

# **Défauts dans les cuves sous pression des réacteurs des centrales nucléaires Doel 3 et Tihange 2**

## ***Rapport***



**The Greens | European Free Alliance**  
in the European Parliament

Mars 2014

[info@anti-akw-ac.de](mailto:info@anti-akw-ac.de)

*Traduit de l'allemand*

## Table des matières

<b>1 Synthèse.....</b>	<b>4</b>
<b>2 Introduction.....</b>	<b>8</b>
<b>2.1 Mission de la conférence.....</b>	<b>8</b>
<b>2.2 Participants.....</b>	<b>8</b>
2.2.1 Participants à la conférence.....	8
2.2.2 Autres participants.....	9
2.2.3 Conseiller et évaluation par les pairs.....	9
<b>2.3 Documents.....</b>	<b>9</b>
<b>3 Mise en garde.....</b>	<b>11</b>
<b>4 Lack of Conservatism.....</b>	<b>12</b>
<b>5 Examens superflus.....</b>	<b>14</b>
<b>6 Sélection des détails examinés.....</b>	<b>15</b>
<b>6.1 Défauts.....</b>	<b>15</b>
6.1.1 Classement.....	15
6.1.2 Détection.....	15
6.1.3 Localisation.....	16
6.1.4 Forme et taille.....	16
6.1.5 Origine.....	17
6.1.6 Recherche d'un matériau d'échantillonnage représentatif.....	18
<b>6.2 Intégrité structurelle.....</b>	<b>21</b>
6.2.1 Charges.....	21
6.2.1.1 Langues froides (Plume Effect).....	22
6.2.1.2 Séismes et paléosismologie.....	22
6.2.1.3 Accidents de dimensionnement lors de l'arrêt des installations.....	23
6.2.2 Regroupement de défauts.....	23
6.2.3 Propriétés du matériau.....	24
<b>6.3 Probabilité d'un dommage au cœur.....</b>	<b>26</b>

<b>6.4 Documentation sur la fabrication.....</b>	<b>28</b>
6.4.1 Documentation manquante.....	28
6.4.2 Documentation contradictoire.....	29
<b>6.5 Conditions nécessaires pour un redémarrage.....</b>	<b>30</b>
6.5.1 Prestations préalables de l'exploitant.....	30
6.5.2 Exigences de l'AFCN.....	31
6.5.2.1 Inspection complète de chaque anomalie significative par rapport au fonctionnement normal.....	31
6.5.2.2 Exigences de l'AFCN 1 - 16.....	31
<b>7 Annexe.....</b>	<b>34</b>
<b>7.1 Questions à l'attention de l'AFCN.....</b>	<b>34</b>
<b>7.2 Exigences imposées par l'AFCN au redémarrage.....</b>	<b>38</b>
<b>7.3 Sources.....</b>	<b>41</b>
<b>7.4 Index.....</b>	<b>43</b>

## 1 Synthèse

En été 2012, un nombre élevé de défauts ont été découverts pour la première fois dans les cuves sous pression des réacteurs (CSP) de deux centrales nucléaires belges (CN), Doel 3 et Tihange 2. À la lumière de cette découverte, l'exploitation des deux réacteurs a ensuite été provisoirement arrêtée. Ces défauts présentent une taille moyenne de 1,0 cm et une taille maximale de 2,4 cm. Dans la cuve sous pression du réacteur de Doel 3, plus de 8 000 défauts<sup>1</sup> ont été recensés, ce chiffre étant supérieur à 2 000 pour la centrale de Tihange 2 [04]. L'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire (AFCN) a exigé de l'exploitant de procéder à un examen, l'a ensuite évalué et a tiré ses conclusions dans son rapport d'évaluation final [04]. L'AFCN a approuvé, en mai 2013, le redémarrage des deux réacteurs.

La cuve sous pression constitue l'élément central d'un réacteur. Elle abrite les barres de combustible et est le siège de la fission nucléaire. La CSP se compose de différents anneaux en acier soudés les uns aux autres. Elle est soumise à de fortes sollicitations. En phase d'exploitation, sa température avoisine 300 °C et sa pression, 160 bars. Le démarrage et l'arrêt, mais également les arrêts d'urgence du réacteur représentent une sollicitation particulière pour la CSP. Pendant la phase d'exploitation, la paroi de la cuve sous pression subit le bombardement des neutrons produits par la fission nucléaire. L'acier finit par se fragiliser en raison de ces processus.

Dans tous les examens relatifs à des installations nucléaires, il est rigueur de présupposer, dans le cadre de l'examen des accidents de dimensionnement, que la cuve sous pression du réacteur ne peut pas présenter de défaillance (probabilité annuelle inférieure à  $10^{-7}$ ). Il convient en toutes circonstances d'éviter toute fuite ou éclatement de la CSP, parce qu'ils entraîneraient obligatoirement la fusion du cœur.

En revanche, le nombre élevé de défauts dans les deux cuves sous pression augmente le risque d'une défaillance spontanée et, partant, d'une fusion du cœur et d'un rejet de grandes quantités de matières radioactives. Les conditions de mise en œuvre d'une préalerte en vue de l'élaboration de mesures d'évacuation ne sont pas réunies dans ce cas de figure. La gravité d'un tel accident pourrait être supérieure à celle de Fukushima, voire éventuellement à celle de Tchernobyl en raison de la proximité de zones à forte densité de population.

En raison de la menace précitée, qui peut découler de ces défauts, la Conférence à la base du présent rapport a été convoquée à l'initiative de l'Association d'action d'Aix-la-Chapelle contre l'énergie nucléaire (Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie) et du Groupe des Verts au Parlement européen. Les experts invités avaient pour mission d'évaluer si l'exploitation des installations peut être justifiée également avec les défauts existants. Cette évaluation repose sur des documents publiés par l'AFCN et d'autres normes.

---

1 Synonyme d'indications de défauts

À l'aide des documents publiés, la conférence a distingué des catégories significatives de points critiques : erreurs méthodologiques, lacunes dans la documentation de fabrication et erreurs au niveau des détails de l'examen.

En résumé, l'évaluation a conclu qu'une poursuite de l'exploitation des centrales conformément aux normes internationales reconnues ne peut être autorisée. Outre ces points critiques, le groupe d'experts butte toujours sur des questions auxquelles il ne peut répondre sur la base des documents publiés. C'est la raison pour laquelle un questionnaire a été élaboré pour l'AFCN (page 37).

Les erreurs méthodologiques concernent les points suivants :

- absence du **conservatisme** nécessaire lors de l'estimation et du calcul ;
- impossibilité d'identifier l'**origine des défauts** ;
- ignorance, dans le chef de l'exploitant et de l'AFCN, des **propriétés réelles des matériaux** dans la CSP.

Le **conservatisme** est un principe des sciences de l'ingénieur selon lequel l'on formule toujours des hypothèses qui englobent le scénario le plus défavorable. Si ces suppositions permettent de prouver l'adéquation, l'approche est dite conservatrice, en d'autres termes, elle prend en compte les incertitudes et les imprécisions des hypothèses. Dans ce cas, l'on se trouve donc « du côté de la sécurité ». Des pans importants des examens acceptés par l'AFCN ne présentent pas ce caractère conservateur. Par ailleurs, les approches conservatrices du groupe d'experts internationaux (International Expert Review Board ou IERB) convoqué par l'AFCN sont même ignorées. En effet, l'une des recommandations formulées par ce groupe aurait dû se traduire immédiatement par la fin de l'exploitation des deux réacteurs [05].

L'**origine des défauts** n'est pas déterminée. Cependant, l'AFCN s'inscrit dans le prolongement de la déclaration de l'exploitant Electrabel, selon laquelle ils sont apparus pendant la fabrication. L'exploitant étaye cette hypothèse par le fait qu'il n'existait aucun autre modèle d'explication [[01], [14]. Une telle supposition ne peut être acceptée comme étant conservatrice. Il est constaté qu'au moment de la fabrication de la CSP, ces défauts auraient dû être reconnus, et ce également avec la technique disponible à l'époque [05]. Pour au moins un anneau de la CSP de Tihange 2, la réception a été refusée aux motifs d'un trop grand nombre de défauts [04]. Le composant refusé n'a pas été intégré, mais a été remplacé par un autre. En cas de procédure conservatrice, il convient d'en conclure que les défauts connus aujourd'hui ne sont pas apparus pendant la fabrication, mais au cours de l'exploitation. Si tel est toutefois le cas, une autorité de contrôle doit interdire la poursuite de l'exploitation de ces deux réacteurs.

**Les propriétés réelles des matériaux** ne peuvent pas être déterminées alors qu'elles constituent pourtant la base nécessaire à toute considération plus détaillée. Il n'existe aucun échantillon représentatif du matériau sur la base duquel on aurait pu examiner les propriétés actuelles du matériau. Étant donné qu'il n'est pas possible de prélever un échantillon de la cuve sous pression pour des raisons techniques, il convient de disposer d'un échantillon de matériau représentatif. Dans ce contexte, l'on entend par « représentatif » un matériau résultant du même processus de fabrication que la CSP et ayant subi par ailleurs un processus de vieillissement comparable. Par vieillissement, l'on entend en l'occurrence une sollicitation comparable résultant de l'exploitation, en particulier un bombardement de neutrons et les phases de démarrage et d'arrêt du réacteur (modifications de pression et de température). Electrabel avance comme matériau supposé représentatif un morceau rejeté/fissuré provenant du générateur de vapeur d'une centrale nucléaire française ainsi qu'une pièce résiduelle d'une partie des tubulures du circuit primaire de refroidissement de Doel 3 [21]. Aucun des deux échantillons n'ont subi de processus de vieillissement comparable, puisqu'ils n'ont été exposés ni à des radiations ni à des variations de température/pression. La pièce de Doel 3 ne présente aucun défaut comparable. L'échantillon du générateur de vapeur ne peut être qualifié de matériau représentatif ni en termes de spécifications ni en termes de fabrication. Le générateur de vapeur a été fabriqué en 2012 [20], soit 30 ans après les deux CSP. Il est peu vraisemblable que le générateur de vapeur ait été fabriqué dans des conditions tout au plus comparables. La comparabilité des défauts dans l'échantillon du générateur de vapeur français ne peut être prouvée. La reconnaissance du caractère représentatif de ces deux échantillons ne peut être considérée comme conservative.

La fiabilité de ces trois grandeurs d'entrée est indispensable pour toute future analyse éclairée. Les participants à la conférence s'accordent à constater que la fiabilité des grandeurs d'entrée n'est pas encore assurée à ce jour. C'est la raison pour laquelle, toute nouvelle analyse scientifiquement étayée n'est pas possible. Normalement, il conviendrait d'interrompre toute nouvelle discussion à ce niveau.

Tant que l'exploitant ne pourra pas fournir de grandeurs d'entrée fiables, l'exploitation des deux réacteurs ne peut se justifier, et devrait être refusée par une autorité de contrôle neutre.

En dépit de cette conclusion, les participants à la conférence, conformément à leur mandat, ont analysé l'argumentation de l'AFCN qui a débouché sur la décision de la poursuite de l'exploitation des installations.

L'AFCN a fait remarquer à plusieurs reprises que la documentation de fabrication existante était contradictoire et incomplète [14]. Pourtant, une documentation exhaustive et cohérente est impérative afin d'évaluer la qualité de différents éléments. Les inspections en service sont, certes, importantes et nécessaires, mais elles ne peuvent pas, à elles seules, permettre d'évaluer la qualité d'un élément, car cela ne peut être réalisé qu'avec la documentation de fabrication.

- Dans le cadre de l'examen détaillé, les points suivants semblent particulièrement pertinents : Les **accidents de dimensionnement** sont simplifiés et ne sont visiblement pas étayés explicitement par des calculs ;
- les **garanties recommandées** ne sont pas utilisées.

Il ne ressort pas clairement des documents publiés quels **accidents de dimensionnement** (fuites et transitoires) sont pris en considération. À l'aide de ces deux points, les situations qui sollicitent le plus les CSP ont été identifiées. Il existait toutefois une disparité entre l'AFCN et l'exploitant quant au cas de charge le plus important [14]. Il ne ressort pas des documents si les deux cas de charge ont été calculés explicitement.

Les garanties recommandées par le groupe d'experts internationaux convoqué par l'AFCN (IERB) n'ont pas été utilisées. Dans le « Rapport d'évaluation final » de l'AFCN, cette recommandation est ignorée sans la moindre motivation. L'utilisation de cette recommandation aurait dû déboucher sur l'arrêt immédiat des deux réacteurs (page 26).

## **2 Introduction**

### **2.1 Mission de la conférence**

En raison des défauts constatés dans les deux réacteurs, l'Association d'action d'Aix-la-Chapelle contre l'énergie nucléaire (Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie) avait organisé, de concert avec le Groupe des Verts au Parlement européen, une conférence les 24 et 25 janvier 2014 à Aix-la-Chapelle.

Cette conférence avait pour objectif d'analyser les documents existants relatifs aux défauts des réacteurs des centrales nucléaires Doel 3 et Tihange 2 notifiés par l'Agence fédérale belge de contrôle nucléaire en 2012, et d'évaluer la décision de poursuivre l'exploitation des installations. Cette analyse devait déboucher sur la formulation de déclarations sur les dangers potentiels.

### **2.2 Participants**

Le lecteur trouvera ci-dessous une liste des personnes qui ont participé à la conférence ou qui en soutiennent les résultats, et qui ont contribué au présent rapport avec leurs articles. Les participants à la conférence ont été divisés en deux groupes : les personnes qui ont participé en raison de leurs compétences professionnelles et celles qui se sont abondamment penchées sur cette thématique en raison de leur engagement dans le mouvement anti-nucléaire (autres participants). Certains experts sont repris sous le couvert de l'anonymat de manière à éviter tout conflit d'intérêts avec des clients.

#### **2.2.1 Participants à la conférence**

Prof. D' Wolfgang Kromp – Sciences des matériaux, sciences de la sécurité et des risques

Dieter Majer – Ingénieur – Évaluation du contrôle des installations nucléaires, Sécurité des installations

Études de génie mécanique à l'université de Berlin.

A travaillé de 1973 à 2011 pour diverses administrations régionales et centrales allemandes (ministères) dans le domaine de la sûreté nucléaire. A travaillé de 1998 à 2011 pour le ministère de l'Environnement, de la Conservation de la Nature et de la Sécurité nucléaire en tant que haut fonctionnaire, responsable avec une équipe d'une cinquantaine de collaborateurs pour la sécurité des installations nucléaires en Allemagne. Aussi responsable des affaires internationales.



A la retraite depuis 2011.

Depuis la mise à la retraite, consultant nucléaire pour diverses organisations nationales et internationales.

A publié plusieurs études sur les manquements à la sécurité dans les centrales nucléaires en Europe.

D<sup>r</sup> Rainer Moormann – Chimie, Sécurité des installations

1976 Doctorat (chimie physique) Université technique de Braunschweig , RFA

1976-2012 employé scientifique au Centre de recherche de Juelich (FZJ) ; Analyses de sécurité pour des systèmes nucléaires tel que les réacteurs à lit de galets, les réacteurs à fusion et les sources de neutrons de spallation

Prix de dénonciation 2011 (Whistleblower award ) pour la publication des problèmes de sécurité des réacteurs à lit de boulets en dépit de l'opposition massive dans le FZJ . Ces publications étaient une des raisons de l'effondrement du dangereux projet de réacteur à lit de galets PBMR en Afrique du Sud.

M.Sc. Christian Steffens – Sciences de l'ingénieur dans le secteur de l'énergie

D<sup>r</sup> Ilse Tweer – Sciences des matériaux

Doctorat 1966 Université de Vienne, (Autriche) : thèse sur les dégâts d'irradiation dans les métaux.

1966-1968 Assistant à l'Université de Vienne, Institut de physique des solides

1968-1970 Bourses de recherche: Univ. du Delaware, Univ. Catholique d'Amérique à Washington DC.

Depuis 1972 : travail de documentation pour plusieurs instituts de recherche (la PTB Braunschweig, ZDE - Hanovre, FIZ Energie / FIZ Karlsruhe, FIZ matériaux, FIZ Technik , WTI Francfort) : science des matériaux, physique des solides, matériaux de réacteurs, médecine nucléaire

1987-1994 Collaboration avec l'Öko-Institut de Darmstadt (Centrale nucléaire Obrigheim) ; Groupe Ecologie (Centrale nucléaire Greifswald, Centrale nucléaire Stade ) : Intégrité structurelle de la cuve sous pression du réacteur.

Depuis 1990 Collaboration avec l'IRF (IRS) / Univ. de Vienne, membre d'équipes d'experts autrichiens (Centrale nucléaire de Bohunice Krško, Centrale nucléaire de Mochovce, Centrale nucléaire Temelin, participation trilatérale conformément au

Protocole « Melk »), spécialité : l'intégrité structurelle de la cuve sous pression du réacteur.

D<sup>r</sup> M. C.<sup>2</sup> – Intégrité structurelle, Mécanique de rupture

D<sup>r</sup> S. H. – Intégrité structurelle, Mécanique de rupture

### **2.2.2 Autres participants**

Eloi Glorieux – Greenpeace, Belgique

Jörg Schellenberg – Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie, Allemagne

Walter Schumacher – Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie, Allemagne

Leo Tubbax – Nucléaire Stop Kernenergie, Belgique

### **2.2.3 Conseiller et évaluation par les pairs**

D<sup>r</sup> Joe Hopenfeld – Intégrité structurelle, Mécanique de rupture

D<sup>r</sup> Hopenfeld a 50 ans d'expérience dans l'industrie et au gouvernement dans les domaines de la performance du générateur de vapeur, et la dégradation matérielle et thermo-hydraulique et de tests dans les centrales électriques nucléaires et à combustibles fossiles. Lors de son emploi au régulateur américain du nucléaire (US-NRC) (1982-2001), il a géré des grands programmes internationaux sur les performances du générateur de vapeur dans les Réacteurs à Eaux Pressurés pendant des accidents. Son travail à l'US-NRC a conduit à la formulation de des spécifications techniques actuelles les pour générateurs de vapeur. Au cours des 13 dernières le docteur Hopenfeld a fait plusieurs présentations orales et écrites au Comité pour les licences et la sécurité nucléaire américaine (ASLB) dans le cadre de la prolongation de l'exploitation des réacteurs de Vermont Yankee et Indian Point et de la nécessité de fermer la centrale de San Onofre.

D<sup>r</sup> Hopenfeld est diplômé de l'Ecole d'ingénieurs de l'Université de Californie à Los Angeles (BS 1960, MS 1962, Ph.D.1967). Il a publié de nombreux articles scientifiques et il détient huit brevets.

[http://www.stop-tihange.org/CV\\_Joe\\_Hopenfeld](http://www.stop-tihange.org/CV_Joe_Hopenfeld)

---

<sup>2</sup> Certains experts bénéficient du couvert de l'anonymat afin d'éviter tout conflit d'intérêts avec des clients.

## 2.3 Documents

Cette analyse se fonde sur les documents publiés par l'AFCN, l'autorité de contrôle belge. Une liste de ces documents est reprise dans les sources à la page 44 ainsi que sur la page d'accueil de l'AFCN, qui est accessible en suivant le lien

<http://fanc.fgov.be/nl/page/dossier-pressure-vessel-doel-3-tihange-2/1488.aspx?LG=2>

Par ailleurs, les codes sur les chaudières et les récipients sous pression ou Boiler and Pressure Vessel Codes (BPVC) de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) ont également servi de source d'information. Les cuves sous pression des réacteurs ont été réparées et surveillées conformément à ce code. Une demande adressée à l'American Society of Mechanical Engineers en vue d'obtenir une mise à disposition gratuite de la norme est restée lettre morte, de sorte que les recherches nécessaires des participants à la conférence ont dû être effectuées avec des exemplaires accessibles au public, p. ex. dans des universités.

En principe, tous les examens, calculs et démonstrations ont été réalisés exclusivement par l'exploitant Electrabel et les experts qu'il a mandatés. Tous les autres documents des organismes participants, à savoir

- AFCN - Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire,
- Bel V – Branche technique de l'AFCN,
- AIB-Vinçotte – effectue les inspections dans les CN belges,
- International Expert Review Board (IERB) – groupe d'experts internationaux convoqués par l'AFCN,
- National Scientific Expert Group (NSEG) – groupes d'experts nationaux convoqués par l'AFCN,

se basent sur les documents de l'exploitant sans qu'ils n'aient réalisé d'examens, de calculs et de démonstrations de leur propre chef. Ces groupes se fient plutôt à l'exactitude des données de l'exploitant en matière de calculs et de tests expérimentaux [06].

Les différents groupes ont remis leurs rapports à l'AFCN. Ces différents rapports ont été ensuite compilés par l'AFCN, qui a publié un rapport d'évaluation final et une liste d'obligations supplémentaires pour l'exploitant.

La première série de rapports qui ont été publiés fin 2012/début 2013 comprenaient encore de nombreux points en suspens. La résolution de ces points devait être démontrée par l'exploitant avant la remise en exploitation. C'est la raison pour laquelle, une seconde série d'examens et de rapports ont été mis en œuvre au printemps 2013. Ces rapports ont permis ensuite de rédiger le rapport d'évaluation final de l'AFCN en mai 2013. Il convient de

souligner que l'avis du groupe d'experts internationaux (IERB) manque à l'appel dans la seconde série.

### 3 Mise en garde

Il a été uniformément constaté qu'il n'a pas été possible d'obtenir d'éléments de preuve scientifiquement étayés tant pour les propriétés actuelles du matériau que pour l'origine des fissures, étant donné qu'Electrabel n'a mis à notre disposition aucun échantillon représentatif.

Dans ce contexte, toutes les analyses effectuées à grand frais par Electrabel ne conviennent pas pour démontrer l'intégrité structurelle des cuves sous pression des réacteurs et pour motiver la poursuite de l'exploitation des installations.

En dépit de cette réserve fondamentale, les participants à la conférence ont décidé d'analyser et d'évaluer la suite des travaux d'Electrabel sur la base de la décision de l'AFCN de poursuivre l'exploitation des centrales.

Le motif de cette décision est le danger potentiel élevé lié aux défauts.

Les défauts constatés dans les cuves sous pression des réacteurs augmentent considérablement la probabilité d'une défaillance des cuves sous pression des réacteurs sans délai de préalerte. La gravité d'un tel accident dépasserait celle des événements de Fukushima, voire de Tchernobyl en raison de la forte densité de population, parce que les règles du jeu démocratiques excluent certaines mesures obligatoires et en raison de l'absence de délai de préalerte déjà mentionnée.

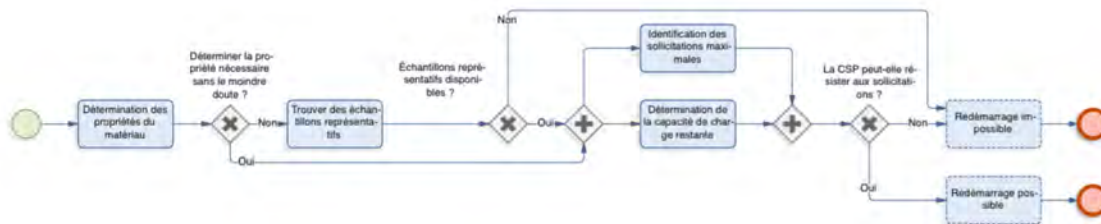


Illustration 1 Processus « Validation – Sécurité »

## 4 Manque de conservatisme

Les participantes et participants à la conférence s'accordent à supposer qu'il convient de choisir une « approche conservatrice » dans le cadre de tous les examens sur la sécurité du réacteur, ce qui fut également le cas de toutes les autorités de contrôle. Il convient de rejeter les approches du type Best Estimate ou meilleure estimation possible en raison de leur faible niveau de sécurité.

Il s'agit en l'espèce de l'intégrité structurelle des cuves sous pression des réacteurs. Il convient donc d'éviter une défaillance de la CSP en toutes circonstances<sup>3</sup>, raison pour laquelle une approche conservatrice est impérative.

Des parties importantes des éléments de preuve acceptés par l'AFCN ne présentent pas ce caractère conservateur.

Exemples illustrant des méthodes non conservatives :

- bien qu'une cuve sous pression présentant une densité d'indications de défauts telle que celle observée dans les deux CSP en 2012 n'eût pas été acceptable (c'est également le cas selon les critères du fabricant !) au moment de la réception, l'exploitation du réacteur se poursuit conformément à la recommandation de l'AFCN ;
- l'AFCN accepte des éléments de preuve expérimentaux qui contiennent des échantillons non représentatifs ;
- Electrabel utilise une nouvelle méthode, développée en régie et non validée par l'expérience, la *Grouping Method* ou méthode de regroupement, pour effectuer l'analyse mécanique de rupture d'un grand nombre de défauts. Cela s'est révélé nécessaire, puisque le Code ASME ne prévoit pas une concentration de défauts aussi élevée ;
- l'AFCN accepte la supposition selon laquelle les défauts sont inhérents à la fabrication. Cette hypothèse n'est pas étayée par des faits scientifiques ;
- l'AFCN accepte comme décalage de la température de transition  $RT_{NDT}$  la valeur proposée par Electrabel, soit 50°C, pour couvrir toutes les modifications des propriétés du matériau, dont, selon les estimations, 25° reviennent à la modification consécutive aux *indications de défauts dus à l'hydrogène (flaking)*, et 17°C à la modification par ségrégations macroscopiques. Il reste ainsi seulement une valeur de 8 °C pour les effets de radiation inconnus sur un matériau présentant des défauts. Dans ce cadre, Electrabel n'utilise pas la formule FIS pour déterminer le décalage de

---

<sup>3</sup> Dans ce cas, l'on exige des probabilités d'apparition de dommages inférieures à  $10^{-7}$  (jusqu'à  $10^{-9}$ ).

la température de transition  $RT_{NDT}$ , mais bien les points de mesure du programme de d'échantillonnage accéléré. Si l'on considère les dispersions des valeurs mesurées théoriques, qui sont non négligeables en particulier dans un matériau irradié, les 8 °C prévus pour couvrir des processus totalement inconnus ne sont pas suffisamment conservateurs.

D'autres exemples se trouvent dans les chapitres détaillés.

L'AFCN formule elle-même l'exigence, selon laquelle une défaillance de la cuve sous pression doit être exclue en toutes circonstances. Les preuves acceptées par l'autorité de contrôle ne permettent toutefois pas de satisfaire à cette exigence.

Les participants à la conférence déplorent l'absence d'une approche conservative ininterrompue. Ils constatent en revanche plusieurs hypothèses du type Best-Estimate. La question suivante est donc adressée à l'AFCN :

Question 1: Quelles hypothèses des rapports d'Electrabel reposent sur des approches du type «Best Estimate»? Veuillez les énumérer.

## **5 Examens superflus**

L'AFCN exige des expérimentations qui, en raison de la situation initiale, ne peuvent donner de résultats pertinents tant que des échantillons représentatifs ne sont pas disponibles.

Ce faisant, des données ont été produites à grand frais. Cependant, elles ne permettent pas de répondre aux questions décisives et sont dès lors superflues. Il n'existe ainsi aucune possibilité de déterminer la résistance effective du matériau présentant les défauts, à moins de prélever un morceau de la CSP.



## **6 Sélection des détails examinés**

La section suivante reprend des résultats des différents groupes thématiques de la Conférence. Chacun de ceux-ci se penche sur un aspect des défauts. L'ensemble de ces groupes thématiques ne se veut toutefois pas exhaustif.

### **6.1 Défauts**

#### **6.1.1 Classement**

Les défauts dans les CSP de Doel 3 et de Tihange 2 constituent le thème phare de la conférence. Ces défauts sont pertinents, parce qu'ils sont intégrés à l'acier et qu'ils peuvent exercer une influence considérable en fonction de leur taille, forme, position et orientation, sur l'intégrité structurelle de l'ensemble de la CSP.

Ces défauts ont été uniformément appelés « flaws » dans les documents officiels publiés en langue anglaise par Electrabel et l'AFCN.

La forme est primordiale, notamment s'il s'agit de fissures ou d'inclusions rondes. Étant donné que les caractéristiques de ces « flaws » ne peuvent actuellement pas être déterminées avec une certitude absolue, les participants à la conférence ont choisi d'utiliser le terme neutre « Defekten » (défauts).

#### **6.1.2 Détection**

Les médias se sont déjà fait l'écho à maintes reprises des défauts dans les CSP et des débats politiques lors de la construction des centrales de Doel 3 et de Tihange 2 en 1979. [29]. Une revue de presse précise de l'époque n'était toutefois pas à la disposition des membres de la conférence.

En été 2012, les deux CSP ont été examinées sous l'angle des fissures sous placage. Ces examens ont été réalisés parce que des fissures de ce type avaient été trouvées dans la CN française du Tricastin. L'examen effectué en Belgique avait pour but d'exclure ce type de fissure. Des fissures sous placage n'ont pas été trouvées, mais, en revanche, l'analyse a permis de mettre à jour d'autres défauts plus profonds. Ce résultat a obligé l'AFCN à exiger un examen complet de l'épaisseur de la paroi de la CSP. Cet examen a mis en évidence les défauts qui alimentent le débat actuel.

### 6.1.3 Localisation

La localisation précise des défauts intervient avec un procédé à ultrason automatisé et robotisé. L'examen recourant à la méthode par échos d'impulsions a eu lieu en été 2012 sur des réacteurs complètement déchargés. L'examen a été effectué sur la totalité de l'épaisseur de la paroi de la CSP à partir de l'intérieur de la cuve. Ce procédé a, outre la précision, deux limitations fondamentales :

- l'extension radiale des défauts est soumise à une grande imprécision ;
- l'on ne peut exclure des défauts partiellement cachés par d'autres défauts, qui ne peuvent être détectés dans le meilleur des cas qu'avec un grand degré d'imprécision.

La démonstration nécessaire selon laquelle une détection est en particulier possible avec les deux exigences mentionnées ci-dessus a été effectuée sur le bloc VB395/1 non représentatif du générateur de vapeur français [20] (page 20). Ce faisant, cette procédure doit être rejetée, car elle n'est pas suffisamment étalonnée.

Les défauts se concentrent sur les différents anneaux de la CSP. Au sein de ces anneaux, les défauts se concentrent dans certaines zones : ils se situent dans les 10 cm intérieurs de la section transversale.

Question 2: Quel est le degré d'imprécision dans la détermination de la partie radiale des défauts ?

Question 3: Quelle est la probabilité que des défauts soient partiellement cachés par d'autres défauts ?

Question 4: Pourquoi estimez-vous qu'un étalonnage aux ultrasons à l'aide de l'unité VB395/1 est suffisant?

### 6.1.4 Forme et taille

La forme, la taille, la concentration (nombre de défauts par unité de volume) et l'orientation des défauts exercent une influence sur l'intégrité structurelle de la CSP. Les défauts avec une structure semblable à une fissure présente un danger potentiel considérable, étant donné que le comportement d'un grand nombre de défauts très rapprochés n'est pas connu en cas de transitoires puissants, et que le danger d'une défaillance spontanée de la CSP ne peut être exclu. L'argumentation de l'exploitant, selon laquelle les défauts ne présentent pas de danger en raison de leur situation largement parallèle à l'orientation de la surface intérieure, n'est pas convaincante, étant donné que, d'une part, l'on ignore tout du comportement de tels défauts pendant l'exploitation et en cas de transitoires et, d'autre part, il n'apparaît pas clairement quelles parties radiales les différents défauts présentent et comment elles peuvent réagir en cas d'influences thermomécaniques. Globalement, le grand nombre de défauts représente un affaiblissement de la CSP.

Dans ce contexte, il convient également d'épingler que l'étalonnage aux ultrasons a été réalisé sur des échantillons non représentatifs. Combiné aux limitations générales des ultrasons, l'on obtient en l'occurrence un degré insuffisant de conservatisme.

### 6.1.5 Origine

La question de l'origine des défauts est décisive. Il convient de faire toute la clarté dans ce cadre : les défauts sont-ils apparus pendant la fabrication ou pendant l'exploitation ? S'ils étaient dus à l'exploitation, une poursuite de l'exploitation des deux réacteurs serait fondamentalement impossible. Dans ce cas, il faudrait partir du principe selon lequel la CSP ne résisterait pas suffisamment aux charges liées à l'exploitation.

À l'heure actuelle, l'exploitant ne peut pas démontrer l'origine des défauts. Pourtant, l'AFCN abonde dans le sens de la déclaration de l'exploitant Electrabel, selon laquelle les défauts seraient apparus pendant la fabrication. L'exploitant étaye cette hypothèse par le fait qu'il n'existe aucun autre modèle d'explication. « En l'absence de toute autre explication à ce stade, l'exploitant suppose la présence de défauts de fabrication, mais n'exclut pas d'autres explications » [01]. Dans le rapport d'évaluation final, l'AFCN constate également que « l'origine la plus probable des indications de défauts identifiées dans les cuves sous pression des réacteurs des centrales de Doel 3 et de Tihange 2 réside dans les défauts dus à l'hydrogène résultant du processus de fabrication » [14]. Une telle supposition n'est pas suffisante et ne peut en aucun cas être qualifiée de conservative. Il convient plutôt de partir du principe que les défauts n'étaient pas présents lors de la fabrication parce que :

- au moment de la fabrication, les possibilités techniques permettant de reconnaître ces défauts étaient disponibles [05].
- pour au moins un anneau de la CSP de Tihange 2, la réception a été refusée en raison d'un trop grand nombre de défauts [04]. Le nombre de défauts avancés pour justifier le refus de la réception était significativement inférieur au nombre découvert en 2012. Par conséquent, il n'existe aucune explication plausible de la raison pour laquelle ces défauts n'ont pas été trouvés s'ils avaient effectivement été présents à l'époque.

Par conséquent, il convient de supposer qu'aucun défaut n'était présent au début de l'exploitation des réacteurs, mais qu'ils ne sont apparus qu'à partir de leur exploitation. Les participants à la conférence soulignent dans ce cadre qu'ils estiment que l'origine des défauts n'apparaît pas clairement pour eux. Sur la base des faits repris ci-dessus et dans le sens d'une approche conservative, l'on ne peut pas déduire que ces défauts sont apparus lors de la fabrication et non pendant l'exploitation ou qu'ils se sont au moins aggravés.

Pour ce qui est de l'hypothèse de l'exploitant, à savoir un phénomène de « flaking » ou fissure due à l'hydrogène, il convient de remarquer fondamentalement que la présence

d'hydrogène dans l'acier représente un très grave problème, raison pour laquelle il convient également de procéder à des traitements par déshydrogénation de l'acier dans la fabrication des cuves sous pression.

Question 5: Comment défendre l'affirmation selon laquelle l'origine des défauts est due à la fabrication, si aucune indication n'avait été trouvée lors du contrôle de production, alors même que la technique appropriée était disponible et utilisée à l'époque ?

Question 6: Comment comprendre que le «flaking» dû à l'hydrogène s'explique par les teneurs en hydrogène et en soufre des lingots ?

Question 7: Quels éléments étayent l'indication de la page 16 (AFCN, rapport d'évaluation final) [14] selon laquelle la teneur en carbone est plus élevée dans les échantillons avec des défauts dus à l'hydrogène ?

Question 8: Comment expliquer que les défauts ne touchent que des parties de la CSP de Doel 3 et Tihange 2 ?

Question 9: Comment expliquer que les défauts n'apparaissent qu'à une certaine profondeur de la paroi intérieure ?

Question 10: Comment expliquer que les défauts ne sont pas répartis uniformément dans l'ensemble du volume ?

Question 11: Selon l'AFCN, la cuve sous pression aurait dû être refusée lors de la réception en cas d'une concentration en défauts telle que celle trouvée en 2012. Comment est-ce possible, sur les mêmes arguments de base, que la détection des défauts n'ait pas débouché immédiatement sur l'arrêt des centrales ?

#### **6.1.6 Recherche d'un matériau d'échantillonnage représentatif**

Les propriétés actuelles du matériau des CSP n'ont pas pu être déterminées. C'est la raison pour laquelle l'exploitant se doit de trouver un matériau d'échantillonnage représentatif.

Par représentatif, l'on entend que le matériau doit,

- être issu du même processus de fabrication,
- avoir subi un processus de vieillissement comparable,
- présenter des défauts comparables (nature et concentration des défauts).

Les autres examens ont été réalisés sur la base de ce matériau d'échantillonnage et se concluent par une évaluation de l'intégrité structurelle actuelle de la CSP.

L'exploitant présente eux échantillons différents qui sont, selon lui, représentatifs. Il s'agit

- d'une pièce d'un **générateur de vapeur**, qui présente des « indications de défauts dus à l'hydrogène » et
- d'une **découpe de la tubulure H1** de la CSP de Doel 3.

La pièce du **générateur de vapeur**, souvent associée au code « VB395 » ou appelée « bloc VB395 » dans les documents, provient d'un générateur de vapeur initialement destiné à une centrale nucléaire française, mais refusée en raison d'un trop grand nombre de défauts. Ce générateur de vapeur a été fabriqué en 2012 et n'a pas pu être utilisé en raison des trop nombreux défauts de ces composants. « La pièce forgée VB395 a été fabriquée par AREVA comme pièce d'un générateur de vapeur pour une centrale électrique du type 1300 MW. Elle a été refusée pendant la fabrication en 2012 en raison de la présence d'un trop grand nombre d'indications de défauts dus à l'hydrogène. » [20] Cette unité ne peut pas être considérée comme représentatif. En effet, il a été fabriqué plus de 30 ans après les CSP de Doel 3 et de Tihange 2. Par ailleurs, les spécifications pour le matériau d'une cuve sous pression et d'un générateur de vapeur sont fondamentalement différentes. Il n'est dès lors pas plausible que cette pièce puisse être tout au plus représentative tant en termes de matériau que de processus de fabrication. En outre, l'unité VB395 n'a jamais été soumise à un bombardement de neutrons ou à des gradients de température/de pression comparables à ceux de la CSP. Par conséquent, toute comparabilité des défauts du bloc VB395 et de ceux de la CSP ne relève que de la spéculation.

La **découpe de la tubulure** de Doel 3 n'a pas non plus été soumise à un processus de vieillissement comparable, tant sur le plan thermomécanique que de l'irradiation. Cet échantillon ne présente pas non plus de défauts comparables. Dans le cas de l'enveloppe de la tubulure (nozzle shell) de la CSP, il convient de supposer que la finition a fait l'objet d'innombrables précautions. En raison des découpes, cet anneau est une zone particulièrement critique pour les circuits de refroidissement.

La réglementation exige que pour les capsules d'irradiation accélérée, l'on n'utilise que du matériel d'archive qui présente la même histoire de fabrication que la CSP. Il en va bien évidemment de même pour la détermination des caractéristiques mécaniques du matériau sans irradiation.

Question 12: Comment est-il possible que l'on utilise des échantillons pour démontrer l'intégrité structurelle de la CSP, dont la fabrication est non seulement différente de celle de la CSP, mais doit aussi répondre à d'autres spécifications (unité AREVA) ?

Question 13: Pourquoi les découpes de la tubulure (nozzle cuts) sont considérées comme des échantillons représentatifs ? Possèdent-elles une concentration de défauts comparable à celle de la CSP ? Si tel n'est pas le cas, il ne s'agit alors que d'un matériau d'échantillonnage qui correspondrait à une zone exempte de défauts

de la CSP, en l'absence toutefois de la sollicitation opérationnelle et de l'historique d'irradiation.

## 6.2 Intégrité structurelle

Il est fondamentalement impossible de démontrer l'intégrité structurelle étant donné qu'une détermination des propriétés réelles des matériaux de l'époque a échoué avec le matériau d'échantillonnage disponible. Les échantillons utilisés ne sont pas représentatifs (voir également „Recherche d'un matériau d'échantillonnage représentatif“ page 20). Ces informations sont toutefois nécessaires pour évaluer l'intégrité structurelle de la CSP.

Il ne fait aucun doute que les défauts ont affaibli la CSP. On doit dès lors supposer que les deux CSP ne peuvent plus résister aux mêmes charges que dans leur état de départ. En principe, il convient de supposer qu'un tel nombre de défauts entraîne une réduction significative de l'épaisseur de la paroi de la CSP.

### 6.2.1 Charges

La CSP d'une CN doit résister aux charges et aux accidents en exploitation de telle sorte que n'intervienne aucun rejet de nucléides radioactifs supérieurs aux valeurs limites. Dans ce contexte, l'on fait une distinction entre les « charges fondamentales » (exploitation normale), les « transitoires » et les « accidents de dimensionnement » (avec des valeurs supérieures aux valeurs normales).

En principe, il convient de démontrer qu'une CSP peut résister à toutes les formes de ces charges. Dans les documents publiés de l'AFCN, rien ne permet de penser qu'une démonstration réussie de tous les transitoires en exploitation normale et en cas d'accidents de dimensionnement soit intervenue.

Question 14: Quels accidents de dimensionnement et quels transitoires ont été utilisés pour démontrer l'intégrité structurelle?

Question 15: Quels accidents de dimensionnement et quels transitoires ont été explicitement désignés ?

Question 16: Pourquoi les accidents de dimensionnement et les transitoires choisis sont les plus graves ?

Question 17: Quels transitoires de température et de pression ont été utilisés en exploitation normale et en cas d'accidents (accidents de dimensionnement ou DBA) dans l'analyse ?

Question 18: Quels modèles thermohydrauliques et codes informatiques ont été utilisés pour calculer les charges thermiques ?

#### 6.2.1.1 Langues froides (Plume Effect)

Lors d'un arrêt d'urgence du réacteur, de grandes quantités d'eau froide sont introduites dans la cuve sous pression. Ce faisant, le refroidissement de la paroi de la CSP ne peut pas être considéré comme symétrique. Par rapport à la température prépondérante, l'on atteint ainsi des différences de température de près de 250 °C. À l'international, l'on part du principe que ces « langues froides » constituent un problème considérable.

Dans le cas des CSP de Doel 3 et de Tihange 2, l'exploitant suppose toutefois que le cas de charge symétrique est le plus grave. L'AFCN accepte ces allégations de l'exploitant. Dans les documents de l'AFCN, on peut lire à ce propos que « Cette question a suscité de nombreux échanges avec l'exploitant. Enfin, en janvier 2013, l'exploitant a fourni à Bel V les informations permettant de conclure que le « plume effect » peut être négligé. » [14]. Cette phrase ne permet toutefois pas de conclure qu'un calcul de ce cas de charge est effectivement intervenu.

Question 19: Existe-t-il un calcul pour le cas de charge axisymétrique et asymétrique (plume effect) (langues froides) ?

#### 6.2.1.2 Séismes et paléosismologie

Aujourd'hui, l'évaluation des dangers sismiques encourus par les installations passent non seulement par les relevés historiques, mais aussi par les approches de la paléosismologie. Cette discipline examine les séismes à l'aide des dépôts dans les couches géologiques. Elle peut ainsi remonter très loin dans le temps. Cette méthode permet de s'affranchir des relevés humains des séismes qui ne permettent que d'appréhender une toute petite fenêtre du passé. Ce faisant, la paléosismologie permet une évaluation plus précise des dangers liés aux séismes dans les différentes régions.

Dans les documents de l'AFCN, rien n'indique que les séismes ont été utilisés comme cas de charge pour la CSP. De surcroît, l'utilisation de la paléosismologie n'a pas non plus été documentée.

Aujourd'hui, la paléosismologie correspond à l'état de la science et de la technique, et doit dès lors être prise en considération par les évaluations actuelles des éventuelles sollicitations exercées sur une centrale nucléaire.

Question 20: Quel séisme a été utilisé (probabilité et charge) ?

Question 21: Selon quelles méthodes les calculs sismiques ont-ils été réalisés ?

Question 22: La paléosismologie a-t-elle été utilisée ?



### 6.2.1.3 Accidents de dimensionnement lors de l'arrêt des installations

De nouvelles études indiquent que la probabilité d'une fusion du cœur pendant l'arrêt de la centrale est du même ordre de grandeur que pendant l'exploitation [30]. Par conséquent, il est indispensable de prendre également en considération des accidents de dimensionnement correspondants lors de l'arrêt et de la révision des réacteurs.

Question 23: Les accidents de dimensionnement pendant l'arrêt du réacteur ont-ils aussi été pris en considération ?

Question 24: Au point 6.2.1.2, l'on s'interroge sur les charges sismiques. Ces charges ont-elles aussi été prises en considération lors de l'arrêt de la centrale ?

## 6.2.2 Regroupement de défauts

Étant donné que l'évaluation de la mécanique de rupture prévue par le code ASME XI ne concerne qu'une ou quelques fissures apparues lors de l'exploitation, il est difficile en l'espèce de transposer le code ASME au cas d'un grand nombre de défauts qui serait de surcroît inhérents à la fabrication. Il faut partir de l'idée que dans le cas de transitoires intervenant pendant l'exploitation, une interaction entre les défauts voisins peut intervenir et pourrait entraîner une augmentation brutale de la taille des défauts concernés. Afin de pouvoir calculer de tels processus, Electrabel a proposé, en se basant sur le code ASME, une procédure de regroupement, selon laquelle un regroupement approprié des défauts observés définit une taille de défaut commune afin de pouvoir ainsi procéder à l'analyse de la mécanique de rupture [04].

Le cadre réglementaire ne prévoit pas une telle procédure, sans compter qu'il ne part pas non plus du principe qu'il existe un grand nombre de défauts inhérents à la fabrication, pas plus qu'il ne prévoit la forme et la localisation des défauts comme celles observées. Une telle procédure devrait être confirmée par des études expérimentales. En l'absence de tout matériau d'échantillonnage représentatif, une confirmation fiable ne peut pas être réalisée.

Question 25: Comment se fait-il que dans le cas d'un grand nombre de défauts existants probablement dus à la fabrication, qui auraient dû entraîner le refus des composants conformément aux critères d'acceptation, l'on admet la sécurité des composants a posteriori avec un procédé de calcul non validé ?

Question 26: Quelle est la confirmation expérimentale du procédé ?

Question 27: Quel matériau a été utilisé pour d'éventuels blocs de test ?

Question 28: Comment la multiplicité des défauts a-t-elle été simulée ?

Question 29: Comment la distribution spatiale des défauts, telle qu'elle est observée sur les composants réels, est-elle stimulée sur le bloc de test ?

Question 30: Comment la nature inexpliquée des défauts a-t-elle été prise en compte dans les composant réels du bloc de test ??

Question 31: Veuillez nous soumettre les calculs de mécanique de rupture qui démontrent que l'intégrité de la CSP est assurée pour tous les accidents de dimensionnement - en indiquant les sources scientifiques.

Question 32: Veuillez mettre à notre disposition une comparaison des prévisions de l'évolution des fissures du modèle de regroupement avec des données expérimentales.

Question 33: Comment le modèle de regroupement prend-il en considération l'interaction entre la fatigue et la fragilisation ?

Question 34: Quels facteurs d'incertitude ont été adoptés pour calculer l'élargissement des fissures ?

Question 35: Comment les incertitudes des mesures de la profondeur des fissures influencent-elles les prévisions en matière de croissance des fissures ?

Question 36: A-t-on mené des études de sensibilité portant sur l'influence de la taille des fissures, de la tension et de la réduction de la ténacité à la rupture sur le risque de défaillance de la CSP ?

### **6.2.3 Propriétés du matériau**

En raison du bombardement permanent des neutrons dans la CSP, l'acier subit une fragilisation progressive. Ce faisant, la température de transition entre les zones fragilisées et les zones solides évolue toujours vers des plages de températures plus élevées.

Le groupe d'experts internationaux IERB a recommandé d'ajouter une marge de sécurité supplémentaire de 100 °C à la valeur de la température de transition de la rupture fragile ( $RT_{NDT}$ ) calculée par l'exploitant [05]. Electrabel avait même proposé seulement une valeur de 50 °C. Cependant, 42 °C de cette valeur correspondent aux influences des indications de défauts dus à l'hydrogène et aux ségrégations macroscopiques déterminées par Electrabel. Il ne restait donc ainsi que 8 °C pour couvrir l'effet des radiations sur un matériau présentant de très nombreux défauts. Aucune littérature n'est disponible sur l'effet des radiations sur un matériau présentant une telle concentration de défauts d'une telle nature. Cette valeur ne peut dès lors pas être considérée comme conservative. Il convient encore d'ajouter qu'Electrabel n'utilise pas le décalage  $RT_{NDT}$  calculé sur la base des formules FIS, mais sur la base de données de mesure du programme de surveillance, ce qui équivaut à une nouvelle réduction du conservatisme de son approche. C'est la raison pour laquelle l'IERB a exigé une valeur de 100 °C. Cette exigence ne se retrouve toutefois pas dans le rapport d'évaluation final de l'AFCN. Selon Electrabel, la valeur de  $RT_{NDT}$  doit être inférieure à 132 °C

[09]. La valeur démontrée par Electrabel, y compris les 50 °C, s'élevait à 106,9 °C. Par conséquent, la limite supérieure autorisée n'a pas été atteinte. En revanche, si les 100 °C de l'IERB avaient été pris en compte, la valeur serait de 156,9°C et dépasserait ainsi la température autorisée de 132 °C. La poursuite de l'exploitation des deux réacteurs n'aurait alors plus été autorisée.

Question 37: Qu'est-il advenu de l'analyse de sensibilité et pourquoi l'exigence de l'IERB n'a-t-elle pas été citée dans le rapport d'évaluation final ?

Question 38: La proposition de l'IERB d'utiliser dans les analyses de sensibilité 100 °C supplémentaires au lieu des 50 °C proposés par Electrabel afin de couvrir les éventuels effets des radiations, n'a-t-elle pas été mise en œuvre parce qu'elle débouchait immédiatement sur un dépassement de la valeur limite de la  $RT_{NDT}$  de 132 °C ?

Question 39: Selon Electrabel, 25 °C du décalage de 50 °C devraient couvrir la réduction de ténacité résultant des indications de défauts dus à l'hydrogène présentes (il s'agit en outre de données obtenues à partir d'échantillons non représentatifs), et 17°C devraient couvrir la fragilisation par ségrégations macroscopiques. Dans ce cas, existe-t-il encore une marge de sécurité pour couvrir l'incertitude liée à l'effet des radiations sur les indications de défauts dus à l'hydrogène ?

Question 40: Pourquoi parle-t-on d'un procédé «très conservateur» alors qu'on utilise les valeurs de mesure du programme d'échantillonnage accéléré au lieu des courbes FIS?

### 6.3 Probabilité d'un dommage au cœur

La fréquence des dommages au cœur ou CDF revêt une importance décisive pour l'évaluation de la sécurité des réacteurs à eau légère, puisque tous les accidents graves sont précédés par des dommages au cœur. La CDF n'est pas identique à la probabilité d'une catastrophe, étant donné que les effets sur l'installation, avec une certaine probabilité, en dépit des dommages au cœur, restent limités et ne se propagent dans les environs (voir p. ex. l'accident de Three Mile Island). Pour les centrales plus récentes (réacteur européen à eau pressurisée ou EPR), l'on prend en compte une CDF annuelle de  $10^{-5}$  à  $10^{-6}$ , alors qu'une fusion du cœur non contrôlée est assortie d'une fréquence annuelle de  $10^{-7}$ . Pour les installations moins récentes, ces valeurs sont nettement plus élevées, comme elles n'ont pas, contrairement à l'EPR, un dimensionnement explicite pour faire face à la fusion du cœur. Un élément encore plus important que la CDF proprement dite est le mécanisme sous-jacent à l'apparition du dommage au réacteur : alors qu'une fusion du cœur à basse pression est considérée comme facilement maîtrisable, et, toutes proportions gardées, se déroule assez lentement (autrement dit, elle permet, le cas échéant, de prendre des contre-mesures et des mesures de protection civile), la fusion du cœur à haute pression peut, dans certaines circonstances, déboucher sur une défaillance de la cuve de grande dimension due à la fusion ; sous l'effet de la pression élevée, la cuve défaillante est arrachée de son ancrage. Ceci résulte dans une destruction immédiate de tous les dispositifs et de toutes les barrières de sécurité, et représente ainsi dans les analyses de sécurité l'accident de fusion du noyau assorti des effets les plus graves. Cependant, même dans ce cas, il existe encore une période de quelques heures entre le début de l'accident et la défaillance de la cuve afin de prendre des contre-mesures et d'introduire des mesures de protection civile comme des évacuations.

Un grave dommage du noyau consécutif à une défaillance de la cuve due au matériau, ce que l'on appelle « défaillance catastrophique de la cuve » est exclu des habituelles considérations de sécurité. Cela ressemble à une fusion à haute pression : l'élément déclencheur est dans ce cas une fissure soudaine de la cuve due à un défaut du matériau qui débouche, sans aucun délai de préalerte, à une destruction de grande ampleur du réacteur. Étant donné que cela s'accompagnera de la perte totale du liquide de refroidissement, la fusion du cœur sera rapide et les rejets radioactifs dans les environs très élevés. Dans ce cas, il n'existe pas de délai de préalerte pour des contre-mesures et des mesures de protection civile, de sorte que les conséquences dépasseraient très largement celle d'une fusion sous haute pression. La défaillance catastrophique de la cuve devrait être quasiment exclue dans les réacteurs moyennant le concept de la « sécurité de base ». Sa probabilité annuelle est inférieure à  $10^{-9}$  [30].

Les défauts découverts dans les cuves de Tihange 2 et Doel 3 revêtent une importance centrale sur le plan de la sécurité technique, car ils pourraient déclencher une telle défaillance catastrophique des cuves. Ces défauts entraînent en fait une réduction de l'épaisseur de la paroi des cuves. Compte tenu des conséquences potentielles considérables d'une défaillance catastrophique de la cuve, il convient d'être certain de pouvoir exclure que les défauts exercent une influence notable sur la probabilité d'une défaillance catastrophique de la cuve. Il est par conséquent indispensable de déterminer la probabilité d'une telle défaillance catastrophique des cuves de Tihange 2 et Doel 3 avec ou sans défaut en recourant à des analyses conservatives et étayées. Autrement dit, il importe de répondre à la question : comment les défauts ont-ils modifié la probabilité de défaillance de la cuve. Dans ce cadre, il convient d'imposer des critères sévères. En d'autres termes, en cas d'incertitude, il faut aussi prendre en compte les conditions imaginables les plus défavorables. À ce jour, aucune analyse fiable n'est connue, l'AFCN se confinant à déclarer que, globalement, la défaillance de la cuve sous pression est exclue.

Question 41: Quel est l'effet des défauts constatés dans les CSP de Doel 3 et Tihange 2 sur la CDF ? Veuillez préciser la CDF calculée avant et après la découverte des défauts.

Question 42: Discutez la façon dont le changement calculé de CDF (delta CDF) mène à la conclusion que l'exploitation d'un réacteur à la cuve d'eau pressurisée abîmée ne compromet pas la sécurité publique.

Question 43: Discutez les modèles utilisés pour calculer le delta CDF. La discussion ne doit pas être très détaillée ni exhaustive, mais elle doit fournir des informations suffisantes afin que le lecteur puisse évaluer la validité de la conclusion en ce qui concerne la sécurité du réacteur. Par exemple, la description du modèle devrait inclure au minimum:

1. Le nombre de transitoires d'exploitation (passées et prévues) qui ont été prises en considération.
2. Type de transitoires relevant des accidents de dimensionnement.
3. Incertitudes dans les propriétés des matériaux.
4. Incertitudes dans les géométries des fissures dues aux limitations des mesures par ultrasons.
5. Magnitudes des facteurs d'intensité de contraintes introduites par les défauts de surface.
6. Incertitudes dans l'emplacement des contraintes maximales.

Question 44: Présenter une étude de sensibilité qui montre la sensibilité du delta CDF aux incertitudes énumérées ci-dessus.

Question 45: Montrer comment les mesures d'atténuation prises par l'exploitant (par exemple réduction de la sévérité des transitoires de démarrage et d'arrêt) réduisent le delta CDF.

## 6.4 Documentation sur la fabrication

Il est indispensable de disposer d'une documentation complète et cohérente pour évaluer la qualité de différentes pièces de la CSP. En son absence, il n'est pas possible de procéder à l'évaluation des pièces. Les inspections en service sont importantes et nécessaires, mais elles ne pourront jamais permettre à elles seules d'évaluer la qualité d'un élément, cette évaluation n'étant possible qu'avec la documentation du fabricant.

L'évaluation de la qualité actuelle des composants dépend, en plus des inspections continues en service, des étapes de fabrication suivantes :

- les inspections et d'autres moyens d'évaluation de la qualité sont mis en œuvre avec de ressources correspondant à l'état de la science et de la technique ;
- les inspections et l'élaboration de la documentation de fabrication sont accompagnées par des experts indépendants ;
- ces inspections sont consignées dans un procès-verbal ;
- la documentation sur la fabrication est archivée et est accessible en permanence et dans son intégralité.

### 6.4.1 Documentation manquante

L'AFCN a fait plusieurs déclarations contradictoires au sujet de l'exhaustivité de la documentation.

**En octobre 2012**, elle indiquait : « Il manque notamment des informations détaillées sur le premier traitement thermique effectué par RDM (qui a été réalisée selon la LOFC), sur une inspection par ultrasons intermédiaire et sur certaines spécifications de RDM. » [02]

**En janvier 2013**, l'exploitant est cité en ces termes : « Les données de fabrication et la documentation sont complètes, traçables et conformes aux normes et codes internationaux. » [04]

**Dans le même document**, l'AFCN constate : « Étant donné que toute la documentation actuellement disponible a été exploitée et qu'aucun autre enseignement ne peut en être tiré, l'AFCN ne formule pas d'autre exigence sur ce thème. »

**En mai 2013**, le thème n'est plus mentionné dans le rapport d'évaluation final [14].

Question 46: Veuillez expliquer vos différentes déclarations concernant la documentation.

Question 47: Quel procès-verbal de vérification des différents anneaux et de l'ensemble de la CSP existe-t-il ?

#### **6.4.2 Documentation contradictoire**

L'AFCN suppose qu'il y a eu une confusion entre la documentation de fabrication de l'anneau supérieur et inférieur du noyau dans la CSP de Doel 3. Les participants à la conférence estiment qu'il n'est pas nécessaire d'approfondir cette éventuelle permutation et renonce à formuler des questions.

Les participants à la conférence estiment toutefois que cette permutation constitue un élément de plus attestant de la non-adéquation de la qualité de la documentation de fabrication.



## 6.5 Conditions nécessaires pour un redémarrage

L'AFCN a subordonné le redémarrage des réacteurs à certaines conditions. Elles sont décrites dans les différentes sections. Les participants à la conférence constatent que toutes les inspections nécessaires n'ont pas été réalisées avant le redémarrage. Il est incompréhensible que ces preuves doivent être établies seulement après le redémarrage. Une fois de plus, elles constatent l'absence d'approche conservative.

### 6.5.1 Prestations préalables de l'exploitant

L'exploitant Electrabel a défini au préalable des conditions aux limites de la poursuite de l'exploitation des réacteurs [14]:

- *Pour Doel 3 et Tihange 2, l'exploitant a réduit les gradients de chauffage et de refroidissement autorisés lors des opérations de redémarrage et de mise à l'arrêt des réacteurs. Selon l'exploitant, cette mesure permet de réduire encore les sollicitations thermiques et de pression sur les cuves des réacteurs en fonctionnement normal.*
- *Pour Doel 3, l'exploitant a installé un préchauffage permanent à 30°C de l'eau des réservoirs du circuit d'injection de sécurité.*
- *Tous les opérateurs des unités de Doel 3 et Tihange 2 ont suivi un recyclage sur le simulateur pleine échelle. Le personnel de quart, quant à lui, assistera à une information détaillée sur le démarrage et les changements apportés aux spécifications et paramètres d'exploitation.*

Ces réductions des charges ont été utilisées dans les calculs visant à démontrer l'intégrité structurelle de l'installation.

Question 48: La poursuite de l'exploitation de l'installation aurait-elle été possible sans les réductions précitées des charges sur l'ensemble du cycle de vie prévu ?

## 6.5.2 Exigences de l'AFCN

### 6.5.2.1 Inspection complète de chaque anomalie significative par rapport au fonctionnement normal

En plus des obligations pour le redémarrage de l'installation (Exigences 1 - 16) et des conditions préalables de l'exploitant, l'AFCN a encore exigé une inspection complète du réacteur pour chaque anomalie significative par rapport au fonctionnement normal [14]:

- *Par mesure de précaution complémentaire, il est demandé, en cas de survenance d'un transitoire sérieux pendant l'exploitation future des unités de Doel 3 et de Tihange 2 (comme une injection de sécurité effective dans le circuit primaire du réacteur lors de son exploitation en puissance), de réaliser une inspection en service additionnelle de la cuve concernée afin de détecter une possible évolution des indications de défauts, avant de permettre le redémarrage du réacteur après ce transitoire.*

Il convient de conclure de cette exigence que l'AFCN craint elle-même que le réacteur ne résiste pas de manière adéquate à des sollicitations très probables.

Question 49: Qu'entendez-vous par «transitoires sérieux» ?

### 6.5.2.2 Exigences de l'AFCN 1 - 16

Les obligations de l'AFCN concernent trois phases différentes:

- mesures préalables au redémarrage (jusqu'en mai 2013) ;
- mesures pendant l'exploitation du réacteur ;
- mesures pendant la prochaine révision et le prochain rechargement.

Dans son rapport d'évaluation intermédiaire de janvier 2013 [04], l'AFCN avait subordonné le redémarrage des réacteurs à des obligations. Celles-ci ont été une nouvelle fois reprises dans le rapport d'évaluation final de mai 2013 [14] et ont été numérotées comme indiqué ci-dessous (page 41). Dans ce cadre, les exigences des experts internationaux convoqués (IERB) ont été ignorées :

- « poursuivre un programme de réduction du flux des neutrons afin d'éviter que les matériaux ne se fragilisent davantage jusqu'à ce que les autres points soient clarifiés. » [04]
- « compte tenu de l'augmentation potentiellement élevée de la température de transition fragile/ductile de référence ( $RT_{NDT}$ ) qui peut être révélée par les tests précédemment décrits, la direction recommande qu'en préalable au redémarrage,

une étude de sensibilité soit réalisée avec une  $RT_{NDT}$  jusqu'à 100 °C (au lieu des 50 °C utilisés dans les calculs actuels) afin de tenir compte de l'effet incertain de la ségrégation des impuretés chimiques et d'autres effets incertains. Selon la Direction, le succès d'une telle analyse de sensibilité garantit la sécurité d'exploitation continue de ces réacteurs alors que les expériences nécessaires sont menées à bien. » [04] ( pour plus de détails, consultez le page 26)

Les participants à la conférence constatent

- que la preuve de l'existence d'une documentation de fabrication exhaustive doit conditionner l'approbation du redémarrage. Une telle exigence n'a pas été imposée par l'AFCN.

Question 50: Pourquoi n'exige-t-on pas un «programme de réduction du flux des neutrons» ?

Question 51: Pourquoi n'exige-t-on pas une analyse de sensibilité avec un décalage  $RT_{NDT}$  jusqu'à 100°C ?

Question 52: Pourquoi n'exige-t-on pas la production d'une documentation de fabrication complète ?

### ***Mesures préalables au redémarrage***

Les exigences 1, 2, 3, 4, 5, 6, 9, 10, 14, 15 et 16 relèvent de cette rubrique. Voir également à ce propos l'annexe « Exigences imposées par l'AFCN au redémarrage » en page 44. Le rapport d'évaluation final [14] ne fait état que de la « réalisation réussie », mais ne décrit pas comment la démonstration en a été faite par l'exploitant

Question 53: Veuillez mettre à notre disposition les détails de cette démonstration et leur motivation.

### ***Mesures pendant l'exploitation du réacteur***

Cette rubrique englobe les exigences 7, 11, 12 et 13. Voir également à ce propos l'annexe « Exigences imposées par l'AFCN au redémarrage » en page 44.

L'AFCN a constaté d'importantes questions ouvertes. Selon les participants à la conférence, ces exigences auraient dû faire l'objet de clarifications avant la mise en service. C'est pourquoi, le raccordement de la centrale au réseau n'était pas justifiable en l'absence de ces éclaircissements. Cette manière de procéder ne reflète en rien une approche conservatrice. Il convient une nouvelle fois d'attirer l'attention sur le fait que toutes les déclarations relatives aux tests expérimentaux réalisés avec des échantillons non représentatifs doivent être rejetées, parce ces tests ne peuvent en principe donner aucun résultat fiable en raison de l'absence de représentativité, et ne conviennent dès lors pas à démontrer l'intégrité structurelle des cuves des réacteurs.

Question 54: Quand ces exigences seront-elles totalement satisfaites ?

Question 55: Veuillez mettre à notre disposition les détails du respect de ces différentes exigences et vos motivations.

***Mesures pendant la prochaine révision et le prochain rechargement***

Cette rubrique porte sur l'exigence 8. Voir également à ce propos l'annexe « Exigences imposées par l'AFCN au redémarrage » en page 44.

Selon une recherche récente (état au 16.2.2014), les prochaines révisions sont prévues comme suit :

- Doel 3 - 26.4.2014 - 30.5.2014 ;
- Tihange 2 - 31.5.2014 - 11.7.2014.

Question 56: Le respect et la publication de l'exigence 8 conditionnent-ils le nouveau redémarrage des réacteurs ?

## 7 Annexe

### 7.1 Questions à l'attention de l'AFCN

- Question 1: Quelles hypothèses des rapports d'Electrabel reposent sur des approches du type «Best Estimate»? Veuillez les énumérer. \_\_\_\_\_ 13
- Question 2: Quel est le degré d'imprécision dans la détermination de la partie radiale des défauts ? \_\_\_\_\_ 16
- Question 3: Quelle est la probabilité que des défauts soient partiellement cachés par d'autres défauts ? \_\_\_\_\_ 16
- Question 4: Pourquoi estimez-vous qu'un étalonnage aux ultrasons à l'aide de l'unité VB395/1 est suffisant? \_\_\_\_\_ 16
- Question 5: Comment défendre l'affirmation selon laquelle l'origine des défauts est due à la fabrication, si aucune indication n'avait été trouvée lors du contrôle de production, alors même que le technique appropriée était disponible et utilisée à l'époque ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 6: Comment comprendre que le «flaking» dû à l'hydrogène s'explique par les teneurs en hydrogène et en soufre des lingots ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 7: Quels éléments étayent l'indication de la page 16 (AFCN, rapport d'évaluation final) [14] selon laquelle la teneur en carbone est plus élevée dans les échantillons avec des défauts dus à l'hydrogène ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 8: Comment expliquer que les défauts ne touchent que des parties de la CSP de Doel 3 et Tihange 2 ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 9: Comment expliquer que les défauts n'apparaissent qu'à une certaine profondeur de la paroi intérieure ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 10: Comment expliquer que les défauts ne sont pas répartis uniformément dans l'ensemble du volume ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 11: Selon l'AFCN, la cuve sous pression aurait dû être refusée lors de la réception en cas d'une concentration en défauts telle que celle trouvée en 2012. Comment est-ce possible, sur les mêmes arguments de base, que la détection des défauts n'ait pas débouché immédiatement sur l'arrêt des centrales ? \_\_\_\_\_ 18
- Question 12: Comment est-il possible que l'on utilise des échantillons pour démontrer l'intégrité structurelle de la CSP, dont la fabrication est non seulement différente

- de celle de la CSP, mais doit aussi répondre à d'autres spécifications (unité AREVA) ? \_\_\_\_\_ 19
- Question 13: Pourquoi les découpes de la tubulure (nozzle cuts) sont considérées comme des échantillons représentatifs ? Possèdent-elles une concentration de défauts comparable à celle de la CSP ? Si tel n'est pas le cas, il ne s'agit alors que d'un matériau d'échantillonnage qui correspondrait à une zone exempte de défauts de la CSP, en l'absence toutefois de la sollicitation opérationnelle et de l'historique d'irradiation. \_\_\_\_\_ 19
- Question 14: Quels accidents de dimensionnement et quels transitoires ont été utilisés pour démontrer l'intégrité structurelle? \_\_\_\_\_ 21
- Question 15: Quels accidents de dimensionnement et quels transitoires ont été explicitement désignés ? \_\_\_\_\_ 21
- Question 16: Pourquoi les accidents de dimensionnement et les transitoires choisis sont les plus graves ? \_\_\_\_\_ 21
- Question 17: Quels transitoires de température et de pression ont été utilisés en exploitation normale et en cas d'accidents (accidents de dimensionnement ou DBA) dans l'analyse ? \_\_\_\_\_ 21
- Question 18: Quels modèles thermohydrauliques et codes informatiques ont été utilisés pour calculer les charges thermiques ? \_\_\_\_\_ 21
- Question 19: Existe-t-il un calcul pour le cas de charge axisymétrique et asymétrique (plume effect) (langues froides) ? \_\_\_\_\_ 22
- Question 20: Quel séisme a été utilisé (probabilité et charge) ? \_\_\_\_\_ 22
- Question 21: Selon quelles méthodes les calculs sismiques ont-ils été réalisés ? \_\_\_\_\_ 22
- Question 22: La paléosismologie a-t-elle été utilisée ? \_\_\_\_\_ 22
- Question 23: Les accidents de dimensionnement pendant l'arrêt du réacteur ont-ils aussi été pris en considération ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 24: Au point 6.2.1.2, l'on s'interroge sur les charges sismiques. Ces charges ont-elles aussi été prises en considération lors de l'arrêt de la centrale ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 25: Comment se fait-il que dans le cas d'un grand nombre de défauts existants probablement dus à la fabrication, qui auraient dû entraîner le refus des composants conformément aux critères d'acceptation, l'on admet la sécurité des composants a posteriori avec un procédé de calcul non validé ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 26: Quelle est la confirmation expérimentale du procédé ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 27: Quel matériau a été utilisé pour d'éventuels blocs de test ? \_\_\_\_\_ 23

- Question 28: Comment la multiplicité des défauts a-t-elle été simulée ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 29: Comment la distribution spatiale des défauts, telle qu'elle est observée sur les composants réels, est-elle stimulée sur le bloc de test ? \_\_\_\_\_ 23
- Question 30: Comment la nature inexplicite des défauts a-t-elle été prise en compte dans les composants réels du bloc de test ?? \_\_\_\_\_ 24
- Question 31: Veuillez nous soumettre les calculs de mécanique de rupture qui démontrent que l'intégrité de la CSP est assurée pour tous les accidents de dimensionnement - en indiquant les sources scientifiques. \_\_\_\_\_ 24
- Question 32: Veuillez mettre à notre disposition une comparaison des prévisions de l'évolution des fissures du modèle de regroupement avec des données expérimentales. \_\_\_\_\_ 24
- Question 33: Comment le modèle de regroupement prend-il en considération l'interaction entre la fatigue et la fragilisation ? \_\_\_\_\_ 24
- Question 34: Quels facteurs d'incertitude ont été adoptés pour calculer l'élargissement des fissures ? \_\_\_\_\_ 24
- Question 35: Comment les incertitudes des mesures de la profondeur des fissures influencent-elles les prévisions en matière de croissance des fissures ? \_\_\_\_\_ 24
- Question 36: A-t-on mené des études de sensibilité portant sur l'influence de la taille des fissures, de la tension et de la réduction de la ténacité à la rupture sur le risque de défaillance de la CSP ? \_\_\_\_\_ 24
- Question 37: Qu'est-il advenu de l'analyse de sensibilité et pourquoi l'exigence de l'IERB n'a-t-elle pas été citée dans le rapport d'évaluation final ? \_\_\_\_\_ 25
- Question 38: La proposition de l'IERB d'utiliser dans les analyses de sensibilité 100 °C supplémentaires au lieu des 50 °C proposés par Electrabel afin de couvrir les éventuels effets des radiations, n'a-t-elle pas été mise en œuvre parce qu'elle débouchait immédiatement sur un dépassement de la valeur limite de la RTNDT de 132 °C ? \_\_\_\_\_ 25
- Question 39: Selon Electrabel, 25 °C du décalage de 50 °C devraient couvrir la réduction de ténacité résultant des indications de défauts dus à l'hydrogène présentes (il s'agit en outre de données obtenues à partir d'échantillons non représentatifs), et 17°C devraient couvrir la fragilisation par ségrégations macroscopiques. Dans ce cas, existe-t-il encore une marge de sécurité pour couvrir l'incertitude liée à l'effet des radiations sur les indications de défauts dus à l'hydrogène ? \_\_\_\_\_ 25
- Question 40: Pourquoi parle-t-on d'un procédé «très conservateur» alors qu'on utilise les valeurs de mesure du programme d'échantillonnage accéléré au lieu des courbes FIS? \_\_\_\_\_ 25

- Question 41: Quel est l'effet des défauts constatés dans les CSP de Doel 3 et Tihange 2 sur la CDF ? Veuillez préciser la CDF calculée avant et après la découverte des défauts. \_\_\_\_\_ 27
- Question 42: Discuss how the calculated change in CDF (delta CDF) leads to the conclusion that plant operation with a degraded RPV does not compromise public safety. 27
- Question 43: Discuss the models that were used to calculate the delta CDF. The discussion does not have to be very detailed and exhaustive but it should provide sufficient information so that the reader can assess the validity of the conclusion regarding plant safety. For example, model description should include at the minimum: \_\_\_\_\_ 27
- Question 44: Present a sensitivity study showing the sensitivity of delta CDF to the above listed uncertainties. \_\_\_\_\_ 27
- Question 45: Show how the mitigating actions taken by the licensee (e.g reduction in the severity of start up and shutdown transients) reduce the delta CDF. \_\_\_\_\_ 27
- Question 46: Veuillez expliquer vos différentes déclarations concernant la documentation. 28
- Question 47: Quel procès-verbal de vérification des différents anneaux et de l'ensemble de la CSP existe-t-il ? \_\_\_\_\_ 29
- Question 48: La poursuite de l'exploitation de l'installation aurait-elle été possible sans les réductions précitées des charges sur l'ensemble du cycle de vie prévu ? \_\_\_\_\_ 30
- Question 49: Qu'entendez-vous par «transitoires sérieux» ? \_\_\_\_\_ 31
- Question 50: Pourquoi n'exige-t-on pas un «programme de réduction du flux des neutrons» ? \_\_\_\_\_ 32
- Question 51: Pourquoi n'exige-t-on pas une analyse de sensibilité avec un décalage RTNDT jusqu'à 100°C ? \_\_\_\_\_ 32
- Question 52: Pourquoi n'exige-t-on pas la production d'une documentation de fabrication complète ? \_\_\_\_\_ 32
- Question 53: Veuillez mettre à notre disposition les détails de cette démonstration et leur motivation. \_\_\_\_\_ 32
- Question 54: Quand ces exigences seront-elles totalement satisfaites ? \_\_\_\_\_ 33
- Question 55: Veuillez mettre à notre disposition les détails du respect de ces différentes exigences et vos motivations. \_\_\_\_\_ 33
- Question 56: Le respect et la publication de l'exigence 8 conditionnent-ils le nouveau redémarrage des réacteurs ? \_\_\_\_\_ 33



## 7.2 Exigences imposées par l'AFCN au redémarrage

Le tableau ci-dessous reprend toutes les exigences (ainsi que le moment de leur mise en œuvre) imposées par l'AFCN au redémarrage des deux réacteurs [14].

No.	Description	Until
1	CLAD INTERFACE IMPERFECTIONS: The licensee shall re-analyze the EAR acquisition data for Tihange 2 in the depth range from 0 to 15 mm in the zones with hydrogen flakes to confirm whether or not some of these technological cladding defects have to be considered as hydrogen flakes.	before restart
2	NON-INSPECTABLE AREAS: The licensee shall demonstrate that no critical hydrogen flake type defects are expected in the non-inspectable areas.	before restart
3	IDENTIFICATION OF POTENTIALLY UNREPORTED HIGHER TILTED FLAWS: The licensee shall demonstrate that the applied ultrasonic testing procedure allows the detection of the higher tilt defects in the Doel 3/Tihange 2 data (2012 inspections) with a high level of confidence.	before restart
4	INDICATIONS WITH 45°T SHEAR WAVE RESPONSE: The licensee shall present the detailed report of all macrographical examinations including the sample with the 45°T reflections and shall also analyze and report additional samples with 45°T reflectivity.	before restart
5	PARTIALLY HIDDEN INDICATIONS: The licensee shall include a set of defects partially hidden by other defects for macrographic examination, to confirm whether the sizing method continues to function well.	before restart
6	INCLINATION OF FLAWS DETECTED BY ULTRASONIC TESTING: The licensee shall re-analyze the tilts of the defects in the VB-395/1 block with the same method as applied on-site.	before restart
7	FULL QUALIFICATION: As soon as possible after the restart of both reactor units: The licensee shall achieve a full qualification program to demonstrate the suitability of the in-service inspection technique for the present case. The qualification shall give sufficient confidence in the accuracy of the results with respect to the number and features (location, size, orientation...) of the flaw indications. Where appropriate, the process shall be substantiated by appropriate experimental data using representative specimens. The full qualification program shall be	ASAP after Restart

No.	Description	Until
	achieved before the next planned outage for refuelling.	
8	FOLLOW-UP IN-SERVICE INSPECTIONS: After the restart of both reactor units, the licensee shall perform follow-up in-service inspections during the next planned outage for refuelling to ensure that no evolution of the flaw indications has occurred during operation.	During the next planned outage for refuelling
9	<p>ADDITIONAL CHARACTERIZATION OF THE MATERIAL MECHANICAL PROPERTIES: The licensee shall complete the material testing program using samples with macro-segregations containing hydrogen flakes. This experimental program shall include:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• small-scale specimen tests: <ul style="list-style-type: none"> <li>• local toughness tests at hydrogen flake crack tip,</li> <li>• local tensile tests on ligament material near the flakes;</li> </ul> </li> <li>• large-scale (tensile) specimen tests</li> </ul>	before restart
10	RESIDUAL HYDROGEN: The licensee shall perform additional measurements of the current residual hydrogen content in specimens with hydrogen flakes, in order to confirm the results of the limited number of tests achieved so far. For example, the licensee has estimated an upper bound on the amount of residual hydrogen that might still be present in the flaws. The licensee shall demonstrate that the chosen material properties are still valid, even if the upper bound quantity of hydrogen would still be present in critical flaws.	before restart
11	IRRADIATION PROPERTIES: A further experimental program to study the material properties of irradiated specimens containing hydrogen flakes shall be elaborated by the licensee.	ASAP after Restart
12	LOCAL MICROSCALE PROPERTIES: The licensee shall further investigate experimentally the local (micro-scale) material properties of specimens with macro-segregations, ghost lines and hydrogen flakes (for example local chemical composition). Depending on these results, the effect of the composition on the local mechanical properties (i.e. fracture toughness) shall be quantified.	ASAP after Restart
13	THERMAL AGEING: The licensee shall further evaluate the effect of thermal ageing of the zone with macro-segregation.	ASAP after Restart

No.	Description	Until
14	<p>SENSITIVITY STUDY OF HIGHER TILTED FLAWS: The licensee shall evaluate the impact of the possible non-reporting of flaws with higher tilts on the results of the structural integrity assessment (taking into account the results of the actions related to the previous requirement on the detection of the higher tilt defects during in-service-inspections).</p>	before restart
15	<p>LARGE SCALE VALIDATION TESTS : The licensee shall complete the on-going material testing program by testing larger specimens containing hydrogen flakes, with the following 2 objectives:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Objective 1: Tensile tests on samples with (inclined) multiple hydrogen flake defects, which shall in particular demonstrate that the material has sufficient ductility and load bearing capacity, and that there is no premature brittle fracture.</li> <li>• Objective 2: An experimental confirmation of the suitability and conservatism of the 3D finite elements analysis.</li> </ul>	before restart
16	<p>LOAD TESTS: In addition to the actions proposed by the licensee and the additional requirements specified by the FANC in the previous sections, the licensee shall, as a prerequisite to the restart of both reactor units, perform a load test of both reactor pressure vessels. The objective of the load test is not to validate the analytical demonstration on the reactor pressure vessel itself but to demonstrate that no unexpected condition is present in the reactor pressure vessels. The methodology and associated tests (acoustic emission and ultrasonic testing...) will be defined by the licensee and submitted to the nuclear safety authority for approval. The acceptance criterion will be that no crack initiation and no crack propagation are recorded under the pressure loading.</p>	before restart

Table 1 - Requirements of FANC for restarting of Doel 3 and Tihange 2

### 7.3 Sources

- [01] Flaw indications in the reactor pressure vessel of Doel 3, FANC, September 2012
- [02] Flaw indications in the reactor pressure vessels of Doel 3 & Tihange 2, FANC, October 2012
- [03] Flaw indications in the reactor pressure vessels of Doel 3 and Tihange 2 - Technical information note, FANC, February 2013
- [04] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, International Expert Review Board, May 2013
- [05] Doel 3 - Tihange 2 RPV issue - Final Report, International Expert Review Board, January 2013
- [06] Report of the National Scientific Expert Group on the RPVD3T2, National Scientific Expert Group, January 2013
- [07] Doel 3 / Tihange 2 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, January 2013
- [08] Safety Evaluation Report – Flaw indication in the RPV of Doel 3 and Tihang 2, Bel V, January 2013
- [09] Safety Case Report: Doel 3 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [10] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [11] Safety Case Report: Tihange 2 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [12] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Tihange 2 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [14] Doel 3 and Tihange 2 reactor pressure vessels: Final evaluation report, FANC, May 2013
- [15] Report of the National Scientific Expert Group on the RPV Doel 3, National Scientific Expert Group, May 2013
- [16] Report of the National Scientific Expert Group on the RPV Tihange 2, National Scientific Expert Group, April 2013
- [17] Doel 3 – ISI 2012 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, May 2013

- [18] Tihange 2 – ISI 2012 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, May 2013
- [19] Safety Evaluation Report - Flaw indications in the RPV's of Doel 3 and Tihange 2, Bel V, May 2013
- [20] Safety case report - Addendum: Doel 3 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [21] Safety case report - Addendum: Tihange 2 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [22] Report on independent analysis and advice regarding the safety case addendum - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [23] Report on independent analysis and advice regarding the safety case addendum - Tihange 2 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [28] FANC experts give positive opinion on restart Doel 3 & Tihange 2 reactor units , FANC, May 2013
- [29] In 1979 al scheurtjes in Doel 3, De Morgen, August 2012
- [30] Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb von 900 MW und 1300 MW StandardDWR, Electricité de France, 1990
- [30] Vorgespannte Guß-Druckbehälter (VGD) als berstsichere Druckbehälter für innovative Anwendungen in der Kerntechnik, W. Fröhling et al., Schriften des Forschungszentrums Jülich, Reihe Energietechnik Bd. 14, 2000

## 7.4 Index

accidents de dimensionnement 21	IERB 5, 7, 10, 24f.
AFCN 4	paléosismologie 22
ASME 9	Programme de capsule d'irradiation accélérée 13
Best Estimate 12	programme de d'échantillonnage accéléré 13
BPVC 9	séismes 22
CDF 26	transitoires 21
CSP 4	