sous-processus (dactylo, travail de dessin, approbation, distribution, etc.)
- L'efficacité: optimisation du processus en utilisant les possibilités de l'outil (workflow, signature électronique, diffusion électronique, full text search, etc.), meilleur traitement de documents spécifiques (modèles, formulaires, etc.) et de la collaboration avec nos fournisseurs.

Priorités CNT

Les priorités pour le processus de gestion documentaire sont axées sur les éléments suivants:

- Améliorer la gestion de l'archivage.
- Éliminer le *backlog* de réexamen de procédures.
- Développer le rôle de l'utilisateur clé.
- Diminution des délais d'édition d'un document.
- Diminution de l'utilisation du papier.

6.11.3 Évaluation

6.11.3.1 Conclusions générales

Cette évaluation a montré que, d'une manière générale, la gestion des procédures liées à la sûreté sur le site de Tihange est satisfaisante. De plus, elle fait l'objet d'audits aussi bien internes qu'externes dont découlent des plans d'action pour garantir une amélioration continue.

6.11.3.2 Points forts

L'évaluation a mis en évidence les forces de la gestion documentaire à la centrale de Tihange:

✓ **La signature électronique a été implémentée en SAP.**

Implémentation de la signature électronique le 16/09/2013.

✓ **Les documents sont distribués électroniquement.**

Depuis le dernier trimestre de 2014, la distribution électronique des documents permet de diminuer l'utilisation de papier et augmente l'efficacité grâce à la diffusion instantanée.

✓ **SPEEDDOC, une interface web vers SAP DMS, a été implémentée.**

Cet outil permet à l'utilisateur d'accéder plus facilement aux documents en SAP DMS. Le classement manuel en BlueBox disparaît afin d'augmenter la traçabilité. Le service Gestion Documentaire de Tihange organise une formation systématique dans les différentes sections.

✓ **La durée du cycle d'approbation/publication est diminuée.**

La diminution de la durée du cycle d'approbation/publication des documents de qualité qui font l'objet d'une révision périodique.

✓ **Le projet Énergie 2010 pour l'amélioration des procédures porte ses fruits.**

Les procédures pour les équipements associés à une gravité importante sont en cours d'uniformisation et rendues autoportantes. La qualité des procédures est donc améliorée ainsi que le processus de gestion des procédures.

✓ **L'ordonnancement du département Maintenance maîtrise bien la gestion des procédures.**

Le service d'ordonnancement du département Maintenance est organisé par tranche et gère de manière efficace toutes les procédures d'exécution et rapports d'intervention applicables à chaque tranche. Le service possède un historique propre de ces documents.

6.11.3.3 Améliorations possibles

L'évaluation globale a permis de sélectionner les améliorations suivantes, qui sont d'application pour le site de Tihange et donc aussi bien Tihange 1, que Tihange 2 et 3:

✓ **SF11-1 Sensibilisation du personnel de la Maintenance à la consultation de SAP.**

Rédiger un TBM obligatoire, à présenter à l'ensemble du personnel de la MNT, qui intégrera les points suivants:

- Sensibilisation aux règles et bonnes pratiques liées à la gestion documentaire ainsi que la consultation en SAP DMS.
- Explication sur l'importance de consulter des documents à la source que permet SAP DMS (pas de stockage de document dans des bases de données parallèles).
- Sensibilisation à la codification et l'archivage des documents en SAP-DMS pour facilement les retrouver en cas de besoin.

6.11.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

✓ **T2/SF11-2 Amélioration de la traçabilité et de l'archivage des documents en maintenance afin de maintenir la connaissance de l'état actuel de la centrale.**

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.

✓ **T2/SF11-3 Conservation des informations dans les registres et les archives du contrôle physique.**

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.

✓ **T2/SF11-4 Amélioration de la diffusion et la mise à disposition des dernières mises à jour des procédures.**

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

✓ **T2/SF11-5 Amélioration de la révision multidisciplinaire des procédures.**

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 du vérificateur.

✓ **T2/SF11-6 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.**

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

6.11.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Les interfaces avec les *Safety Factors* suivants ont été traitées:

SF8: Safety Performance

Dans ce domaine, on analyse si les processus (et leurs documents) sont bien suivis et si le processus fournit des résultats satisfaisants.

Spécifiquement pour les procédures d'accident, la conformité des procédures avec le concept est analysée.

SF9: Use of experience from other plants and research findings

Dans la revue par département, l'utilisation du REX est traitée.

SF10: Organisation & Administration

Dans l'évaluation du SF11, la qualité et le respect des directives concernant la gestion documentaire sont traités.

SF12: Human Factor

Dans l'évaluation, les outils HP (*Human Performance*) sont traités dans chaque département. Les outils de réduction des erreurs humaines sont parcourus.

6.11.4 Méthode

La méthode utilisée pour effectuer l'évaluation de la gestion de procédures est divisée en plusieurs parties:

- 1 Les auditeurs ont parcouru les références nationales et internationales (IAEA NS-G 2.10 [REF GEN-1], IAEA-TECDOC-1058 [REF SF11-1]) concernant la gestion des procédures. Dans ce cadre, aussi bien les documents légaux que les documents reprenant des bonnes pratiques ont été étudiés.
- 2 Les documents d'organisation propres à Electrabel ont été analysés. Des lignes de conduite sont établies au niveau de la Business Entity (voir 2.1: Business Entity Generation: BEG), déclinées dans les différentes entités et dans certains cas jusqu'au niveau des services afin de préciser les spécificités liées à leurs métiers (voir 2.2: Site CNT). Ces lignes de conduites couvrent la gestion des procédures depuis la rédaction jusqu'à l'archivage.
- 3 La gestion documentaire au niveau des départements a été analysée. L'auditeur a programmé des entretiens avec les Local Work Process Coordinator (LWPC) ou SPOC Doc de chaque département et a effectué des observations sur le terrain de l'utilisation des procédures. De plus, des échantillons de procédures de chaque département ont été vérifiés afin de pouvoir s'assurer que le processus décrit dans les notes reprenant les lignes de conduite est correctement appliqué.

Les départements visités travaillent dans la plupart des cas de façon transversale. C'est pourquoi lors de l'audit, des procédures d'instruction ont été observées à la tranche T1, T2 et/ou T3.

6.12 The Human Factor (SF12)

Les résultats de l'évaluation du facteur de sûreté *Human Factor* sont conformes aux standards industriels.

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 humains peut affecter la sûreté de Tihange 3.

6.12.2 Evolution de la centrale

- Tihange peut afficher un historique dans l'optimisation des facteurs humains depuis les années 1990. Un programme de performance humaine a été créé en 2006. Des outils ont été définis et une formation a été organisée. En 2013 des plans d'actions *Human Performance* spécifiques ont été développés par les départements notamment en élaborant des attentes fondamentales.
- Depuis 2004, plusieurs initiatives pour améliorer le leadership ont été prises.
- Une formation a été établie et donnée pour apprendre à faire des visites d'observation (VOA) en 2006. Le contenu des observations, les attentes en termes de nombre à effectuer ainsi que les analyses sont spécifiques aux départements et sont adaptés périodiquement. De plus, il existe un coaching sur le terrain pour chaque nouveau people manager ainsi que pour ceux qui souhaitent une aide supplémentaire.
- *Le Memento* reprenant les attentes communes a été créé en 2007 et les attentes spécifiques ont été traduites dans les attentes fondamentales de certains services.
- Dès 2007, les contractants reçoivent une formation au « chantier école » portant sur la culture de sûreté et en 2013 un programme d'observation (VOA) a été lancé.
- Des auto-évaluations sont réalisés par processus et sont présentés en Équipe de Direction.
- En outre, Tihange dispose d'un système solide et systématique pour la formation et la gestion des compétences. Le passeport métier a été créé à partir de 2010 et le « chantier école » a été renforcé par de nouveaux équipements en 2013.
- Des améliorations ont été apportées en 2013 sur la gestion de la charge de travail des projets et sur le transfert et la gestion des connaissances. Ces dernières sont issues des plans d'actions liés aux pré-conditions LTO.
- Une campagne de communication a eu lieu en 2013 pour renforcer les 8 principes de culture de sûreté nucléaire.

6.12.3 Évaluation

6.12.3.1 Conclusions générales

L'évaluation globale a conclu que le processus *Human Factor* et les réalisations relatives au programme d'amélioration continue sont en phase avec les attentes.

Conformité aux standards industriels

Les résultats de l'analyse du facteur de sûreté *Human Factor* montrent que Tihange 3 répond aux standards de l'industrie.

Ces résultats reposent principalement sur les efforts en cours sur:

- Les plans d'actions en cours au niveau performance humaine.
- Les formations.
- Les certifications (par ex. « chantier école » pour le personnel et les contractants).
- La culture de sûreté nucléaire.

Amélioration continue

Pour assurer l'amélioration continue l'attention de l'organisation est sollicitée sur les points suivants:

- Continuer à 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 de l'auto-évaluation.

6.12.3.2 Points forts

Le point fort suivant a été identifié:

- ✓ **Le programme pour la formation et la gestion des compétences est solide.**

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. En complément, un « atelier école » a été créé et est dédié à l'apprentissage, ainsi qu'à l'amélioration de certaines interventions techniques propres à l'industrie nucléaire.

Le programme de qualification est exhaustif.

6.12.3.3 Améliorations possibles

Dans le cadre de la RD, nous proposons 3 actions:

- ✓ **SF12-2 Leadership - Remaniement du programme d'observation.**

Revoir le programme d'observation en visant:

- Une présence pertinente sur le terrain.
- Des interventions significatives.
- Un suivi des points d'attention.
- La promotion d'un leadership distribué dans les équipes.

✓ **SF12-7 Self assessment hiérarchique.**

Ecrire une nouvelle procédure de *self assessment* promouvant le *self assessment* hiérarchique et l'implémenter.

✓ **SF12-11 Amélioration de la prise en compte des différences entre le Simulateur (T2) et l'unité Tihange 3.**

Réviser la note qui reprend les différences entre le simulateur de Tihange 2 et l'unité Tihange 3 et intégrer le rappel de ces différences dans les formations.

6.12.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Il y a des interfaces avec: **SF4**, **SF8**, **SF9** et **SF10**.

6.12.4 Méthode

Les étapes ci-après ont été suivies:

1 Détermination du contenu du facteur de sûreté, du cadre et de l'approche.

Pour ce faire, les documents suivants ont été consultés:

- Le rapport OSART.
 - Le suivi de OSART Tihange.
 - Diverses auto-évaluations et les plans d'actions qui en découlent ont apporté des informations complémentaires.
- 2** Les conclusions relatives aux *human factors* sont valables pour l'ensemble du site et pas seulement pour Tihange 3.
- 3** Détermination du cadre de références (*yardsticks*) pour l'évaluation. Le cadre de référence de l'INPO, de l'IAEA (OSART) et du WANO (*Peer Review*) a servi de base, conformément aux bonnes pratiques de l'industrie nucléaire.
- 4** Évaluation d'une série d'aspects et d'éléments: *leadership*, programme de performance humaine, « auto-évaluations », ergonomie, formation et gestion des compétences, gestion du personnel, formation et observation des contractants et culture de sûreté nucléaire.
- 5** Évaluation générale: prise en compte globale des différents points évalués.
- 6** Identification des points forts et des améliorations possibles.

6.13 Emergency Planning (SF13)

Electrabel dispose aujourd'hui d'une organisation de plan d'urgence bien développée. Celle-ci a connu un renforcement majeur suite à l'accident de Fukushima afin de faire face à des événements extrêmes pouvant affecter plusieurs unités sur le site. De plus, au cours des 10 dernières années, de nombreuses améliorations ont eu lieu: les moyens de communication de crise ont été renforcés, des soutiens extérieurs ont été créés en mettant en place une organisation de crise au niveau corporate d'Electrabel à Bruxelles et un soutien technique réalisé par Tractebel Engineering, l'implémentation du centre d'accueil et de repli des Awirs, ainsi que le support médical spécialisé de l'hôpital Percy à Paris. Néanmoins plusieurs améliorations sont encore en développement. Plusieurs opportunités d'amélioration ont également été identifiées pour permettre au plan d'urgence de CNT d'atteindre les meilleures pratiques dans le domaine au regard des nouvelles attentes post-Fukushima.

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 les systèmes et administrations locaux et nationaux.

6.13.2 Evolution de la centrale

Évolution générale

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 de nouvelles procédures. Actuellement, un grand nombre de risques reconnus, nucléaires ou non-nucléaires, sont couverts dans le plan interne d'urgence.

Évolution spécifique

- En ce qui concerne les locaux de gestion de crise, l'analyse montre que, même si le site dispose 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 dans tous les cas d'accidents. Suite à ce constat, un projet a été lancé pour corriger cette situation. Les COT de Tihange 2 et 3, 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.
- Toujours dans le domaine des locaux de gestion de crise, l'existence du CARA, situé physiquement à 12 km de Tihange dans une centrale thermique, est considérée dans cette analyse comme une force. En effet, dans le cas où la situation exigerait l'éloignement du personnel du site, ce centre peut remplacer le COS et accueillir l'équipe d'astreinte afin d'assurer la continuité de la gestion de crise. Le CARA est équipé d'installations de décontamination et sert également de point de rassemblement pour les équipes d'intervention qui doivent se diriger vers la centrale.

Évolution du support hors-site

- La création, au niveau Corporate, du CMCPB (Crisis Management Center Production Belgium) fin 2006 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 (TE) à partir de 2007

Enfin, la CNT a également renforcé ses interactions avec des secours externes en signant une convention avec l'hôpital des armées françaises de Percy, spécialisé dans le traitement de patients accidentellement irradiés, ou de patients blessés et contaminés.

6.13.3 Évaluation

6.13.3.1 Conclusion générale

Révision en profondeur de l'organisation de secours

A la suite de l'accident de Fukushima, Electrabel a réévalué le risque d'accident affectant plusieurs unités d'un même site. Le développement d'une organisation et une logistique adaptées pour faire face à des événements type Fukushima est intégré dans le plan d'action BEST. Dans le cadre de ce plan d'action, la gestion de crise de la centrale nucléaire de Tihange a été réorganisée en 3 niveaux opérationnels:

- Un niveau « standard », avec une seule unité concernée, correspondant à la gestion de crise précédemment en vigueur.
- Un niveau « alerte » avec des mesures préventives en cas d'événements prévisibles comme par exemple une inondation affectant l'entièreté du site.
- Un niveau « high » en cas d'événement soudain d'ampleur extrême qui affecte au moins 2 unités en même temps.

De plus, l'organisation PIU sur le site de Tihange a été renforcée avec 2 rôles d'astreinte supplémentaires.

Amélioration des moyens de communication de crise

Au niveau des 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 avec antennes et câblage adaptés (dont l'installation est en cours), etc. Depuis 2012, l'email a remplacé le fax comme moyen de communication avec les autorités et les autres parties prenantes en cas de crise. Enfin, depuis fin 2013, les centres de crise d'Electrabel disposent également d'un journal de bord électronique partagé par les différents acteurs.

Formations et exercices au plan 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 d'urgence. Une procédure de gestion pluri-annuelle de plan d'urgence a été rédigée en 2014. Un tel plan permet de fixer des objectifs en termes de type d'exercices et de leur diversification pour les années suivantes et de planifier de manière récurrente la mise à l'épreuve de la nouvelle organisation de crise multi-unités. Les circonstances d'exercices se rapprochent le plus possible de la réalité et incluent des initiateurs liés à la sécurité nucléaire.

Off-site emergency assistance

En ce qui concerne l'organisation d'un support hors-site en cas de crise, les deux évolutions majeures au cours des dernières 10 années ont été les suivantes:

- La création, au niveau Corporate, du CMCPB (Crisis Management Center Production Belgium) fin 2006 renforçant l'implication du management d'Electrabel dans la gestion de crise. L'objectif principal du CMCPB 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. Cette organisation Corporate a été renforcée à la suite de l'accident de Fukushima pour apporter un support logistique au site accidenté par la nouvelle cellule logistique NLSC (*Nuclear Logistics Support Cell*). Un contrat a de plus été signé avec l'organisation externe de support logistique KHG (Kerntechnische Hilfsdienst).
- La mise sur pied d'une équipe de crise au sein de Tractebel Engineering (TE) depuis 2007. Le rôle de cette équipe de crise de TE est d'apporter un soutien technique au site sous forme de diagnostics indépendants, de pronostics concernant l'évolution de l'état du cœur du réacteur, etc. TE étant le *responsible designer* des unités de Tihange.

Pour ces organisations de support hors-site, des améliorations sont encore possibles au niveau de la robustesse du processus de formation et de certification de leurs membres. En ce qui concerne Tractebel Engineering, la salle de crise est équipée depuis mi-2014 pour faire face à une coupure des alimentations électriques. Néanmoins, la logistique pourrait être améliorée en prévoyant une solution de secours en cas de perte des réseaux de communication usuels.

6.13.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

- ✓ **Electrabel a signé une convention avec un hôpital spécialisé dans le traitement de patients irradiés.**

Electrabel a signé une convention avec l'hôpital militaire Percy à Paris. L'hôpital Percy est spécialisé dans le traitement de patients accidentellement irradiés, ou de patients blessés et contaminés. Leur expertise complète l'assistance médicale locale des hôpitaux de Huy et Liège.

✓ **Electrabel dispose d'une structure d'urgence Corporate.**

Electrabel dispose d'une structure d'urgence Corporate pour traiter les aspects stratégiques et les implications à long terme d'une situation d'urgence, tandis que la centrale elle-même reste pleinement responsable de la gestion opérationnelle de la crise. Cette organisation Corporate a été renforcée à la suite de l'accident de Fukushima pour apporter un support logistique au site accidenté. Un contrat a de plus été signé avec une organisation externe de support logistique (KHG).

✓ **Tihange dispose d'un centre d'accueil et de repli à 12 km du site.**

Le site dispose d'un centre d'accueil et de repli dans la centrale thermique des Awirs à 12 km de Tihange. Si la situation exige l'éloignement du personnel du site, ce centre peut remplacer le COS et accueillir l'équipe d'astreinte afin d'assurer la continuité de la gestion de crise. Il contient des installations de décontamination et un point de rassemblement pour les équipes d'intervention qui doivent se diriger vers la centrale.

6.13.3.3 Améliorations possibles

Plusieurs opportunités d'améliorations ont été identifiées pour atteindre un plus haut niveau de préparation au regard des nouvelles attentes pour le plan d'urgence suite à l'accident de Fukushima. Beaucoup d'entre elles ont déjà été traitées dans le cadre du plan d'action BEST. Les nouvelles améliorations possibles identifiées lors de cette RD sont:

✓ **SF13-2 Mise à jour de la procédure d'évacuation CNT afin d'identifier les catégories de personnes à retenir sur site.**

- Identifier les catégories de personnes à retenir sur le site en cas d'évacuation.
- Prévenir ces personnes du fait qu'en cas d'urgence entraînant une évacuation du site, il peut leur être demandé de rester sur place (ou de revenir).
- Mettre la procédure à jour.

✓ **SF13-7 Rédaction par ECNSD d'une gouvernance définissant les seuils d'alarmes des dosimètres dédiés pour l'urgence.**

- Rédiger (ECNSD) une gouvernance définissant les seuils d'alarmes des dosimètres dédiés pour l'urgence, seuils communs pour les 2 sites CNT et KCD.
- Adapter les procédures sur site et les seuils d'alarme des dosimètres concernés.

6.13.3.4 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Il y a une interface avec le projet BEST.

6.13.4 Méthode

La présente évaluation a été structurée en 6 étapes de travail, pour couvrir toute l'étendue de ce *Safety Factor*, à savoir:

- 1** Analyse de l'évolution de la planification d'urgence et de la préparation au cours des 10 années écoulées

La période de référence s'étend du 1er janvier 2002 au 31 décembre 2011. A la fin de cette période a eu lieu la catastrophe nucléaire de Fukushima qui a impacté fortement le domaine de la planification d'urgence. Les actions qui découlent de cet événement sont traitées dans le projet des tests de résistance d'Electrabel (BEST), dans les analyses et le plan d'action qui

lui ont succédé. Considérant l'impact majeur de cet accident et afin de donner l'image la plus actuelle possible des évolutions dans le domaine EPP, référence est faite aux endroits pertinents, vers les conclusions du plan d'action BEST telles que connues fin 2013.

2 Définition de l'étendue de l'évaluation

L'étendue et la méthodologie utilisées pour l'évaluation de ce *Safety Factor* sont décrites dans les IAEA Safety Guideline NS-G-2.10 [REF GEN-1]. Ces documents mentionnent une liste de 10 éléments d'évaluation:

- Études sur l'atténuation des conséquences d'accident
- Stratégie et organisation en cas d'urgence
- Plans et procédures d'urgence
- Equipements et moyens matériels sur site pour le plan interne d'urgence
- Centres d'urgence sur site
- Communications
- Formations, exercices et retours d'expérience en matière de situations d'urgence
- Interactions avec les organisations compétentes telles que les autorités de sûreté, la police, les services d'incendie, les hôpitaux, les services de premiers secours, les autorités locales, les autorités de protection du public et les médias
- Dispositions pour une révision régulière des plans et procédures d'urgence
- Dispositions de sécurité pour les situations d'urgence

De plus, une section spécifiquement liée à l'amélioration continue a été ajoutée à la suite de cette liste. Elle regroupe les points d'amélioration principaux identifiés au cours des 10 dernières années et qui n'ont pas été cités dans les points 1 à 10.

3 Évaluation de l'organisation de crise

Évaluation de l'organisation de crise d'Electrabel Corporate, responsable de la gestion stratégique de l'urgence et de la fourniture d'un soutien logistique si besoin.

4 Évaluation du support de crise

Évaluation du support de crise de Tractebel Engineering, fournissant un appui technique aux équipes sur site pour la conduite accidentelle.

5 Étude comparative avec la centrale de Doel et d'autres entités nucléaires

Identification des différences entre l'organisation et les infrastructures EPP de Tihange et d'autres entités nucléaires (y compris Doel) pour évaluer des bonnes pratiques mises en œuvre par un site et pouvant être utilisées par l'autre site.

6 Analyse de l'impact de la nouvelle réglementation

Analyse de l'impact de la nouvelle réglementation en matière de protection physique, son application dans le domaine de la planification et la préparation à l'urgence.

6.14 Radiological impact on the environment (SF14)

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.

6.14.1 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 but 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 Évolution de la centrale

Evolution du cadre de référence

La méthodologie de comptabilisation des rejets radioactifs a changé depuis le 1^{er} janvier 2011 suite à la publication d'un nouveau document réglementaire. La note FANC 2010-106 requiert de s'aligner avec la norme ISO 11929 ainsi qu'avec la Recommandation 2004/2 d'Euratom en ce qui concerne la comptabilisation et la déclaration des rejets radioactifs.

A propos de l'évolution des normes, les textes applicables de l'U.S.NRC, les Regulatory Guides 1.23 (« Meteorological monitoring programs for nuclear power plants ») et R.G. 1.21 (« Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste ») ont été revus durant la période de référence considérée.

Enfin, l'AFCN a également publié une méthodologie destinée à évaluer la dose à la population due aux rejets radioactifs des installations nucléaires belges.

Développement d'un programme environnemental

En 2009, Electrabel a émis un document de gouvernance incitant le développement progressif d'un programme de surveillance de l'environnement hors site pour les deux sites de Doel et de Tihange. Le SCK•CEN a été sollicité afin de contribuer au dimensionnement de ce programme de surveillance.

Les objectifs les plus importants retenus par Electrabel sont:

- La capacité d'évaluer l'impact sur l'environnement à long terme
- Le maintien de l'expertise relative aux mesures radiologiques environnementales
- La capacité de communiquer à propos de l'impact sur l'environnement

Selon les objectifs sélectionnés, un programme de surveillance de l'environnement hors site a été proposé dans un second document de gouvernance publié en juillet 2012, incluant les

points potentiels d'échantillonnage et le référentiel radiologique devant être utilisé. Une partie de ce programme nécessite des mesures spécifiques qui ne peuvent pas être réalisées en interne. Par conséquent, ces mesures spécifiques ont été sous-traitées au SCK•CEN. La première campagne de mesures autour de Tihange a été réalisée durant le printemps 2012. Depuis lors, cette campagne est reconduite annuellement.

Les résultats de ces mesures confirment, à travers des bio-indicateurs, que l'impact radiologique du site de Tihange est négligeable.

Deux opportunités d'améliorations identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 sont à présent en voie de résolution :

- La formalisation d'un programme de surveillance sur site
- Le développement du contrôle de contamination des eaux de pluies

Le programme de surveillance actuel sur site et hors site ne révèle aucun souci environnemental et la situation radiologique est considérée comme satisfaisante.

Mesures du C-14 et du Tritium gazeux

Bien que la dose au public soit due essentiellement au Tritium gazeux et au C-14, ces deux isotopes ne sont actuellement pas mesurés mais estimés de façon conservative.

La centrale nucléaire de Tihange est consciente de cette situation et a décidé, en 2011, de lancer un projet pour la mesure du C-14 et du Tritium gazeux. A Tihange 3, le Tritium gazeux est à présent mesuré mais des discussions ont encore lieu avec Bel V pour approuver l'approche mise en place dans le but de comptabiliser les rejets. Le dossier de modification pour la mesure du C-14 a été accepté et le dispositif de mesure devrait être mis en place durant la seconde partie de 2015.

Remplacement des chaînes PIG

Depuis deux ans, les chaînes de surveillance des radiations sont intégrées dans le scope SHR. Cela a mis en évidence une dégradation des performances des chaînes de mesure.

Afin de remédier aux indisponibilités fréquentes des chaînes fixes, il est prévu que les chaînes de mesure PIG des trois unités soient remplacées. Depuis le début de ce projet, plusieurs difficultés ont été rencontrées, notamment vis-à-vis des exigences de qualifications, ce qui induit un certain retard. Les premières chaînes ne seront probablement pas remplacées avant 2017 ou 2018. Cela doit être considéré comme un point d'attention.

Gestion des résines radioactives

Une attention particulière doit être portée à la gestion des résines radioactives. En effet, l'ancien processus d'enrobage des résines avec du styrène a été jugé dangereux. Un nouveau processus de *Thermo-compaction* a été développé depuis 2007 par une entreprise du nom d'HANSA. Le procédé TB05 de conditionnement des déchets, développé en étroite collaboration avec l'ONDRAF, a finalement été abandonné le 22 octobre 2014 avec l'accord de l'ONDRAF. La centrale de Tihange a par conséquent lancé un projet afin de trouver des solutions à court et à long termes car les capacités de stockage seront prochainement atteintes.

Cela est considéré comme point d'attention.

Réorganisation NUC21+

En 2005, durant la période couverte par la RD, a eu lieu la réorganisation NUC21+. Cette réorganisation a eu un certain effet positif, en rendant l'organisation plus sensible au

principe ALARA en terme de traitement des effluents radioactifs et des rejets radioactifs associés.

Rappel du principe ALARA

Lors de la RD de Tihange 2, le rappel du principe ALARA, pour la gestion des déchets radioactifs ainsi que pour les rejets, lors des formations de recyclage du personnel, avait été identifié comme une opportunité d'amélioration.

Ce rappel est, à présent, inclus dans les recyclages et constitue donc une évolution durant la période considérée.

6.14.3 Évaluation

6.14.3.1 Conclusions générales

Sources potentielles d'impact radiologique

- L'activité du cœur de Tihange 3 est assez constante durant la période considérée. L'inventaire de la piscine de combustible usé de Tihange 3 a augmenté d'environ 25%. L'augmentation la plus importante du terme source est le stockage humide dans le bâtiment DE, pour lequel la quantité d'assemblages de combustible stockés a plus que doublé (2327 assemblages de combustible en 2013).
- Tihange 3 a montré de loin les moins bons résultats en termes d'intégrité du combustible, avec environ 10 défauts combustible identifiés durant la période considérée.
- La gestion des fuites dans le système de refroidissement du réacteur démontre un certain progrès durant la période considérée. Ainsi, le taux de fuite moyen a été divisé par 3 durant cette période, ce qui est considéré comme un bon résultat. De plus, les pratiques relatives aux objets migrants (FME) atteignent une maturité et les événements relatifs à la pratique FME sont en nette diminution depuis 2008.

Rejets radioactifs

- Durant la période considérée, les rejets radioactifs effectifs restent toujours largement inférieurs aux limites légales et Tihange 3 parvient généralement à respecter les objectifs ALARA.
- Cependant, il ne peut pas être déterminé de façon rigoureuse si les rejets radioactifs liquides de Tihange sont plus élevés ou pas que la moyenne des centrales nucléaires européennes, notamment en raison des règles différentes de comptabilisation entre les centrales. Étant donnée cette incertitude, aucune conclusion précise ne peut être supportée en terme de performance pour les rejets radioactifs liquides.
- Bien qu'il existe un projet destiné à mesurer le C-14 et le Tritium, les rejets de ces deux isotopes sont toujours estimés et non mesurés, ce qui empêche une évaluation précise de l'impact radiologique.

- L'impact radiologique sur le public, dû aux rejets radioactifs de la centrale nucléaire de Tihange, est calculé et est largement sous la limite légale (1mSv/an). Plus de 90% de la dose efficace calculée sur la base des rejets réels sont la conséquence de rejets atmosphériques. Cette forte contribution s'explique presque entièrement par le Carbone-14 (C-14). Une valeur conservatrice de rejets en C-14 est prise en compte dans l'étude, indépendamment de l'énergie produite par la centrale. La dose efficace totale, qui est calculée sur la base des valeurs de rejets mentionnés dans les spécifications techniques (valeurs limites), et sur la base des rejets réels pour l'individu critique, est inférieure aux limites légales.

Impact des rejets radioactifs sur la faune et la flore

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 SCK•CEN (Studiecentrum voor Kernenergie). 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 radioactifs réels.

Enregistrement des effluents et systèmes d'alarmes et de mesure en situation accidentelle

- Les systèmes de surveillance des radiations à Tihange 3 sont en conformité avec l'article 35 du traité Euratom, qui exige de chaque Etat membre d'établir les moyens mis en œuvre pour la surveillance continue du niveau de radioactivité dans l'air, l'eau et les sols, afin de s'assurer du respect des normes de base.
- Il apparaît que les systèmes de surveillance des radiations souffrent d'une dégradation de leurs performances. Depuis deux ans, ces systèmes de surveillance sont inclus dans le champ d'analyse SHR.

Surveillance des niveaux de contamination et des niveaux de radiations

- Le programme de surveillance de l'AFCN montre que l'impact radiologique des centrales nucléaires de Doel et de Tihange, sur l'environnement, est négligeable. Les installations nucléaires respectent les limites de rejets des effluents radioactifs.
- En complément du programme environnemental mené par l'autorité belge de sûreté, le développement du programme environnemental d'Electrabel est considéré comme une évolution significative, mentionnée ci-dessus.

Publication des données environnementales

- Les publications de données environnementales correspondent à la pratique internationale.
- Le respect du règlement européen EMAS (Eco Management & Audit Scheme) constitue un des piliers principaux pour la communication vers le public.
- Cet aspect a été étudié dans le cadre de la RD de Tihange 2.

Traitement des effluents

- Le traitement des effluents radioactifs à Tihange a été évalué en grande partie durant la RD de Tihange 2. Les pratiques avaient été considérées comme étant en conformité avec les exigences réglementaires et comparables aux pratiques internationales.
- Durant la période considérée, Tihange 3 a rejeté nettement plus d'iode que les deux autres unités du site. Cela peut s'expliquer en partie par l'absence de filtre à charbon actif dans la ventilation du bâtiment réacteur, afin de piéger l'iode durant les révisions, comme pour les unités 1 et 2.

Engagement de l'organisation

De façon générale, l'organisation et le système de management sont établis de manière à assurer une bonne gestion des effluents radioactifs. La réorganisation NUC21+ a eu lieu en 2005 et est rapportée ci-dessus comme une évolution significative.

6.14.3.2 Points forts

Les points forts suivants ont été identifiés:

✓ **Tihange dispose d'une certification EMAS.**

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

✓ **La décroissance des effluents radioactifs gazeux est maximisée avant rejet.**

Les effluents radioactifs gazeux restent aussi longtemps que possible dans les réservoirs de décroissance avant d'être rejetés, même si la durée minimale prévue est dépassée.

✓ **La comptabilisation des rejets de gaz nobles est assurée.**

La comptabilisation des rejets de gaz nobles (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.

6.14.3.3 Améliorations possibles

Sur la base de l'évaluation globale réalisée pour Tihange 3, les améliorations suivantes ont également été identifiées:

✓ **SF14-8/9/10 Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques.**

- Mettre à jour l'étude de l'impact radiologique de Tihange 3 sur l'environnement en prenant en compte les évolutions des méthodes d'évaluation et en intégrant les données actuelles.
- Justifier l'utilisation du vecteur isotopique.
- Renforcer les connaissances de Tractebel Engineering dans ce domaine.

✓ **SF14-20 Évaluation de la limite inférieure de détection des systèmes de monitoring des effluents gazeux radioactifs en aérosols et iodes.**

- Retrouver ou évaluer les limites de détection des chaînes PIG (VBP et VBR de Tihange 3).
- Adapter les procédures de calibration de Tihange pour intégrer l'estimation de la limite inférieure de détection de la chaîne de mesure.

✓ **SF14-11 Mise à jour du Rapport de Sûreté.**

Adapter le chapitre 3A du SAR pour tenir compte de la révision 1 du RG 1.23 et de la révision 2 du RG 1.21.

✓ **SF14-24 Mise à jour du Rapport de Sûreté.**

Adapter le SAR pour prendre en compte les valeurs maximales recommandées par EC 2004/02 avec une dérogation possible pour le Kr85.

✓ **SF14-25 Modification dans les spécifications techniques des limites de détection de l'Iode-131 dans les réservoirs TEG.**

Modifier dans les Spécifications Techniques les limites de détection de l'Iode-131 dans les réservoirs TEG et justifier ce changement auprès des autorités de sûreté.

6.14.3.4 Actions en cours dans le cadre de la RD de Tihange 2

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont également applicables à Tihange 3 (certaines d'entre elles sont déjà réalisées):

✓ **T2/SF14-1 Mise en place d'un processus pour la mise à jour périodique de l'inventaire des termes sources radioactifs.**

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.

✓ **T2/SF14-4 et 5 Renforcement de l'évaluation radiologique dans les rapports d'événement et rapports d'incident.**

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.

✓ **T2/SF14-8 Gestion du temps de décroissance pour les rejets gazeux concertés.**

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

✓ **T2/SF14-13 Actualisation du chapitre 11 (gestion des effluents radioactifs) du rapport de sûreté.**

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).

✓ **T2/SF14-16 Mise en place d'une approche commune site pour la fixation du niveau d'alarme RMS.**

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.

✓ **T2/SF14-18 Renforcement de l'AQ pour le logiciel de comptabilisation des rejets de gaz rare.**

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

✓ **T2/SF14-19 et 20 Mise en place d'un programme intégré de surveillance environnementale.**

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

✓ **T2/SF14-21 Mise au point d'un dispositif de mesure pour le suivi de la contamination radioactive de l'eau de pluie.**

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

✓ **T2/SF14-23 Adaptation du rapport de sûreté avec incorporation des résultats démographiques des rapports d'incidence environnementale.**

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

✓ **T2/SF14-24 Extension de la procédure d'urgence pour la limitation de la contamination de la Meuse en cas de rejet radioactif liquide.**

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

✓ **T2/SF14-25 Identification des avaloirs sur le site de Tihange.**

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.

✓ **T2/SF14-31 Amélioration de l'application du partage des responsabilités en termes de gestion des effluents radioactifs selon la procédure d'organisation.**

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

✓ **T2/SF14-33 Rappel du principe ALARA pour les rejets radioactifs et pour les déchets radioactifs.**

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

6.14.3.5 Interfaces avec d'autres Safety Factors ou projets

Les résultats de l'évaluation SF14 ont été discutés avec les auditeurs des **SF8**, **SF9** et **SF10**. Certains événements ont été discutés entre les auditeurs SF9 et SF14.

Le rapport intermédiaire relatif aux rejets radioactifs est commun avec le SF8.

6.14.4 Méthode

Cette évaluation s'est focalisée sur l'exploitation normale, et non sur les situations d'urgence (SF13), ou sur les études radiologiques en cas d'accident (SF5). Il est évident que les mesures prévues en exploitation normale servent de base pour les mesures à prendre en situation d'urgence, et que les résultats de cette évaluation sont pertinents pour les autres facteurs de sûreté.

Le cadre proposé pour l'évaluation de Tihange 3 tient compte de l'expérience acquise lors des RD de Doel 3 et Tihange 2.

Sur la base du document *Scope and Methodology*, l'évaluation a été inspirée de la Guidance OSART IAEA.

Les objectifs de la RD sont d'identifier dans quelles mesures le site respecte les normes de sûreté internationales et les pratiques ; la pertinence des moyens mis en place pour maintenir la sûreté jusqu'à la prochaine RD ; et les améliorations de sûreté à implémenter pour résoudre les axes d'amélioration identifiés.

Aussi bien les processus que les résultats ont été pris en compte. L'essentiel dans l'approche menée était de s'assurer de l'application du principe ALARA pour les rejets radioactifs.

Vue générale des évaluations intermédiaires

Les étapes ci-dessous 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, impact sur la population).
- 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.
- 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.

De plus, pour certains rapports réalisés dans le cadre de la RD de Tihange 2, aucun changement n'était attendu. Par conséquent, ces évaluations n'ont pas été répétées pour Tihange 3:

- Impact des rejets radioactifs sur la faune et la flore.
- Comparaison des publications de données environnementales par rapport aux pratiques internationales.
- Étude de l'évolution démographique autour du site.

7 Évaluation globale et plan d'action résultant

7.1	Méthode de travail.....	139
7.2	Évaluation globale.....	142
7.3	Plan d'action	143

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

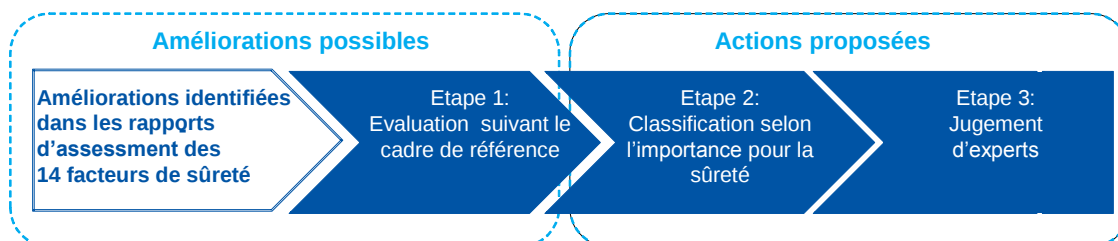
Niveaux d'importance pour la sûreté

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 RD. 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.				

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				
Élevés 4				SF6-3
Moyennement élevés 3		SF1-1, SF7-1	SF3-1, SF3-2, SF4-3	SF5-1
Moyennement faibles		SF8-1, SF9-4, SF9-8, SF12-2, SF14-9	SF7-6, SF9-5, SF9-7, SF11-1, SF13-7	SF7-2
Faibles 1		SF4-2, SF8-5, SF12-7, SF12-11, SF14-8, SF14-10, SF14-11, SF14- 24, SF14-25	SF5-4, SF5-12, SF9-2, SF13-2	SF14-20
	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 3, il doit avoir été exécuté au plus tard pour le mois de juillet 2020.

7.3.1 Nouvelles actions

SF1 Plant Design

✓ SF1-1

a/ Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans les bases de conception

- Définir les principaux types de documents constituant les bases de conception.
- Définir les liens et/ou la hiérarchie entre ces documents.
- Définir la méthode et l'outil de recensement/recherche des documents concernés.
- Dresser la liste des documents de ce type avec leur lieu de localisation.

b/ Implémentation de l'approche définie (accessibilité des documents)

SF3 Equipment Qualification

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

Faire l'inventaire et 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.

✓ SF3-2 Établissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté.

Faire l'inventaire et synthétiser l'information concernant la qualification dans les dossiers de qualification initiaux des fournisseurs et la rendre accessible.

SF4 Ageing

✓ SF4-2 Mise à jour de la procédure SUR/00/056.

La procédure de gestion de l'ageing CORP (10010230901/000/02) applicable depuis 01/2015 doit être déclinée dans la procédure site associée (SUR/00/056 - 10010428533) dans les 3 mois après sa publication officielle.

✓ SF4-3 Amélioration de la gestion de l'ageing.

- Mettre en place un groupe de travail CORP-CNT-KCD afin d'analyser l'état de l'Ageing Management Process.
- Proposer une stratégie d'amélioration.
- Lancer l'implémentation des actions.

SF5 Deterministic Safety Analysis✓ **SF5-1 RTGV spécifique.**

- Effectuer une étude spécifique RTGV pour Tihange 3 à partir de l'étude générique et basée sur la méthode développée pour Doel 3.
- Mettre à jour le Rapport de sûreté.

✓ **SF5-4 Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore.**

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

✓ **SF5-12 Étude des conséquences radiologiques pour le FWLB.**

- Effectuer une nouvelle étude des conséquences radiologiques pour la FWLB tenant compte des nouvelles hypothèses du modèle de *spiking*, de l'activité du primaire, du débit max de la brèche primaire-secondaire, de la durée du transitoire.
- Mettre à jour le SAR en conséquence.

SF6 Probabilistic Safety Analysis✓ **SF6-3 Adaptation du modèle PSA.**

- Modélisation d'événements initiateurs liés aux systèmes support (JEL 128).
Développement d'arbres de défaillance dans le modèle PSA pour les événements initiateurs qui sont liés à la défaillance d'un système.
- Symétrisation des modèles PSA de niveau 1 pour faciliter les applications (JEL 222).
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.
- Ajout de la description des portes logiques (JEL 228).
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.
- Amélioration de la modélisation des systèmes support: eau alimentaire normale et ventilation des diesels (JEL 224).
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 simplifiée actuelle.
- Analyse de la défaillance de mode commun des disjoncteurs et des pompes d'eau alimentaire auxiliaire (JEL 225).
Prendre en compte la défaillance de mode commun des disjoncteurs d'alimentation des équipements de sauvegarde, ainsi que de la turbopompes et des motopompes d'eau alimentaire auxiliaire (EAA).

- Vérification des systèmes d'alimentation (air et électrique) de tous les équipements (JEL 227)

Vérifier pour tous les équipements dans le modèle PSA la bonne modélisation de systèmes de support, tels que l'air comprimé, les alimentations électriques.

- Améliorer la dépendance par rapport à la fiabilité humaine entre les niveaux 1 et 2 dans le modèle de PSA (JEL 429).

Revoir la méthodologie de la fiabilité humaine en tenant compte des dépendances entre le modèle de PSA de niveau 1 et niveau 2.

- Analyse de l'intégrité des bâtiments auxiliaires en situation d'accident grave et de leur capacité de rétention des rejets radioactifs dans le modèle PSA (JEL 433).

Amélioration de la modélisation des bâtiments auxiliaires dans le modèle MELCOR (code accident grave de référence en Tractebel Engineering) pour le PSA niveau 2. Cette amélioration permet d'évaluer l'intégrité des bâtiments auxiliaires (face aux risques de surpression ou d'une combustion hydrogène) et donc de déterminer leur facteur de rétention (qui diminue donc les rejets atmosphériques).

- Analyse des dépendances entre les erreurs humaines post-accidentelles (type C) dans les séquences accidentelles (JEL 417).

Prendre en compte les dépendances entre les erreurs humaines de type C dans la méthodologie de la fiabilité humaine.

- Améliorer la modélisation de l'isolement du bâtiment du réacteur dans le modèle de PSA (JEL 440).

Modélisation de l'amélioration de l'isolation des systèmes de soutien (EI&C) dans le bâtiment du réacteur.

SF7 Hazard Analysis

- ✓ **SF7-1 Impact de la norme NFPA55 sur la localisation et le positionnement des bouteilles mobiles de gaz inflammables sous haute pression.**

Vérification de l'impact de la norme NFPA55 sur la localisation et le positionnement des bouteilles mobiles de gaz inflammables sous haute pression utilisées actuellement, afin de limiter le risque lié à la projection de missiles pouvant avoir un impact sur la sûreté.

- ✓ **SF7-2 Élaboration d'une procédure « Gestion de la canicule ».**

- Pour l'unité à 100% de PN, déterminer le circuit de sûreté qui sera le point faible par rapport au facteur température. Déterminer la température maximale à laquelle ce circuit peut encore remplir sa fonction de sûreté,
- La température fixée lors de l'étape précédente fera l'objet d'une spécification technique d'exploitation qui demandera d'amener l'unité dans un état de repli plus sûr en cas de dépassement du seuil défini.
- En état de repli, le nombre d'équipements de sûreté requis est beaucoup plus limité. On évaluera les marges de températures par rapport à une période de retour de 100 ans (95% d'IC) pour les circuits de sûreté requis dans l'état de repli. Le cas échéant, des mesures compensatoires, des parades ou des modifications de matériel seront mises en place pour pallier à des marges insuffisantes.
- Les conclusions des études décrites ci-dessus seront intégrées dans les procédures ad hoc, à créer ou existante (procédure G-238 « Surveillances particulières en cas de températures extérieures caniculaires »).

✓ **SF7-6 Élaboration d'une méthodologie pour les combinaisons crédibles d'événements indépendants.**

Établissement d'une méthodologie pour la sélection des combinaisons d'événements individuels indépendants, y compris les influences internes et externes, qui pourraient conduire à des incidents de fonctionnement ou d'accidents de conception. Des éléments déterministes, probabilistes, ainsi que le jugement d'ingénieur, peuvent être utilisés pour la sélection des combinaisons d'événements.

SF8 Safety Performance

✓ **SF8-1 Alignement du système de KPI (Tier 1, 2, 3) par rapport aux recommandations et bonnes pratiques internationales.**

Finaliser l'analyse des indicateurs de performance du site (Tier 1, 2, 3) par rapport aux « IAEA TecDoc 1141 Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power » et procéder à l'alignement du système actuel d'indicateurs (indicateurs par niveaux) sur les recommandations et les bonnes pratiques dans ce domaine.

En collaboration avec la centrale de Doel et Electrabel Corporate dans le cadre de WANO *Peer Review* d'entreprise 2016; définir et réaliser des actions correctives.

✓ **SF8-5 Amélioration du reporting externe.**

Tous les rapports d'incidents doivent être envoyés systématiquement à WANO.

SF9 Use of experience from other plants and research findings

✓ **SF9-2 Amélioration des dispositions REX avec TE et LBE, afin de clarifier la mission de ces différents partenaires.**

- Compléter la procédure « Gestion du REX TE » en TE (avec par exemple le logigramme de gestion des IRS).
- Rédiger une procédure « Gestion du REX LBE » en Laborelec.
- Rédiger les procédures TE et Laborelec en Electrabel (CORP).

✓ **SF9-4 Mise en place d'un processus de challenging entre les responsables REX Tihange et REX corporate.**

Mettre en place un challenge entre les responsables REX Tihange et REX corporate, pour renforcer l'étape de dépistage (*screening*) et de manière à éviter que des événements importants pour la sûreté ne soient écartés trop rapidement.

✓ **SF9-5 Amélioration de la méthode d'analyse des causes profondes.**

- Dans un premier temps, analyser un ou deux événements avec la méthode Jean Parries.
- Ensuite, selon les résultats, étudier la possibilité d'étendre cette nouvelle approche d'analyse.
- Définir une méthode.
- Initier l'implémentation.

✓ **SF9-7 Challenge des analyses TE.**

Modifier la procédure « Gestion du REX en TE » et éprouver les analyses TE en ajoutant plusieurs signataires.

✓ **SF9-8 Rédaction d'un document décrivant la mission et les activités du comité PSI.**

Rédiger un document décrivant la mission et les activités du comité PSI, reprenant les aspects suivants: obligations, responsabilités, autorités, aptitudes, compétences, communication et interfaces.

SF11 Procedures

✓ **SF11-1 Sensibilisation du personnel de la Maintenance à la consultation de SAP.**

Rédiger un TBM obligatoire, à présenter à l'ensemble du personnel de la MNT, qui intégrera les points suivants:

- Sensibilisation aux règles et bonnes pratiques liées à la gestion documentaire ainsi que la consultation en SAP DMS.
- Explication sur l'importance de consulter des documents à la source que permet SAP DMS (pas de stockage de document dans des bases de données parallèles).
- Sensibilisation à la codification et l'archivage des documents en SAP-DMS pour facilement les retrouver en cas de besoin.

SF12 The Human Factor

✓ **SF12-2 Leadership - Remaniement du programme d'observation.**

Revoir le programme d'observation en visant:

- Une présence pertinente sur le terrain.
- Des interventions significatives.
- Un suivi des points d'attention.
- La promotion d'un leadership distribué dans les équipes.

✓ **SF12-7 Self assessment hiérarchique.**

Ecrire une nouvelle procédure de *self assessment* promouvant le *self assessment* hiérarchique et l'implémenter.

✓ **SF12-11 Amélioration de la prise en compte des différences entre le Simulateur (T2) et l'unité Tihange 3.**

Réviser la note qui reprend les différences entre le simulateur de Tihange 2 et l'unité Tihange 3 et intégrer le rappel de ces différences dans les formations.

SF13 Emergency Planning

✓ **SF13-2 Mise à jour de la procédure d'évacuation CNT afin d'identifier les catégories de personnes à retenir sur site.**

- Identifier les catégories de personnes à retenir sur le site en cas d'évacuation.
- Prévenir ces personnes du fait qu'en cas d'urgence entraînant une évacuation du site, il peut leur être demandé de rester sur place (ou de revenir).
- Mettre la procédure à jour.

✓ **SF13-7 Rédaction par ECNSD d'une gouvernance définissant les seuils d'alarmes des dosimètres dédiés pour l'urgence.**

- Rédiger (ECNSD) une gouvernance définissant les seuils d'alarmes des dosimètres dédiés pour l'urgence, seuils communs pour les 2 sites CNT et KCD.
- Adapter les procédures sur site et les seuils d'alarme des dosimètres concernés.

SF14 Radiological Impact on the Environment✓ **SF14-8/9/10 Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques.**

- Mettre à jour l'étude de l'impact radiologique de Tihange 3 sur l'environnement en prenant en compte les évolutions des méthodes d'évaluation et en intégrant les données actuelles.
- Justifier l'utilisation du vecteur isotopique.
- Renforcer les connaissances de Tractebel Engineering dans ce domaine.

✓ **SF14-11 Mise à jour du Rapport de Sûreté.**

Adapter le chapitre 3A du SAR pour tenir compte de la révision 1 du RG 1.23 et de la révision 2 du RG 1.21.

✓ **SF14-20 Évaluation de la limite inférieure de détection des systèmes de monitoring des effluents gazeux radioactifs en aérosols et iodes.**

- Retrouver ou évaluer les limites de détection des chaînes PIG (VBP et VBR de Tihange 3).
- Adapter les procédures de calibration de Tihange pour intégrer l'estimation de la limite inférieure de détection de la chaîne de mesure.

✓ **SF14-24 Mise à jour du Rapport de Sûreté.**

Adapter le SAR pour prendre en compte les valeurs maximales recommandées par EC 2004/02 avec une dérogation possible pour le Kr85.

✓ **SF14-25 Modification dans les spécifications techniques des limites de détection de l'Iode-131 dans les réservoirs TEG.**

Modifier dans les Spécifications Techniques les limites de détection de l'Iode-131 dans les réservoirs TEG et justifier ce changement auprès des autorités de sûreté.

7.3.2 Actions identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et valables pour Tihange 3

Certaines améliorations ont été identifiées dans le cadre de la RD de Tihange 2 et sont applicables pour l'ensemble du site ; elles font partie du plan d'action de Tihange 2 et sont en cours de réalisation.

SF5 Deterministic Safety Analysis✓ **T2/SF5-1 Justification du reclassement de l'étude de rupture de tubes GV en accident de classe IV.**

Justifier le reclassement de la RTGV de classe III en classe IV suite au remplacement des générateurs de vapeurs dont les tubes sont en Inconel 690 TT au lieu de l'Inconel 600 MA utilisé à l'origine.

SF7 Hazard Analysis

- ✓ **T2/SF7-2 Intégration de la norme IEEE 1202 ou de son équivalent européen dans les spécifications d'achat pour les nouveaux câbles électriques et fibres optiques.**

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.

- ✓ **T2/SF7-7 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 ».**

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

- ✓ **T2/SF7-8 Amélioration des contrôles des fournisseurs de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « Fire protection for nuclear power plants ».**

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

- ✓ **T2/SF7-10 Adaptation des formations/procédure « fire watch » de manière à répondre aux recommandations du RG 1.189 « Fire protection for nuclear power plants ».**

- ✓ **T2/SF7-12 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 ».**

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).

- ✓ **T2/SF7-24 Confirmation du faible impact sur Tihange 2 de la présence de l'entreprise EPC Belgium (production d'explosifs).**

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.

- ✓ **T2/SF7-25 Amélioration des statistiques des transports routiers ADR dans les environs de la CNT de manière à préciser le risque induit par ces activités.**

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.

- ✓ **T2/SF7-26 Précision du risque induit par le transport ferroviaire sur la base d'un scénario détaillé.**

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

✓ **T2/SF7-27 Évaluation de l'impact de l'extension des écluses d'Ampsin-Neuville et d'Ivoz-Ramet.**

Évaluer 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.

✓ **T2/SF7-30 Évaluation du risque de dépassement des températures limites dans le canal d'amenée, à l'entrée du CEB.**

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

✓ **T2/SF7-35 Évaluation de l'impact des interférences électromagnétiques pour les nouveaux projets.**

Évaluer 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 ».

✓ **T2/SF7-101 Documenter la non nécessité de mesures d'interférence électromagnétique pour les installations existantes.**

SF8 Safety Performance

✓ **T2/SF8-20 Établissement d'une procédure pour déterminer les seuils des indicateurs (KPI's) concernant les effluents radioactifs.**

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 ».

✓ **T2/SF8-101 Évaluer si les indicateurs de performance existants sont suffisants en comparaison à la référence IAEA TECDOC 1141.**

SF9 Use of Experience from other Plants and Research Findings

✓ **T2/SF9-1 Suivi et sensibilisation du personnel au sujet du suivi des actions (backlog) relatives à la sûreté nucléaire.**

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.

✓ **T2/SF9-2 Uniformisation du processus REX de manière à améliorer la traçabilité.**

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).

SF10 Organisation and Administration

✓ **T2/SF10-1 Création et mise à jour des procédures d'archivage des documents témoins (*records*) pour le département Maintenance.**

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.

- ✓ **T2/SF10-3 Identification des documents témoins en relation avec le *design base* dans les différents projets pour être rendus plus facilement consultables et traçables.**

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).

- ✓ **T2/SF10-5 Formalisation de l'organisation du *configuration management*.**

Rédiger une procédure détaillant la gestion du *configuration management*.

- ✓ **T2/SF10-6 Définition du niveau de connaissances des bases de conception nécessaire pour la réalisation de la gestion du *configuration management*.**

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.

SF11 Procedures

- ✓ **T2/SF11-2 Amélioration de la traçabilité et de l'archivage des documents en maintenance afin de maintenir la connaissance de l'état actuel de la centrale.**

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.

- ✓ **T2/SF11-3 Conservation des informations dans les registres et les archives du contrôle physique.**

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.

- ✓ **T2/SF11-4 Amélioration de la diffusion et la mise à disposition des dernières mises à jour des procédures.**

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

- ✓ **T2/SF11-5 Amélioration de la révision multidisciplinaire des procédures.**

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 du vérificateur.

- ✓ **T2/SF11-6 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.**

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

SF14 Radiological Impact on the Environment

- ✓ **T2/SF14-1 Mise en place d'un processus pour la mise à jour périodique de l'inventaire des termes sources radioactifs.**

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.

✓ **T2/SF14-4 et 5 Renforcement de l'évaluation radiologique dans les rapports d'événement et rapports d'incident.**

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.

✓ **T2/SF14-8 Gestion du temps de décroissance pour les rejets gazeux concertés.**

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

✓ **T2/SF14-13 Actualisation du chapitre 11 (gestion des effluents radioactifs) du rapport de sûreté.**

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).

✓ **T2/SF14-16 Mise en place d'une approche commune site pour la fixation du niveau d'alarme RMS.**

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.

✓ **T2/SF14-18 Renforcement de l'AQ pour le logiciel de comptabilisation des rejets de gaz rare.**

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

✓ **T2/SF14-19 et 20 Mise en place d'un programme intégré de surveillance environnementale.**

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

✓ **T2/SF14-21 Mise au point d'un dispositif de mesure pour le suivi de la contamination radioactive de l'eau de pluie.**

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

✓ **T2/SF14-23 Adaptation du rapport de sûreté avec incorporation des résultats démographiques des rapports d'incidence environnementale.**

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

✓ **T2/SF14-24 Extension de la procédure d'urgence pour la limitation de la contamination de la Meuse en cas de rejet radioactif liquide.**

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

✓ **T2/SF14-25 Identification des avaloirs sur le site de Tihange.**

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.

✓ **T2/SF14-31 Amélioration de l'application du partage des responsabilités en termes de gestion des effluents radioactifs selon la procédure d'organisation.**

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

✓ **T2/SF14-33 Rappel du principe ALARA pour les rejets radioactifs et pour les déchets radioactifs.**

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

8 Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur

8.1	Objectifs	157
8.2	Analyse par niveau de défense en profondeur	159
8.3	Résultats de l'analyse.....	170

8 Analyse des résultats du point de vue de la défense en profondeur

8.1 Objectifs

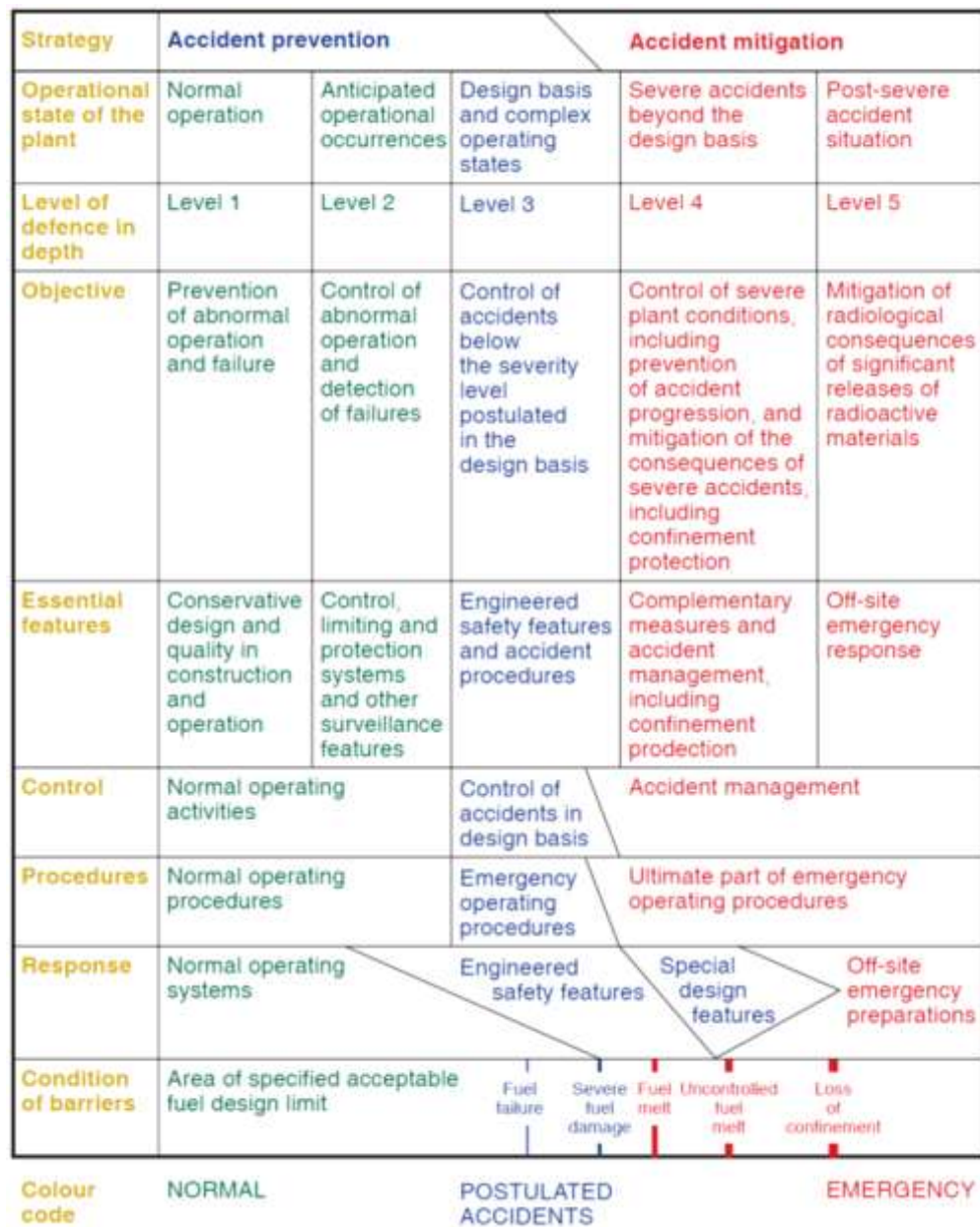
Sur la base du principe de *défense en profondeur* de l'INSAG-10 de l'IAEA [REF GEN-4], il est possible d'évaluer le niveau de sûreté global de l'unité.

"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'action 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'IAEA [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



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

Les actions issues de la RD de Tihange 2 et qui sont d'application pour Tihange 3, ont fait l'objet de l'analyse de la défense en profondeur dans le cadre de Tihange 2 et ne sont par conséquent pas reprises explicitement dans ce chapitre.

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.

8.2.1.1 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

- ✓ **SF1-1 Documentation des valeurs limites pour les paramètres utilisés dans les bases de conception et implémentation de l'approche définie (accessibilité des documents).**

8.2.1.2 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.

Points forts

- ✓ **Le problème d'obsolescence est couvert, dans certains cas, par des contrats et des accords à long terme avec des fournisseurs critiques (SF4).**

8.2.1.3 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

- ✓ Les attentes en termes de comportement, d'attitudes, de compétences sont communiquées à tous les intervenants (SF9).

Actions

- ✓ SF12-2 Leadership - Remaniement du programme d'observation.
- ✓ SF12-7 Self assessment hiérarchique.

8.2.1.4 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

- ✓ Le programme MS&I est bien documenté et suivi, comme cela a été constaté par la mission OSART conduite en 2007 (SF2).
- ✓ Le programme de conditionnement et de monitoring chimique est plus strict que ce qui est demandé au niveau des spécifications techniques (SF2).
- ✓ Le processus des *System Health Reports* (SHR) récemment mis en place est basé sur les bonnes pratiques décrites dans l'*Industry Guideline* INPO AP-913 (SF2).
- ✓ Pratiquement tous les systèmes mécaniques et EI&C liés à la sûreté sont couverts par les SHR (SF4).
- ✓ La signature électronique a été implémentée en SAP (SF11).
- ✓ Les documents sont distribués électroniquement (SF11).
- ✓ SPEEDDOC, une interface web vers SAP DMS, a été implémentée (SF11).
- ✓ La durée du cycle d'approbation/publication est diminuée (SF11).
- ✓ Le projet Énergie 2010 pour l'amélioration des procédures porte ses fruits (SF11).
- ✓ Le programme pour la formation et la gestion des compétences est solide (SF12).

8.2.1.5 Expérience opérationnelle (OE)

L'expérience opérationnelle est enregistrée, évaluée et utilisée.

Points forts

- ✓ La disponibilité des SSC liés à la sûreté est donnée par le facteur G (SF2).
- ✓ La traçabilité des événements d'origine externe est garantie (SF9).
- ✓ Le backlog relatif aux événements d'origine externe est maîtrisé (SF9).
- ✓ Le retour d'expérience est utilisé de manière structurée (SF9).

Actions

- ✓ SF8-1 Alignement du système de KPI (Tier 1, 2, 3) par rapport aux recommandations et bonnes pratiques internationales.
- ✓ SF8-5 Amélioration du reporting externe.
- ✓ SF9-2 Amélioration des dispositions REX avec TE et LBE, afin de clarifier la mission de ces différents partenaires.
- ✓ SF9-4 Mise en place d'un processus de challenging entre les responsables REX Tihange et REX corporate.
- ✓ SF9-5 Amélioration de la méthode d'analyse des causes profondes.
- ✓ SF9-7 Challenge des analyses TE.
- ✓ SF9-8 Rédaction d'un document décrivant la mission et les activités du comité PSI.

8.2.1.6 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.

Points forts

- ✓ **Un engagement important a été constaté vis-à-vis du suivi des SSC qui sont critiques pour la sûreté nucléaire et/ou la disponibilité de la centrale (SF2).**
- ✓ **Les ateliers de maintenance disponibles, aussi bien sur site qu'en dehors du site, sont en nombre suffisant et la qualification des contractants et fournisseurs externes est maîtrisée (SF2).**
- ✓ **L'AMP structuré, avec un renforcement du suivi mis en place par Electrabel Corporate depuis 2009 a permis de mieux intégrer toutes les activités de gestion du vieillissement aux divers domaines (SF4).**
- ✓ **Le contrôle d'exhaustivité de l'AMP de Tihange 3 effectué sur site montre que les problèmes de vieillissement sont gérés efficacement et contribuent à renforcer la fiabilité et la disponibilité des SSC liés à la sûreté (SF4).**
- ✓ **L'ordonnancement du département Maintenance maîtrise bien la gestion des procédures (SF11).**

Actions

- ✓ **SF4-2 Mise à jour de la procédure SUR/00/056.**
- ✓ **SF4-3 Amélioration de la gestion de l'ageing.**
- ✓ **SF11-1 Sensibilisation du personnel de la Maintenance à la consultation de SAP.**

8.2.1.7 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

- ✓ La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les incendies d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées (SF7).
- ✓ La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les explosions d'origine interne grâce à la formation des intervenants ainsi que par des pratiques adaptées (SF7).
- ✓ La centrale est, de par sa conception, bien protégée contre la rupture de conduites de haute énergie (SF7).
- ✓ L'émission de projectiles est limitée grâce à la conception de la centrale et est gérée par des inspections et des pratiques adaptées (SF7).
- ✓ La protection contre l'effondrement de structures et la chute d'objets est assurée grâce au respect des normes en vigueur (SF7).
- ✓ Pour la plupart des conditions climatiques extrêmes, des marges de sûreté existent (SF7).
- ✓ La centrale et le bâtiment DE sont bien protégés contre les risques sismiques grâce à l'existence de marges dans la conception (SF7).
- ✓ La centrale et le bâtiment DE sont protégés contre la chute d'avion ainsi que contre les risques induits par des gaz toxiques ou explosifs (SF7).
- ✓ La centrale et le bâtiment DE sont, de par leur conception, bien protégés contre les phénomènes biologiques (SF7).
- ✓ L'alimentation en eau de refroidissement est, de par la conception, bien protégée contre les obstruction par des objets flottants (SF7).

Actions

- ✓ SF7-1 Impact de la norme NFPA55 sur la localisation et le positionnement des bouteilles mobiles de gaz inflammables sous haute pression.
- ✓ SF7-2 Élaboration d'une procédure « Gestion de la canicule ».

8.2.1.8 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

- ✓ Dans le domaine de la radioprotection, Tihange 3 affiche de bons résultats (SF8).
- ✓ Tihange dispose d'une certification EMAS (SF14).
- ✓ La décroissance des effluents radioactifs gazeux est maximisée avant rejet (SF14).
- ✓ La comptabilisation des rejets de gaz nobles est assurée (SF14).

Actions

- ✓ SF14-8/9/10 Actualisation de l'étude d'impact des conséquences radiologiques.
- ✓ SF14-20 Évaluation de la limite inférieure de détection des systèmes de monitoring des effluents gazeux radioactifs en aérosols et iodes.
- ✓ SF14-11 Mise à jour du Rapport de Sûreté.
- ✓ SF14-25 Modification dans les spécifications techniques des limites de détection de l'Iode-131 dans les réservoirs TEG.

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.

8.2.2.1 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.

8.2.2.2 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

- ✓ **Le Rapport Synthétique de Qualification (RSQ) pour les composants EI&C reprend toutes les informations pertinentes relatives à la qualification (SF3).**
- ✓ **La base de données MASTER Q-LISTE reprend les composants EI&C qualifiés, leur durée de vie qualifiée et leur durée de vie installée (SF3).**
- ✓ **Les notes de recommandations vérifient la transposition dans les procédures de maintenance des exigences particulières figurant dans le RSQ pour les composants EI&C (SF3).**

Actions

- ✓ **SF3-1 Établissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les pompes, les compresseurs et les équipements de ventilation actifs liés à la sûreté.**
- ✓ **SF3-2 Établissement des rapports synthétiques de qualification pour toutes les vannes actives liées à la sûreté.**

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.

8.2.3.1 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.

Points forts

- ✓ Différents accidents de conception sont étudiés en plus de ceux imposés par l'U.S.NRC et WENRA (SF5).
- ✓ Le refroidissement du réacteur après un accident de conception est assuré par les générateurs de vapeur pendant une longue durée (SF5).
- ✓ Des mesures de prévention et de protection sont fournies pour les accidents de classe III et IV (SF5).
- ✓ Les événements initiateurs considérés sont exhaustifs (SF6).

Actions

- ✓ SF5-1 RTGV spécifique.
- ✓ SF5-4 Justification de la non prise en compte d'une erreur d'opérateur dans les études de dilution de bore.
- ✓ SF5-12 Étude des conséquences radiologiques pour le FWLB.

8.2.3.2 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.

Points forts

- ✓ Les systèmes de protection du deuxième niveau de Tihange 3 permettent le maintien de la centrale dans un état sûr pour une durée de l'ordre de 7 jours en cas de *Station Blackout* (SBO) (SF1).
- ✓ L'analyse de la fiabilité humaine est exhaustive (SF6).

Actions

- ✓ SF6-3 Adaptation du modèle PSA.
- ✓ SF12-11 Amélioration de la prise en compte des différences entre le Simulateur (T2) et l'unité Tihange 3.

8.2.3.3 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

- ✓ **La modélisation des systèmes est à la fois détaillée et exhaustive (SF6).**

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.

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

- ✓ **Les accidents hors conception sont analysés au-delà des exigences de WENRA (2008), en particulier pour la piscine de désactivation du combustible usé (SF5).**
- ✓ **La modélisation et l'analyse des accidents graves sont complètes et bien documentées (SF6).**
- ✓ **La quantification de l'analyse PSA est systématique et bien documentée (SF6).**
- ✓ **Le risque d'inondation externe considère une crue calculée sur une période de retour de 10 000 ans (SF7).**

Actions

- ✓ **SF7-6 Élaboration d'une méthodologie pour les combinaisons crédibles d'événements indépendants.**

8.2.4.1 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

- ✓ **La gestion des accidents graves s'appuie sur une participation proactive des programmes de recherche et de développement internationaux (SF5).**

8.2.4.2 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.

Actions

- ✓ **SF13-2 Mise à jour de la procédure d'évacuation CNT afin d'identifier les catégories de personnes à retenir sur site.**
- ✓ **SF13-7 Rédaction par ECNSD d'une gouvernance définissant les seuils d'alarmes des dosimètres dédiés pour l'urgence.**

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.

8.2.5.1 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

- ✓ **Electrabel a signé une convention avec un hôpital spécialisé dans le traitement de patients irradiés (SF13).**
- ✓ **Electrabel dispose d'une structure d'urgence Corporate (SF13).**
- ✓ **Tihange dispose d'un centre d'accueil et de repli à 12 km du site (SF13).**

8.2.5.2 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, la gestion du vieillissement 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 3 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 d'incendies, 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 coeur, 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 coeur 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 3 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 3 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 encore 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 3 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 3. Ils garantissent aussi un suivi anticipatif de leur niveau de sûreté.

10 Références

10.1 Général	179
10.2 Plant design (SF1).....	179
10.3 Actual condition of SSC (SF2)	180
10.4 Equipment qualification (SF3)	180
10.5 Ageing (SF4).....	180
10.6 Deterministic Safety Analysis (SF5).....	181
10.7 Probabilistic Safety Assessment (SF6).....	181
10.8 Hazard Analysis (SF7)	182
10.9 Safety performance (SF8)	183
10.10 Use of experience from other plants and research findings (SF9) ...	183
10.11 Organisation and administration (SF10).....	183
10.12 Procedures (SF11).....	185
10.13 The human factor (SF12)	185
10.14 Emergency Planning (SF13).....	189
10.15 Radiological impact on the environment (SF14)	189

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 3 Scope and methodology, TN-PSR.203, Version 2.0, April 2013
[REF GEN-3]	Centrale nucléaire de Tihange: Rapport des tests de résistance, 31 octobre 2011
[REF GEN-4]	Defence-in-depth in nuclear safety: INSAG-10/a report by the International
[REF GEN-5]	Nuclear Safety Advisory group, Vienna, IAEA, 1996
[REF GEN-6]	Arrêté Royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires
[REF GEN-7]	IAEA, NSNI/OSART Report of the Osart (Operational Safety Review Team) Mission to the Tihange Nuclear Power Plant (Belgium), 2007
[REF GEN-8]	Pour Tihange 3 l'Arrêté Royal S 7.766/B du 17/12/1980 et pour le bâtiment DE dans l'Arrêté Royal S 7.766/D du 22/04/1997
[REF GEN-9]	Update of the Reference Framework for Tihange 3 - from y.2004 to end of y.2010 CNT-KCD/4NT/0017503/000/00 Update of the Reference Framework for Belgian NPPs - Belgian regulations, European Union rules, US NRC rules, IAEA standards and WENRA documents - year 2011 CNT-KCD/4NT/0018211/000/01

10.2 Plant design (SF1)

[REF SF1-1]	U.S.NRC 10 CFR50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants
[REF SF1-2]	U.S.NRC Code of Federal Regulations Title 10 Part72 Subpart F Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, General Design Criteria
[REF SF1-3]	U.S.NRC 10 CFR50.34 Contents of applications; technical information
[REF SF1-4]	U.S.NRC 10 CFR50.44 Combustible gas control for nuclear power reactors
[REF SF1-5]	U.S.NRC 10 CFR50.46 Acceptance criteria for ECCS
[REF SF1-6]	U.S.NRC 10 CFR50.48 Indication of core cooling quality
[REF SF1-7]	U.S.NRC 10 CFR50.55a Codes and Standards
[REF SF1-8]	U.S.NRC 10 CFR50.60 Acceptance criteria for fracture prevention measures for lightwater nuclear power reactors for normal operation

[REF SF1-9]	U.S.NRC 10 CFR50.62 Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants
[REF SF1-10]	U.S.NRC 10 CFR50.63 Loss of all alternating current power
[REF SF1-11]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix B Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants
[REF SF1-12]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix G Fracture Toughness Requirements
[REF SF1-13]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix H Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements
[REF SF1-14]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix K ECCS Evaluation Models
[REF SF1-15]	U.S.NRC 10 CFR50 Appendix S Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants
[REF SF1-16]	U.S.NRC NUREG-0737 Clarification of TMI Action Plan Requirements
[REF SF1-17]	U.S.NRC Branch Technical Position BTP 5.4 Design Requirements of the Residual Heat Removal System
[REF SF1-18]	U.S.NRC Code of Federal Regulations Title 10 Part 50.2 Domestic licensing of production and utilization facilities - Definitions
[REF SF1-19]	NEI 97-04 Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases, Revised Appendix B, November 2000
[REF SF1-20]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.186, Guidance and examples for identifying 10 CFR 50.2 Design Bases, Rev 0, December 2000
[REF SF1-21]	U.S. NRC NUREG-800 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition Version 2011

10.3 Actual condition of SSC (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]	U.S.NRC 10 CFR50, Appendix A, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants

10.4 Equipment qualification (SF3)

10.5 Ageing (SF4)

[REF SF4-1]	IAEA NS-G-2.12 International Atomic Energy Agency: Ageing Management for Nuclear Power Plants, 2009
-------------	---

10.6 Deterministic Safety Analysis (SF5)

[REF SF5-1]	FANC, Belgian Action Plan for the WENRA Reactor Safety Harmonisation (7/12/2006) FPM/6FR/6070198/001/00
[REF SF5-2]	U.S. NRC 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, 2008
[REF SF5-5]	IAEA Safety Guide NS-G-1.2 Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, 2001
[REF SF5-6]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.195 Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors, revision 0 May 2003
[REF SF5-7]	IAEA Safety Guide SSG-2 “Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”, 2009
[REF SF5-8]	IAEA Safety Guide NS-G-2.15 “Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants”, 2009
[REF SF5-9]	IAEA Safety Guide NS-R-1 “Design”, 2000

10.7 Probabilistic Safety Assessment (SF6)

[REF SF6-1]	ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2008
[REF SF6-2]	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, 2009
[REF SF6-3]	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, 2009
[REF SF6-4]	IAEA-TECDOC-1229, “Regulatory Review of PSA Level 2”, 2001
[REF SF6-5]	IAEA Specific Safety Guide No. SSG-4, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, 2010
[REF SF6-6]	IAEA Safety Series No. 50-P-8, Procedures for conducting probabilistic safety assessments of nuclear power plants (level 2), accident progression, containment analysis and estimation of accident source terms, 1995
[REF SF6-7]	WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue O – PSA

10.8 Hazard Analysis (SF7)

[REF SF7-1]	IAEA NS-G-1.5, External events excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, 2003
[REF SF7-2]	IAEA NS-G-1.7, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, 2004
[REF SF7-3]	IAEA NS-G-1.11, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, 2004
[REF SF7-4]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.189 Fire Protection for Nuclear Power Plants, revision 2, 2009
[REF SF7-5]	WENRA Reactor Safety Reference Levels Issue S, 2008
[REF SF7-6]	U.S. NRC NUREG-800 Standard Review Plan 3.6.1, Plant Design for Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment, revision 3, 2007 3.6.2, Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping, revision 2, 2007 3.6.3, Leak-Before-Break Evaluation Procedures, revision 1, 2007
[REF SF7-7]	U.S. NRC NUREG-800, Branch Technical Position 3-3, Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment, revision 3, 2007 3-4, Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment, revision 2, 2007
[REF SF7-8]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 3.5.1, Missiles, 2007
[REF SF7-9]	U.S. NUREG-0554, Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants, 1979
[REF SF7-10]	U.S. ANSI/ANS-57.1, Design Requirements for Light Water Reactor Fuel Handling Systems, 1992
[REF SF7-11]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 9.1.4 Light Load Handling System and Related Refueling Operations, revision 3, 2007 9.1.5 Overhead Heavy Load Handling Systems, revision 1, 2007
[REF SF7-12]	EPRI TR-102323 Guidelines for Electromagnetic Interference Testing of Power Plant Equipment, revision 3, 2004
[REF SF7-13]	IAEA SSG-18, Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, 2011
[REF SF7-14]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.208, A Performance Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, 2007
[REF SF7-15]	IAEA, NS-G-2.13, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, 2009
[REF SF7-16]	U.S. Department of Energy, Standard DOE-STD-3014-2006, Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities, 2006
[REF SF7-17]	U.S. Nuclear Energy Institute, NEI 07-13, Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs, 2009
[REF SF7-18]	U.S. NRC Standard Review Plan 3.5.1.6 Aircraft Hazards, revision 4, 2010
[REF SF7-19]	IAEA NS-G-3.1, External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear

	Power Plants, 2005
[REF SF7-20]	U.S. NRC NUREG-800, Standard Review Plan 9.2.1, Station Service Water System, revision 5, 2007
[REF SF7-21]	U.S. NRC Regulatory Guide 1.27, Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants, 1978

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

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

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)

IAEA

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

Autres

Appendix B to CFR Part 50, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants

FANC, Syntheseverlag 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

FANC: « "Long term operation" des centrales nucléaires belges: Doel 1/2 et Tihange 1 » Note n° 008-194, rév.2

Tactebel: Sûreté Nucléaire – Le processus de veille réglementaire, DTRDC1/4NT/0094820/000/01

10.12 Procedures (SF11)

[REF SF11-1]

IAEA-TECDOC-1058, Good Practices with respect to the development and use of nuclear power plant procedures, Vienna (1998)

10.13 The human factor (SF12)

IAEA

IAEA – TECDOC – 1329 "Safety Culture in nuclear installations", IAEA, Vienna, 2002 (ref. 12.10)

IAEA presentation "Knowledge Management Assist Visits & Self-Assessment", 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 presentation "Knowledge Management Assist Visits & Self-Assessment", INIS-NKM Section, Department of Nuclear Energy, Presentation by Ed Boyles

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-assessment 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, 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. Nuclear Regulatory Commission, Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711, Rev. 2, Washington (Feb. 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

Autres

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

Welzijnswet van 1996

WNO, Guidelines for On-The-Job Training and Evaluation, WANO GL 2007-02 (August 2007)

FANC: « "Long term operation" des centrales nucléaires belges: Doel 1/2 et Tihange 1 » Note n° 008-194, rév.2

10.14 Emergency Planning (SF13)

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

11 Abréviations

11 Abréviations

Abréviation	Explication
A	
ACE	Advanced Containment Experiments
ADR/RID	Recommandations relatives au transport des marchandises dangereuses
AFCN	Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AM	Ageing Management
AME	Ageing Management Evaluation
AMP	Ageing Management Programme
AMR	Ageing Management Review
ANSR	Annual Nuclear Safety Report
APET	Accident Progression Event Tree
AQA	Sûreté/assurance qualité des pièces classées ou importantes
AS	Ageing Summaries Auxiliary Steam
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ATEX	Appareils destinés à être utilisés en ATmosphères Explosives
B	
BAE	Bâtiment des Auxiliaires Electriques
BAN	Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires
BEG	Business Entity Production
BEST	Belgian Stress Tests (tests de résistance en Belgique)
BR	Bâtiment Réacteur
BSS	Basic Safety Standardc
BTGV	Taux de bouchage admissible des tubes des générateurs de vapeur
BUS	Bâtiment d'Ultime Secours
C	
CA	Condition Assessment
CAE	Circuit d'Aspersion de l'Enceinte
CAR	<i>Circuit d'Air comprimé de Régulation</i>
CARA	Centre d'Accueil et de Repli des Awirs
CAS	<i>Circuit d'Air comprimé de Service</i>

CAU	<i>Circuit d'Air comprimé d'Ultime secours</i>
CCV	Circuit de Contrôle Volumétrique et Chimique
CEB	Circuit d'Eau Brute
CEN	<i>Circuit d'Échantillonnage Nucléaire</i>
CEX	<i>Circuit d'EXhaure des bâtiments nucléaires</i>
CFR	Code of Federal Regulations
CGC	<i>Circuit Gaz CO₂</i>
CGH	<i>Circuit Gaz Hydrogène</i>
CGN	<i>Circuit Gaz azote</i>
CIM	Continuous Improvement Management
CIS	Circuit d'Injection de Secours
CMCPB	Crisis Management Center Production Belgium
CNT	Centrale Nucléaire de Tihange
COS	Centre Opérationnel du Site
COT	<i>Centre Opérationnel de Tranche</i>
CPE	<i>Circuit des Purges et Événements</i>
CRI	<i>Circuit de Refroidissement Intermédiaire</i>
CRP	Circuit de Refroidissement Primaire
CSBO	Complete Station Blackout
CSC	<i>Conditionnement Salle de Commande</i>
CUS	Deuxième niveau de protection
D	
DBE	Design Basis Earthquake
DE	Bâtiment de stockage de combustible usé
DIMOS	Operational Management System
DUR	Dispositif d'ultime secours
E	
EAN	<i>Eau Alimentaire Normale</i>
EAS	<i>Eau Alimentaire de Secours</i>
ECCS	<i>Emergency Core Cooling System</i>
ECM	Exploitation Coordination Manager
ECNSD	Electrabel Corporate Nuclear Safety Department
EDN	<i>circuit d'Eau Déminéralisée Normale</i>
EEE	<i>Essais Étanchéité de l'Enceinte</i>
EI&C	Équipement Électrique d'Instrumentation et de Contrôle
EMAS	Eco Management & Audit Scheme
EMI	Interférences électromagnétiques
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group

EPP	Emergency Planning Preparedness
EQ	Equipment Qualification
EQO	Engineering Qualification Obsolescence
ETDR	Études Thermohydrauliques à Débit Réduit
F	
FAI	Fiche d'Actions Incendie
FE	Fiche d'Expérience
FHA	Fire Hazard Analysis
FME	Foreign Material Exclusion Programme
FMEA	Failure Mode and Effect Analysis
G	
GBR	<i>Échantillonnage gaz Bâtiment Réacteur</i>
GDC	<i>General Design Criteria</i>
GDS	<i>Groupe Diesel de Secours</i>
GDR	<i>Groupe Diesel de Réserve</i>
G Factor	<i>Facteur d'utilisation</i>
GS	<i>Safety Guide</i>
GSR	<i>Gamma Stereotactic Radiosurvey</i>
GV	Générateur de Vapeur
H	
HANSA	Hansa Projekt group: international supplier of control, energy and safety technology, electrical engineering, IT structures and communication technology
HELB	High Energy Line Break
HP	Human Performance
HTN	Haute Tension Normale
I	
I&C	Instrumentation & Control
IASCC	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICAO	International Civil Aviation Organization
ICP	Indicateurs clés de performance
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INSC	Independent Nuclear Safety Committee
IPE	Individual Plant Examination
ISBP	Injection de Sécurité Basse Pression

ISHP	Injection de Sécurité Haute Pression
ISOE	Information System on Occupational Exposure
J	
JCO	Justification for Continued Operation
K	
KCD	Centrale nucléaire de Doel
KHG	Kerntechnische Hilfsdienst gmbh
KPI	Key Performance Indicator
L	
LBB	Leak Before Break
LIMS	Laboratory Information and Management System
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LTO	Long Term Operation
LWPC	Local Work Process Coordinator
M	
MACE	Melt Attack and Coolability Experiment
MCCI	Molten Core Concrete Interaction
MELCOR	Integral Severe Accident Analysis Code
MNI	Modification Non Importante
MNT	Maintenance
MORV	Motor Operated Relieve Values
MS&I	Maintenance, Surveillance & Inspection
N	
NGMS	Nuclear Generation Management System
NPSH	Net positive suction head
NPU	Noodplan – plan d’urgence
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NUREG	Nuclear Regulatory Guides
O	
OE	Operational Experience
OECD	Organisation for economic co-operation and development
OfI	Opportunities for Improvement
OPS	Operations
ORB	l’Observatoire Royal de Belgique
OSART	Operational Safety Review Team

P	
PAR	Recombineurs autocatalytiques
PGA	Peak Ground Acceleration
PGV	<i>circuit des Purges des G.V.</i>
PIE	Postulated Initiating Events
PIG	Chaînes de mesure
PIU	Plan Interne d'Urgence
PORC	Plant Operating Review Committees
PPM	Process Performance Management
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Assessment
PSR	Periodic Safety Review
PWR	Pressurized Water Reactor
PWROG	Pressurized Water Reactor Owners Group
Q	
QC1	Quality Control 1
QNSR	Quarterly Nuclear Safety Report
R	
RCM	Reliability Centred Maintenance
RD	Révision Décennale
REVE	Rapports d'ÉVénements
REX	Retour d'Expérience
RG	Regulatory Guide
RHRS	Regenerative heat exchangers
RI	Rapport d'Incident
RLE	Review Level Earthquake
RMS	Radiation Monitoring System
RPP	Régulation de la Pression du Pressuriseur
RRR	Refroidissement du Réacteur à l'Arrêt
RSQ	Rapport Synthétique de Qualification
RSQM	Rapport Synthétique de Qualification Mécanique
RTE	Rupture du Tuyauterie Eau alimentaire
RTGV	Rupture du Tuyauterie d'un Générateur de Vapeur
S	
SALTO	Safety Aspects of Long-Term Operation
SAMG	Severe Accident Management Guidelines (procédures de gestion des

	accidents graves spécifiques à l'installation)
SAP DMS	SAP Document Management System
SARNET	Severe Accident Research NETwork for excellence
SBO	Station Blackout
SCK•CEN	Studiecentrum voor Kerntechnologie - Centre d'étude de l'énergie nucléaire
SCNSP	Strategic Committee on Nuclear Safety Projects
SF	Safety Factor
SFP	Single Failure Proof
SGV	Stockage Générateur Vapeur
SHR	System Health Report
SMIRT	Structural Mechanics In Reactor Technology
SOER	Significant Operating Experience Recommendation
SORC	Site Operating Review Committees
SQUG	Seismic Qualification Utility Group
SRP	Standard Review Plan
SSC	Systèmes, Structures et Composants
SSG	<i>Specific Safety Guide</i>
SSR	Specific Safety Requirement
STC	Standing Committee
STE	Spécifications Techniques d'Exploitation
SUR	<i>Système d'Ultime Repli</i>
T	
TE	Tractebel Engineering
TLAA	Time-Limited Ageing Analysis
TMI	Three Mile Island
TS	Technical Specifications
U	
U.S.NRC	US Nuclear Regulatory Commission
V	
VBL	<i>Ventilation et filtration laboratoire</i>
VBP	<i>Ventilation et filtration des auxiliaires nucléaires</i>
VEA	<i>Ventilation de l'Espace Annulaire</i>
VEE	<i>Ventilation Enceinte réacteur</i>
VOA	Visites d'Observation
W	
WANO	World Association of Nuclear Operators

WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
WOG	Westinghouse Owners Group



—
GDF SUEZ devient ENGIE
—

Electrabel
GDF SUEZ