

Avis du comité scientifique de l'ASN relatif aux travaux de recherche à mener sur le vieillissement des composants métalliques non ou difficilement remplaçables des réacteurs à eau pressurisée en vue de leur fonctionnement jusqu'à 60 ans et au-delà

Dans l'anticipation d'une décision sur la poursuite du fonctionnement des réacteurs nucléaires du parc français jusqu'à 60 ans et au-delà, l'ASN, par la lettre de mission de son président en date du 22 avril 2022, a exprimé le souhait :

« [...] que le Comité Scientifique (CS) lui fasse part de son avis sur la démarche de R&D retenue par EDF, et de manière plus générale, au vu des travaux de recherche connus, sur les besoins en connaissance ou les partages d'expérience à développer en complément [...] le CS ciblera son analyse sur les composants métalliques non remplaçables ou difficilement remplaçables des réacteurs nucléaires : la cuve et les coudes E ainsi que les internes de cuves, qui sont les équipements estimés être à plus forts enjeux et il identifiera les éventuelles fragilités ou points d'attention de la démarche R&D d'EDF sur ces composants. Le CS pourra également étendre son analyse sur les contrôles non destructifs appliqués aux composants métalliques. »

Après plusieurs réunions d'échange avec les experts d'EDF, dont la feuille de route de la R&D sur les longues durées de fonctionnement n'est pas à ce jour connue du comité scientifique, et avoir rencontré les experts du CEA et de l'IRSN, ainsi que des experts internationaux de l'ENSI (Inspection fédérale de la sécurité nucléaire, Suisse), de l'EPRI (*Electric Power Research Institute*, Etats-Unis), du centre de recherche de Studsvik AB (industriel suédois dans le domaine du nucléaire) et du SCK•CEN (centre de recherche nucléaire belge), le comité scientifique en collaboration avec un expert en métallurgie du GPESPN (groupe permanent pour les équipements sous-pression nucléaires) de l'ASN et avec l'appui technique de chargés d'affaires de l'ASN a élaboré l'avis et les recommandations qui suivent.

1/ Concernant la cuve :

Le comité note qu'il existe une importante base de données concernant les effets de l'irradiation neutronique sur la fragilisation de l'acier de cuve, notamment à partir du Programme de Surveillance de l'Irradiation (PSI), qui permet d'établir un indicateur expérimental de la fragilisation, par l'intermédiaire du décalage de la température de transition ductile-fragile de l'acier à l'aide d'éprouvettes de Charpy V placées dans des capsules d'irradiation au sein des réacteurs.

Pour autant, on observe que ces données de décalage en fonction de la fluence sont affectées d'une grande dispersion. Par ailleurs, la démarche de détermination de la ténacité critique à partir de la

courbe de l'annexe ZG du RCC-M¹, indexée sur la température de transition à ductilité nulle du matériau (RT_{NDT}) et décalée selon la borne supérieure de la prévision de la fragilisation, introduit dans la justification de la tenue de la cuve des conservatismes dont la quantification n'est guère possible.

C'est pourquoi le comité recommande d'approfondir l'analyse de ces données de décalage, afin de réduire les incertitudes associées à la formule de prédiction de la cinétique de fragilisation, en augmentant par exemple le nombre de variables indépendantes utilisées pour développer la corrélation.

Une autre voie que le comité recommande pour réduire le conservatisme de la détermination de la ténacité critique à l'état irradié par la méthodologie en vigueur aujourd'hui est de considérer l'approche de la *Master Curve*, ce qui implique de modifier le RCC-M par l'indexation de la courbe de ténacité enveloppe sur un index RT_{T0} défini à partir de la température T_0 de la *Master Curve*.

En vue de l'application pratique de l'approche de la *Master Curve* et afin de mieux valoriser le matériau présent dans les capsules d'irradiation, le comité recommande également l'utilisation de mini-éprouvettes CT (*mini Compact Tension specimens*) fabriquées dans des spécimens des capsules d'irradiation, par exemple à partir des restes d'éprouvettes de Charpy rompues.

EDF pourrait notamment s'inspirer fortement du programme belge « *Enhanced Surveillance Strategy* (ESS) », mis en place à la suite de l'arrêt prématuré du BR3. Ce programme de R&D englobe des essais mécaniques avancés de ténacité à la rupture complétés par des analyses microstructurales et de la modélisation. Sur initiative des exploitants et avec le support scientifique du SCK•CEN, cette stratégie de surveillance renforcée apporte une meilleure compréhension des processus physiques sous-jacents responsables de la dégradation des matériaux et offre une évaluation plus complète des propriétés des matériaux de la cuve. Un programme français analogue complétant les résultats du PSI par des analyses réalisées notamment sur des éprouvettes de Charpy instrumentées et des mini-éprouvettes CT reste à développer. Le comité recommande qu'un tel programme à dominante scientifique soit établi conjointement par EDF, le CEA et l'IRSN.

S'agissant du développement de mini-éprouvettes CT, le comité note qu'il permet d'augmenter sensiblement le nombre de mesures expérimentales, notamment en réutilisant le matériau des éprouvettes irradiées déjà testées. Toutefois, la représentativité des mesures faites sur ces mini CT par rapport aux éprouvettes communes de plus grande dimension (CT25) reste un sujet de débat dans la communauté métallurgique. Le comité incite fortement les acteurs français de cette communauté à participer activement à ce débat et à le nourrir des données et des modèles issus de leurs propres travaux ou de réflexions et échanges nationaux qui pourraient alimenter des programmes européens. Le projet européen FRACTESUS (2020-2024), auquel participent pour la France le CEA et l'IRSN, ainsi qu'EDF en position d'utilisateur final, est un exemple de plateforme d'échanges à haut niveau. L'objectif de ce projet est de développer une nouvelle approche pour mesurer directement la ténacité des aciers de cuve irradiés en utilisant des mini-éprouvettes. Le comité incite EDF à se positionner aussi comme acteur de recherche dans ce projet et ses suites.

L'accès à des cuves irradiées après leur exploitation prend dans ce contexte une importance considérable. A cet égard, EDF dispose d'une occasion historique de collecter des échantillons des cuves de Fessenheim 1 et 2 et de les soumettre à des essais de résilience et de ténacité, ce à quoi le comité l'y incite fortement (voir en annexe les recommandations déjà émises par le comité sur ce point particulier dans sa lettre du 30 janvier 2023 adressée à l'ASN), ainsi qu'à adhérer (si ce n'est déjà fait)

¹ Code sur les « Règles de conception et de construction des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP » de l'AFCEM

au projet international SMILE mené par la Suède, au centre de recherche de Studsvik, dans le cadre de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN). L'IRSN pourrait aussi largement profiter des résultats de ce projet. Si le matériel collecté le permet, un programme d'analyse *post-mortem* de composants REP plus ambitieux que celui du projet SMILE pourrait être mis en place, par exemple sur le plan européen ou via les agences internationales.

Le comité estime que le but fixé à la collecte et à la caractérisation d'échantillons irradiés doit inclure la meilleure compréhension de la dispersion des résultats de mesure de ténacité (par exemple par la structuration de la population des données en sous-populations plus homogènes de dispersion plus petite), une meilleure évaluation des incertitudes et la construction de modèles décrivant de manière plus précise le vieillissement des matériaux. Seuls des données cohérentes et des modèles validés, capables de représenter tant les données sur des périodes représentatives des durées d'exploitation visées que le retour d'expérience accumulé en opération, auront en effet la crédibilité nécessaire pour extrapoler le comportement des cuves à de très longues durées d'irradiation.

Le comité recommande également de compléter la base de données pour des valeurs de fluence supérieures à 5×10^{19} n/cm² et à des énergies supérieures à 1 MeV pour s'assurer de l'absence d'éventuels phénomènes d'incubation (p. ex. les phases de germination tardive dites « *late blooming phase* ») et pour consolider les lois de prédiction de la cinétique de fragilisation de l'acier de cuve pour des valeurs de fluence susceptibles d'être atteintes au-delà de 60 ans.

Par ailleurs, le comité recommande que soit également examinée l'évolution éventuelle des propriétés mécaniques des zones de la cuve situées en périphérie du cœur, notamment en partie basse. La taille de la zone de cœur initiale s'accroît en effet en raison de l'accroissement avec le temps de la fluence d'irradiation, jusqu'à atteindre des zones à plus basse température où le mécanisme de recuit et de résorption des défauts d'irradiation est moins efficace.

A l'image de ce qui se fait à l'international (p. ex. l'EPRI via ses bases de données « *Materials Degradation Matrix* » et « *Issues Management Tables* » ou, concernant la sûreté nucléaire, les rapports du type « *State of the Art Reports* » élaborés en collaboration au sein du Comité pour la Sûreté des Installations Nucléaires (CSNI) de l'AEN), le comité recommande plus généralement que des synthèses de l'état des connaissances sur les matériaux et composants des réacteurs en service importants pour la sûreté, ainsi que les priorisations des recherches à effectuer, soient établies et suivies conjointement par EDF et l'IRSN, avec l'appui des experts du CEA.

Le comité observe avec satisfaction qu'EDF, le CEA et l'IRSN ont engagé des travaux de modélisation multi-échelles des mécanismes à l'œuvre lors de l'irradiation de l'acier, depuis les collisions des neutrons avec les atomes du réseau cristallin (modèles *ab initio*) jusqu'au comportement élasto-plastique du matériau à l'échelle macroscopique (méthode des éléments finis). Ces modèles devraient permettre de progresser dans la connaissance des mécanismes physiques élémentaires responsables de la fragilisation de l'acier, de vérifier la cohérence des mesures de ténacité et de justifier le choix de certains éléments des lois empiriques utilisées dans les études.

Ces travaux sont le lieu de collaboration avec des laboratoires universitaires et ont été ou sont, pour partie, intégrés dans des projets européens. Mais, il ne semble pas que ces développements théoriques fassent l'objet d'une collaboration nationale forte et structurée entre les trois entités, ce qui semble regrettable au comité puisqu'il s'agit de « recherches amont » visant à acquérir des connaissances de base pouvant être largement partagées entre les trois organismes sans risques d'éventuelles interférences avec des dossiers de sûreté en cours d'élaboration ou d'instruction.

Le comité encourage donc fortement la poursuite de ces modélisations et le rapprochement entre les équipes EDF, CEA et IRSN, notamment dans un cadre national en lien avec le support de laboratoires universitaires, ce qui n'exclut pas une valorisation de ces recherches dans le cadre plus large de collaborations internationales.

Le comité note qu'EDF souhaite mettre en œuvre des propositions méthodologiques, intégrant des phénomènes physiques et mécaniques réputés scientifiquement établis, tels que la correction de longueur, le pré-chargement à chaud (ou « *Warm Pre-Stressing* », WPS), l'arrêt de fissure et l'approche locale en contrainte (modèle de Beremin). Concernant la correction de longueur, le comité note que les modèles qui la décrivent sont de type probabiliste et estime que l'état des connaissances est suffisant pour statuer sur la bonne méthode à utiliser pour mettre en œuvre cette correction. La prise en compte d'un pré-chargement à chaud ne nécessite pas quant à elle de recherche. En revanche, l'approche de l'arrêt de fissure pourrait nécessiter des recherches complémentaires. Le comité a bien noté que, pour l'instant, la démarche française de démonstration de sûreté, qui se doit par arrêté² d'être « déterministe prudente », conduit à réduire la probabilité d'initiation de la propagation du défaut pris en compte dans l'analyse de sûreté, sous les sollicitations appliquées, à un niveau acceptable. L'approche de Beremin, qui nécessite une estimation par le calcul des contraintes locales, semble au comité avoir fait l'objet de suffisamment de recherches pour statuer sur sa possible prise en compte.

Pour autant, le comité incite l'exploitant à s'appuyer sur des bases scientifiques acceptées par la communauté internationale et à intégrer dans ses futurs dossiers de démonstration les éléments scientifiques contribuant à améliorer leur force de conviction, que ceux-ci soient nouveaux ou non pris en compte par le passé. La question de la propagation des incertitudes gagnerait notamment à être traitée avec les meilleures méthodes disponibles. La prudence, qui n'est aujourd'hui qu'une démarche qualitative, accèderait ainsi au statut supérieur d'approche quantifiée sur des bases argumentées et documentées.

Dans le même esprit, le comité estime qu'à la lumière des progrès des méthodes probabilistes au cours de ces dernières années et du retour d'expérience des autorités de sûreté qui les acceptent, en particulier la USNRC (*United States Nuclear Regulatory Commission*, Etats-Unis), de telles études permettraient une meilleure quantification des incertitudes existantes et donc des marges prises en instruction. En effet, l'utilisation prématurée dans les chaînes de calcul, voire leur usage systématique, de méthodes déterministes peut conduire à un excès de conservatisme préjudiciable à une approche équilibrée, capable à la fois d'intégrer les progrès des connaissances et de garantir un niveau de risque connu, mesuré et acceptable. Les bases décisionnelles fournies par les experts en sûreté seraient ainsi fournies avec des marges scientifiquement estimées et quantifiables.

Enfin, le comité estime que la démarche française de démonstration de sûreté, sans cesser d'être « déterministe prudente », gagnerait à être revisitée sur le long terme, de façon à accroître la capacité à intégrer dans le processus de démonstration les progrès des connaissances scientifiquement établies ainsi que les réductions de leurs incertitudes.

2/ Concernant les structures internes à la cuve :

Le comité note que les structures internes de cuve étant remplaçables, la question du vieillissement de ces structures n'est pas dominante (au regard notamment du vieillissement de la cuve elle-même).

² Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit arrêté « INB »

Il estime que le programme de R&D mené par ou en lien avec EDF s'inscrit dans la continuité de travaux engagés depuis de nombreuses années qui avaient pour vocation d'étayer une durée de vie des réacteurs à 60 ans. Les problématiques techniques majeures sont couvertes de manière adaptée et cohérente avec les enjeux et les calendriers.

Le comité juge que globalement, les démarches de R&D apparaissent comme pertinentes et efficaces, avec un bon équilibre entre expérimentation et modélisation dont les approches multi-échelles.

De plus, il note avec satisfaction que les programmes sont généralement développés dans le cadre de partenariats multiples et font l'objet d'un partage à l'international notamment dans le cadre OCDE/AEN ou EURATOM et tirent profit des compétences et moyens de la recherche académique française, notamment en matière de simulation numérique avancée.

Le comité note avec intérêt le plaidoyer des acteurs japonais (KEPCO) en faveur d'une approche de remplacement des internes par des versions à construction améliorée, parfois substantiellement. Le bilan technico-économique peut en effet être attractif, notamment en permettant une exploitation fiable de très longue durée au prix d'un temps d'arrêt assez court. Ceci suppose naturellement de s'assurer du respect des exigences de radioprotection pendant les opérations de remplacement.

En cas de choix de maintien des internes en place et dans l'attente qu'EDF finalise sa démarche de R&D visant une durée de vie de 60 ans et plus, le comité recommande de :

- Saisir les opportunités d'accès à des matériaux ayant subi une irradiation *in situ* et permettant de compléter utilement les éléments apportés par les observations et les analyses de matériaux irradiés dans des réacteurs expérimentaux, notamment en mettant en œuvre un programme de récupération et d'examen d'échantillons à prélever sur les structures internes d'intérêt des réacteurs de Fessenheim en cours de démantèlement et en organisant une participation nationale au programme international SMILE ;
- Poursuivre et renforcer les efforts relatifs aux contrôles non destructifs (cf. section 4/ Les contrôles non destructifs, ci-après) ;
- Donner une suite au programme GONDOLÉ consacré à l'étude du gonflement sous irradiation des matériaux composant les structures internes de cuve du parc afin de compléter la base de données avec des taux d'irradiation pouvant être atteints dans le cadre d'une exploitation des réacteurs du parc au-delà de 60 ans et ainsi de s'assurer de l'absence d'un effet de seuil au-delà duquel un gonflement apparaîtrait.

3/ Concernant les coudes « E » :

Le comité note la valeur et l'adéquation des programmes de R&D menés par EDF concernant le vieillissement thermique des coudes moulés en acier inoxydable austéno-ferritique, notamment les techniques sur les contrôles non destructifs et les modèles de prévision de leur résistance à la déchirure. Les techniques d'analyse plus adaptées aux défauts volumiques font aussi l'objet de recherches appropriées. Le comité encourage vivement la poursuite de ces recherches.

Par ailleurs, constatant que le conservatisme des analyses de nocivité des défauts est préjudiciable à une estimation de la nocivité réelle des défauts de moulage et dès lors à une évaluation correcte du risque encouru par l'exploitation des coudes moulés, le comité estime que les efforts d'EDF afin de déterminer et valider des méthodes d'analyse mieux adaptées à la géométrie réelle des défauts de moulage doivent être poursuivis. De même, le développement de règles de regroupement de ces défauts pour prendre en compte leurs interactions devrait faire l'objet d'un programme de R&D.

Le comité encourage également la réalisation plus systématique d'analyses élasto-plastiques du circuit primaire, susceptibles de définir des chargements aux coudes plus représentatifs que ceux calculés par une analyse élastique.

Enfin, les contrôles non destructifs ont un rôle majeur à jouer dans le suivi du vieillissement des coudes E, en particulier s'agissant de défauts redoutés en pleine paroi dans les 10 premiers millimètres sous la surface du matériau. Le comité n'a pas connaissance de technique capable de détecter/caractériser les défauts présents et note avec satisfaction que des recherches sont en cours pour pallier ce manque. Les contrôles non destructifs de fin de fabrication (radiographie avec une source à l'intérieur lorsque le coude était encore ouvert) ont permis un contrôle de l'ensemble du volume de la pièce avec les performances de l'époque. Le comité estime que les performances de ces contrôles sont désormais un peu limitées pour permettre de justifier les coudes après 50 ans de fonctionnement, a fortiori au-delà. Un effort combiné de recensement des géométries réelles des défauts et de leur prise en compte dans les études de sûreté est attendu, notamment pour les lots que leur composition chimique et microstructurale rend sensibles au vieillissement thermique.

4/ Concernant les contrôles non destructifs (CND) :

Le comité note avec satisfaction que les techniques de contrôle non destructif des composants métalliques continuent à faire l'objet de nombreuses activités de R&D visant à en améliorer les performances et la fiabilité. L'objectif n'est pas seulement d'améliorer les seuils de détection des défauts éventuels, mais également de récolter les informations permettant de les caractériser et d'identifier les mécanismes de dégradation. Ces activités sont importantes car la démonstration de la sûreté du fonctionnement des installations nucléaires au-delà de 60 ans va devoir s'appuyer sur une bonne connaissance de l'état de ses composants.

Pour ce qui est de la cuve, le comité estime que le suivi par l'intermédiaire de la MIS (machine d'inspection en service) peut être considéré comme très performant, que cela soit au niveau de la zone de cœur comme au niveau des tubulures, des pénétrations de fond de cuve, etc. Néanmoins, le comité recommande d'effectuer des examens sur les viroles des réacteurs de Fessenheim 1 et 2 afin de vérifier la caractérisation des défauts révélés ou suivis par les contrôles non destructifs.

Pour les internes de cuve, les CND historiques comprennent des contrôles visuels par inspections télévisuelles (ITV) et des contrôles par ultrasons (UT) des vis de cloisonnement. Le comité note que les performances des ITV, qui ont pour objectif d'identifier des macro-désordres (déformation du cloisonnement, usure des supports des internes...), ont été peu discutées en France. Le comité recommande de poursuivre et renforcer les efforts relatifs aux contrôles non destructifs dans ce domaine, notamment pour faciliter les contrôles et les mesures dans des zones d'accès difficile.

Le comité recommande de renforcer les collaborations avec les secteurs industriels qui développent des techniques de contrôle non destructif.

La mise en place de nouvelles méthodes CND est ralentie par la nécessité de qualifier ces technologies. Le comité estime qu'un optimum doit être trouvé entre les bénéfices attendus par de nouvelles techniques et la nécessité de s'assurer de leur qualité par des démonstrations de performance, notamment en ne se privant pas de les utiliser avant l'achèvement formel de leur qualification.

Le comité note que des développements prometteurs sont actuellement à l'étude, tels que la simulation des procédés de contrôles non-destructifs, l'utilisation de l'intelligence artificielle pour

affiner l'analyse des données récoltées et l'utilisation de la réalité augmentée comme aide aux opérateurs de CND. Le comité encourage fortement la poursuite de ces développements.

Une dernière raison pour encourager la poursuite de ces activités de R&D est le maintien des compétences et des connaissances. Des défauts peuvent être détectés là où on ne les attendait pas ; des mécanismes de dégradation nouveaux peuvent apparaître. Dans ces cas, la disponibilité d'équipes formées et compétentes est indispensable afin de pouvoir réagir rapidement et de manière pertinente. De même, la capacité d'expertise en laboratoire chaud est nécessaire et doit être conservée pour s'assurer que les mécanismes des dégradations sont correctement identifiés et couverts par des études.

5/ Concernant les grands instruments de recherche :

Le comité tient également à souligner l'absence de réacteur d'irradiation de matériaux en France depuis la fermeture d'OSIRIS et le report de la mise en service actif du réacteur d'irradiation Jules Horowitz (RJH) à Cadarache. Il estime qu'il manque en France l'outil indispensable pour soutenir la R&D nécessaire à la poursuite de l'exploitation des REP jusqu'à 60 ans et bien au-delà, notamment pour étudier l'effet de fluences élevées ($> 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) sur la ténacité de l'acier de cuve et le gonflement possible des structures internes. Le comité estime que la recherche d'installations d'irradiation disponibles à l'international, disposant de laboratoires d'étude des matériaux irradiés appropriés, est une priorité.

6/ Conclusion

En résumé de cet avis, les connaissances existantes et celles à développer, telles qu'évoquées ci-dessus, peuvent et doivent servir à :

- Réduire et quantifier les incertitudes, pour améliorer la qualité des prévisions à long terme et quantifier les marges prises lors des études de sûreté ;
- Mieux comprendre et modéliser les effets de l'irradiation neutronique sur les aciers des cuves et des internes, notamment aux fortes fluences pouvant être atteintes après plus de 60 années d'exploitation et ceci en collaboration étroite entre EDF, le CEA et l'IRSN ;
- Valider les modèles et les processus d'instruction sur des échantillons issus de réacteurs longuement irradiés (Fessenheim, SMILE et les programmes historiques internationaux) ;
- Poser les bases factuelles et quantifiées permettant la détection et la résorption des conservatismes là où ils sont inutiles, avec pour objectif constant l'assurance de la sûreté nucléaire au moyen d'un déterminisme prudent et éclairé.

De plus, le comité considère comme urgent de rechercher, dans l'attente de la mise en service du RJH, des installations d'irradiation disponibles à l'international, disposant de laboratoires d'étude des matériaux irradiés appropriés.

Annexe : Lettre au président de l'ASN du 30 janvier 2023



RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

Référence courrier :
CODEP-MEA-2023-0005470

Le président de l'ASN

Affaire suivie par :

Tél. :

Courriel :

Montrouge, le 30 janvier 2023

Objet : Recommandations du sous-comité scientifique relatives aux expertises à mener sur les cuves et les coudes E de Fessenheim

Monsieur le président,

Lors du séminaire ASN-IRSN-EDF « Durée de Fonctionnement » qui s'est déroulé le 6 janvier dernier, EDF a indiqué son souhait de recevoir très rapidement les attentes précises de l'ASN concernant les expertises à mener à l'occasion du démantèlement de Fessenheim.

Le sous-comité mis en place par le comité scientifique, chargé d'étudier l'état des connaissances et les besoins de recherche à mener concernant le vieillissement des composants métalliques non ou difficilement remplaçables au-delà de 60 ans de fonctionnement, souhaite vous faire part de ses recommandations eu égard à ces expertises.

Il conviendrait, en sus de l'exploitation approfondie des éprouvettes du PSI, de réaliser des prélèvements dans les régions des viroles des cuves situées dans la zone de cœur ayant subi les plus fortes fluences, dans les parties courantes ainsi que dans les joints soudés, afin de vérifier expérimentalement le caractère enveloppe de la formule empirique de prédiction de la fragilisation sous irradiation.

Quelques essais réalisés sur des prélèvements dans l'épaisseur des viroles permettraient également de s'assurer de l'adéquation du modèle d'atténuation de la fluence neutronique.

De plus, la caractérisation des zones affectées thermiquement (ZAT), soudures et revêtement interne, devrait permettre également de s'assurer que leur fragilisation est bien couverte par la formule citée plus haut.

Il serait également intéressant de faire quelques prélèvements et caractérisations dans les viroles de cœur non suivies afin de vérifier l'hypothèse de leur moindre fragilisation.

Des prélèvements dans les zones dans lesquelles se trouvent des défauts connus depuis la fabrication de ces viroles et leurs examens par des méthodes usuelles de métallographie et de fractographie devraient permettre de vérifier la pertinence de leur suivi par les contrôles non destructifs lors des visites décennales passées. Il serait également utile d'observer s'il existe une relation entre ces défauts et d'éventuelles ségrégations ou les ZAT. Des essais de mécanique de la rupture sur les défauts les plus pénalisants pourraient être également envisagés.



Des prélèvements complémentaires pourraient confirmer la faible sensibilité supposée du métal de base et des soudures au vieillissement thermique, après de nombreuses années de service à haute température.

D'autres zones seraient également à examiner comme la virole porte-tubulures, les tubulures, ainsi que les traversées des fonds de cuve et des couvercles.

Enfin, l'examen des coudes E afin d'étudier leur fragilisation paraît indispensable.

Les résultats de ces essais et analyses effectués sur les cuves et coudes E des réacteurs de Fessenheim devraient permettre de s'assurer que les connaissances relatives aux effets du vieillissement jusqu'à 40 ans sont correctement maîtrisées.

En raison de l'attente légitime de tous les opérateurs et régulateurs du nucléaire, le sous-comité préconise, dans les limites raisonnables des propriétés industrielle et intellectuelle, que l'ensemble des travaux qui seront issus de ces études fassent l'objet de publications techniques et scientifiques à destination des communautés métallurgique et d'analyse de sûreté.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le président, l'expression de ma considération distinguée.

Le président du comité scientifique de l'ASN

Destinataire / Diffusion établissement

- Membres du Collège

Diffusion externe

- Membres du comité scientifique
- _____, membre du GT « Vieillissement des matériaux métalliques des composants non ou difficilement remplaçables en vue de leur fonctionnement jusqu'à 60 ans et au-delà » et membre du GP ESPN

Diffusion interne

- Comex
- Les directions DCN et DEP
- Les membres du réseau de correspondants recherche de la DCN et de la DEP
- MEA