

Étude des risques de rupture de cuves nucléaires irradiées âgées par chocs froids sous pression accidentels

Thierry de LAROCHELAMBERT^{1*}

¹Chercheur associé à l'Institut FEMTO-ST (CNRS-UMR6174), Département Énergie, Université de Franche-Comté.

*auteur correspondant : thierry.larochelambert@femto-st.fr

Résumé – L'amélioration des méthodes d'investigation expérimentale et de simulation numérique du vieillissement thermique sous irradiation des matériaux nucléaires, et plus particulièrement des aciers faiblement alliés et des internes de cuves nucléaires, permet aujourd'hui de mieux connaître et évaluer l'évolution de leur fragilisation mécanique sous l'effet des séquences de flux neutronique et des contraintes thermomécaniques pendant toute la durée de service des réacteurs nucléaires.

D'autre part, la prévision des conséquences d'éventuels chocs froids sous pression, susceptibles de survenir accidentellement dans un réacteur nucléaire âgé encore en service, et en pleine puissance est désormais plus accessible et de plus en plus réaliste, grâce à l'amélioration des méthodes de calcul de dynamique des fluides couplées aux simulations numériques du comportement thermo-élasto-mécanique des alliages métalliques, de la dynamique neutronique et de ses impacts aux échelles nano, méso et méga des structures impactées.

Cependant, la chaîne d'accumulation des incertitudes tout au long du processus d'évaluation de la fragilisation des matériaux d'une part, et du déroulement accidentel d'un éventuel choc froid sous pression d'autre part, conduit à interroger la validité et l'incertitude de l'évaluation des facteurs de marge résiduels garantissant l'absence de risque de rupture de cuve nucléaire lors d'un tel choc, et par conséquent la sécurité du réacteur en cas de prolongation de service supplémentaire sur une durée déterminée.

Cet article présente dans une première partie l'état de l'art des dernières recherches internationales sur l'accélération du vieillissement des aciers faiblement alliés aux fluences neutroniques élevées. Il détaille ensuite les méthodes de calcul et de simulation numérique les plus récentes de rupture de cuves nucléaires irradiées et fragilisées au cours de séquences possibles de chocs froids sous pression. Dans une troisième partie, il expose en détail les résultats obtenus au cours du travail de recherche présenté ici sur l'évaluation des risques et incertitudes cumulées de rupture des cuves nucléaires 900 MWe les plus âgées et fragilisées en France en fonction de leurs éventuelles prolongations de service au-delà de 40 années. Il interroge enfin les implications morales et juridiques des personnes morales et physiques quant aux décisions de prolongation de service de réacteurs nucléaires âgés dont les cuves pourraient présenter des facteurs de marge insuffisants en cas de chocs froids sous pression accidentels.

Mots-clés : vieillissement thermique ; irradiation ; ténacité ; facteur d'intensité des contraintes ; rupture de cuve nucléaire à eau pressurisée ; choc froid sous pression ; démantèlement ; prolongation de service.

Abstract – Improved methods of experimental investigation and numerical simulation of thermal ageing under irradiation of nuclear materials - and in particular of low-alloy steels and internals of nuclear vessels - now allow us to better understand and evaluate the evolution of their mechanical embrittlement under the influence of neutron flux sequences and thermomechanical stresses during the service life of nuclear reactors.

On the other hand, the prediction of the consequences of possible pressurized thermal shocks (PTS), likely to occur accidentally in an older nuclear reactor still operating at full power, is now more accessible and increasingly realistic, thanks to improved computational fluid dynamics codes coupled with numerical simulations of the thermo-elasto-mechanical behavior of metal alloys, neutron dynamics and its effects on the nano-, meso- and meta-scales of the affected structures.

However, the accumulation of uncertainties throughout the process of assessing i) the embrittlement of materials; ii) the accidental course of a possible pressurized thermal shock, leads us to question the validity and uncertainty of the assessment of residual margin factors guaranteeing the absence of risk of nuclear vessel fracture during such a shock, and consequently the safety of the reactor in the event of further service extension over a given period.

The first part of this paper reviews the recent international research on accelerated aging of low alloy steels at high neutron fluences. It then describes the latest computational and numerical simulation methods for the fracture of irradiated and embrittled nuclear vessels during possible sequences of pressurized thermal shocks. In the third part, the results obtained in the research work presented here on the assessment of the cumulative risks and uncertainties of failure of the oldest and most embrittled 900 MWe nuclear reactors in France, depending on their possible extension beyond 40 years of operation, are detailed. Finally, it examines the moral and legal implications for legal entities and individuals of decisions to extend the service life of older nuclear reactors whose vessels may have insufficient margin factors in the event of accidental pressurized thermal shocks.

Keywords: thermal ageing; irradiation; fracture toughness; stress intensity factor; reactor pressure vessel fracture; pressurized thermal shock; decommissioning; lifetime extension.

1. Introduction

Les récents progrès scientifiques réalisés par les laboratoires de recherche internationaux sur la fragilisation des matériaux irradiés ont permis de mieux mesurer et comprendre les mécanismes de leur vieillissement grâce à l'amélioration considérable des outils de détection et d'analyse à l'échelle atomique et à l'augmentation des puissances de calcul informatique pour la simulation numérique des déplacements atomiques dans les matériaux irradiés sous flux neutroniques¹. Ces évolutions ont aussi fortement accru la précision et l'étendue des codes de simulation numérique des séquences d'accidents de réacteurs nucléaires et des phénomènes de rupture de cuves nucléaires qu'ils peuvent engendrer lors de chocs froids sous pression (CFP, ou *PTS, pressurized thermal shocks*). Ces avancées ont été largement abordées et décrites très récemment lors d'un colloque du CERDACC² de l'Université de Haute-Alsace sur la sûreté et la sécurité des installations nucléaires civiles, et publiées dans les actes de ce colloque^{3,4}.

¹ *Flux neutronique* : l'énergie dégagée par le cœur (barres d'oxyde d'uranium enrichi) au centre d'une cuve nucléaire provient de la réaction en chaîne de fission des noyaux d'uranium U235 (92 protons, 143 neutrons) qui se cassent en noyaux plus légers (*produits de fission* radioactifs) par absorption des neutrons n produits en permanence par ces réactions de fission, par exemple : $^{235}\text{U} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^{94}\text{Sr} + ^{140}\text{Xe} + 2\ ^1_0\text{n} + \gamma$ (photon *gamma*). Il en résulte un flux permanent de neutrons s'échappant du cœur et traversant la cuve (nombre de neutrons par seconde à travers chaque cm^2 de surface de cuve).

² Centre Européen de recherches sur le Risque, le Droit des Accidents Collectifs et des Catastrophes. <https://www.cerdacc.uha.fr/>

³ De Larochelambert T (2020). *Sûreté, démantèlement et prolongation de fonctionnement des réacteurs nucléaires & transition énergétique*. Sûreté et sécurité des installations nucléaires civiles, p 85-147. Editions Mare & Martin, Droit de la sécurité et de la défense. Direction Muriel Rambour. ISBN 978-2-84934-536-8. <https://www.mareetmartin.com/livre/surete-et-securite-des-installations-nucleaires-civiles>.

⁴ De Larochelambert T (2019). *Vieillissement des aciers sous irradiation – Risques de rupture des cuves des réacteurs nucléaires*. Global Chance. https://global-chance.org/IMG/pdf/vieillissement_aciers_et_cuves_nucleaires_projet_scientifique_fessenheim1_prtdl_colloq_uecerdacc-uha_22-11-2019.pdf.

Les derniers travaux publiés sur ces questions dans les revues scientifiques internationales à comité de lecture confirment et étendent encore ces avancées en apportant des données expérimentales supplémentaires renforcées par apprentissage automatique (*machine learning*) sur les relations entre les concentrations de précipités d'atomes alliés déplacés par les flux neutroniques, le durcissement des *aciers*⁵ par irradiation et les *fluences*⁶ neutroniques reçues, autorisant une prédiction accrue de la fragilisation des cuves nucléaires aux fluences élevées lors de la prolongation de service des réacteurs nucléaires.

Par ailleurs, le parc nucléaire actuel en France, qui a été mis en service sur une période de 22 ans entre 1977 et 1999, est âgé et fragilisé (cuves irradiées avec fissures détectées et/ou non détectées, générateurs de vapeur corrodés, dégradation thermique des coudes moulés, corrosion sous contraintes des conduits de circuits de refroidissement d'injection de secours et de réacteur à l'arrêt, etc.). Ce vieillissement général devient problématique et rend le parc nucléaire de plus en plus vulnérable à des événements externes (sécheresses, canicules, inondations, submersions, séismes) et à des défaillances de fonctionnement d'origine matérielle ou humaine. L'indisponibilité croissante de nombreux réacteurs nucléaires en France (jusqu'à 32 réacteurs à l'arrêt en août 2022 sur les 56 réacteurs en service, 64 % de la puissance nucléaire installée)⁷ conduit à des coûts de réparation, maintenance et remplacement croissants des équipements nucléaires (à l'exception des cuves, non remplaçables), au recours accru aux importations d'électricité européenne et à la mise en route de centrales électriques d'appoint à combustibles fossiles, du fait des retards accumulés dans la mise en place des systèmes énergétiques renouvelables nécessaires. La *baisse du facteur de charge*⁸ global du parc nucléaire en France, inhérente au déploiement progressif des productions d'électricité renouvelable et de cogénération, à l'amélioration de l'efficacité des équipements électriques et à la mise en place des politiques de sobriété énergétique en France, se voit renforcée par le vieillissement du parc électronucléaire du fait de la part prépondérante initiale de la production électrique d'origine nucléaire en France (Fig. 1). Elle peut être partiellement compensée par une politique de *renforcement des exportations d'électricité* et de production très coûteuse et subventionnée d'*hydrogène d'électrolyse*⁹, dont l'efficacité énergétique est cependant très faible dans les transports (22 % pour un véhicule à hydrogène, contre 85 % pour les véhicules électriques) et la production de chaleur¹⁰ (hydrogène

⁵ Les *aciers* (alliages fer-carbone) utilisés pour la fabrication des cuves elles-mêmes sont des aciers particuliers, enrichis d'éléments chimiques en faibles concentrations et choisis pour donner aux aciers des propriétés mécaniques intéressantes (bonne soudabilité, résistance à la traction, aux chocs, à la corrosion et à l'irradiation Cf. Réf. 2 et 3, § 2.1.3).

⁶ *Fluence* : c'est le nombre total de neutrons reçus par unité de surface de la paroi interne de la cuve (surtout celle de la virole de cœur) depuis le démarrage du réacteur jusqu'à l'instant considéré. On la calcule par intégration du *flux* neutronique sur toute cette durée.

⁷ RTE. Bilan électrique 2022. <https://analysesetdonnees.rte-france.com/bilan-electrique-synthese>.

⁸ *Facteur de charge* : rapport de l'énergie électrique produite (à puissance réelle) pendant une durée donnée à l'énergie électrique potentiellement produite pendant la même durée (à puissance nominale).

⁹ Cany C, Mansilla C, da Costa P, Mathonnière G (2017). *Adapting the French nuclear fleet to integrate variable renewable energies via the production of hydrogen: Towards massive production of low carbon hydrogen?*. International Journal of Hydrogen Energy 42, 13339-13356. <http://dx.doi.org/10.1016/j.ijhydene.2017.01.146>.

¹⁰ Hauglustaine D, Paulot F, Collins W, Derwent R, Sand M, Boucher O (2022) Climate benefit of a future hydrogen economy, Communications Earth Environment 3, 295, <https://doi.org/10.1038/s43247-022-00626-z>.

mélangé au gaz naturel), et dont le pouvoir de décarbonation des industries fortement émettrices est relativement restreint^{11,12}.

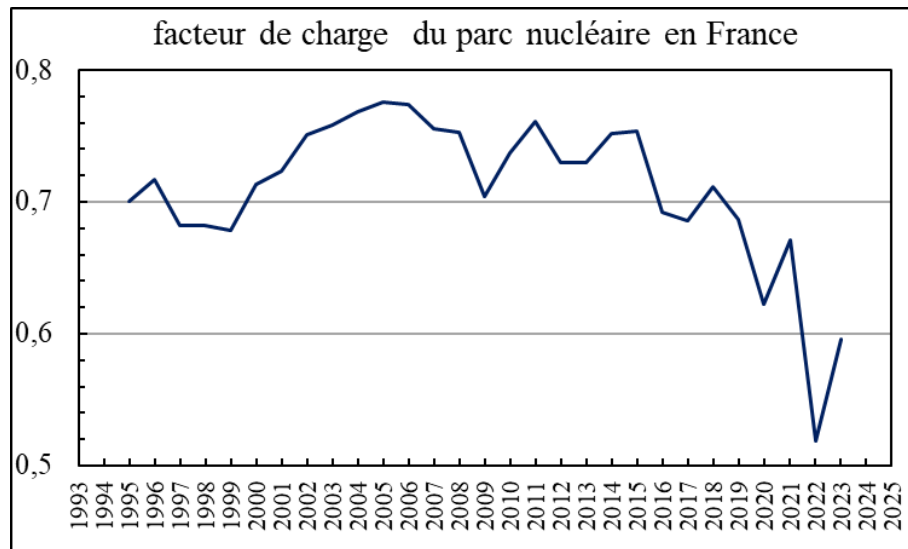


Fig. 1. Évolution du facteur de charge moyen annuel du parc nucléaire en France (d'après RTE).

Le déploiement accéléré et important des productions électriques renouvelables variables (éolien, photovoltaïque) et des systèmes énergétiques renouvelables intelligents (SERI)¹³, indispensable à la baisse des coûts de l'électricité et à l'abaissement rapide des émissions de gaz à effet de serre (GES), peut entraîner la modulation de puissance plus fréquente et plus ample des réacteurs nucléaires utilisés pour le *suivi de charge*¹⁴ du réseau de transport électrique si l'installation simultanée des unités de cogénération renouvelable et de stockages multi-énergies multi-échelles n'est pas mise en œuvre. Les limitations du parc nucléaire actuel à la manœuvrabilité pour le suivi de charge (relâchement d'eaux boriquées¹⁵, fissuration de gaines combustible par interaction pastilles-gaine avec contamination du circuit primaire, vieillissement

¹¹ Korberg AD, Thellufsen JZ, Skov IR, Chang M, Paardekooper S, Lund H, Mathiesen BV (2022). *On the feasibility of direct hydrogen utilisation in a fossil-free Europe*. International Journal of Hydrogen Energy 48, 8, 2877-2891. <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2022.10.170>.

¹² Ocko IB, Hamburg SP (2022). *Climate consequences of hydrogen emissions*. Atmospheric Chemistry and Physics 22, 9349-9368. <https://doi.org/10.5194/acp-22-9349-2022>.

¹³ De Larochelambert T (2023). Le couplage intersectoriel intégré au cœur des Systèmes Énergétiques Renouvelables Intelligents – Contribution à la SFEC, Atelier Couplage Sectoriel. https://global-chance.org/IMG/pdf/le_couplage_intersectoriel_integre_au_coeur_des_seri_pr_t_de_larochelambert_femto-st_sfec_mars_2023.pdf.

¹⁴ *Suivi de charge* : pour ajuster à chaque instant la puissance appelée par la demande d'électricité sur le réseau et la puissance produite par l'ensemble des équipements de production électrique connectés au réseau, les services de régulation et les producteurs d'électricité modulent la puissance électrique de ces équipements injectée sur le réseau selon des critères précis de stabilité de fréquence et de tension. Les centrales et barrages hydroélectriques, les stations de transfert d'énergie par pompage (STEP), les centrales nucléaires sont sollicités (et rémunérés) pour garantir ce service de suivi de charge (modulation des puissances injectées pour suivre la demande).

¹⁵ *Eau boriquée* (ou eau borée) : solution aqueuse d'acide borique (18 à 20 %) utilisée en cas de situation d'urgence nécessitant l'arrêt rapide de la réaction neutronique en chaîne pour réduire très fortement la puissance dégagée par les réactions de fission nucléaire au sein du cœur combustible d'un réacteur. Le noyau de bore B10 est en effet un puissant neutrophage (il absorbe très fortement les neutrons lents).

thermique sous contrainte des pressuriseurs et générateurs de vapeur, etc.)¹⁶ seraient alors de plus en plus sévères, ce qui pourrait accélérer encore le vieillissement du parc nucléaire, les arrêts intempestifs ou programmés des réacteurs les plus fragilisés, la baisse du facteur de charge moyen du parc et la hausse concomitante du prix du MWh nucléaire.

Hormis le recours à une production d'hydrogène assez problématique, plusieurs solutions robustes sont envisageables et peuvent être combinées pour prévenir ces risques, dont :

- la généralisation des *mesures de sobriété systémique* (éclairage nocturne des voiries, commerces, bureaux, monuments ; chauffage des bâtiments publics en périodes de fermeture ; températures de consigne de chauffe abaissées et de climatisation relevées ; réduction des vitesses autorisées des véhicules ; etc.) ;
- la généralisation des *techniques automatiques et intelligentes de flexibilité de la demande électrique* par programmation des équipements (électroménager, chauffage de l'eau chaude sanitaire, pompes à chaleur, ; pilotage des charges directes de batteries des véhicules aux heures de faible demande et de forte production photovoltaïque et éolienne, etc.) ;
- l'amélioration de l'*efficacité* (isolation et rénovation thermique globale des bâtiments ; remplacement des chauffages électriques par des pompes à chaleur de coefficient de performance élevé ; remplacement des lampes halogènes et sodium par des éclairages à LEDs ; mise à niveau des moteurs et génératrices électriques ; gestion automatique efficace des serveurs de réseaux numériques et des centres de données¹⁷ ; etc.) ;
- le déploiement des *stockages électriques* par nouvelles stations de transfert d'énergie par pompage (STEP), par stations de batteries électrochimiques (sodium-ion, lithium-ion, redox-flow), par charge-décharge des véhicules électriques en modes V2G (*vehicle-to-grid*)¹⁸ et V2B (*vehicle-to-building*)¹⁹ ;
- l'installation d'unités de *co- et tri-génération* biomasse, biogaz, gaz de synthèse renouvelables sur réseaux de chauffage et de froid ;
- la production croissante de *chaleur renouvelable directe* (solaire thermique, géothermie de surface, géothermie profonde), avec déploiement simultané des réseaux de chaleur 4G et 5G²⁰ et intégration étendue dans les bâtiments individuels et collectifs non raccordés aux réseaux de chaleur ;
- la *fermeture planifiée et concomitante des réacteurs nucléaires les plus fragilisés*, pour prévenir les risques d'accidents nucléaires graves, relever le facteur de charge des réacteurs restés en service et abaisser le coût général du parc nucléaire existant.

Dans cette perspective, la *politique de prolongation de service jusqu'à 50 ou 60 ans et/ou de fermeture programmée des réacteurs nucléaires les plus âgés et surtout les plus fragilisés*

¹⁶ Cany C, Mansilla C, Mathonnière G, da Costa P (2018). *Nuclear power supply: Going against the misconceptions. Evidence of nuclear flexibility from the French experience*. Energy 151, 289-296. <https://doi.org/10.1016/j.energy.2018.03.064>.

¹⁷ Orgerie A-C, Lefèvre L (2020). *Le vrai coût énergétique du numérique*. Pour La Science 518, 48-59. <https://www.pourlascience.fr/sd/environnement/le-vrai-cout-energetique-du-numerique-20490.php>.

¹⁸ Bibaka B, Hatice Tekiner-Moğulkoç (2021). *A comprehensive analysis of Vehicle to Grid (V2G) systems and scholarly literature on the application of such systems*. Renewable Energy Focus 36, 1-20, <https://doi.org/10.1016/j.ref.2020.10.001>.

¹⁹ Lo KY, Yeoh JH, Hsieh IYL (2023). *Towards Nearly Zero-Energy Buildings: Smart Energy Management of Vehicle-to-Building (V2B) Strategy and Renewable Energy Sources*. Sustainable Cities and Society 99, 104941, <https://doi.org/10.1016/j.scs.2023.104941>.

²⁰ Lund H, Østergaard PA, Nielsen TB, Werner S, Thorsen JE, Gudmundsson O et al. (2021). *Perspectives on fourth and fifth generation district heating*. Energy 227, 120520, <https://doi.org/10.1016/j.energy.2021.120520>.

doit être questionnée sous ses différents aspects (prise de décision, mise en œuvre, coûts, gestion des réseaux électriques, etc.) en fonction des données scientifiques internationales les plus récentes et les plus solides.

L'objectif de cette étude est d'exposer les connaissances actuelles sur les mécanismes de vieillissement sous contrainte thermomécanique des aciers de cuve irradiés (section 2), la tenue mécanique des cuves fragilisées lors de situations accidentelles de chocs froids sous pression (section 3), et d'évaluer les risques réels de rupture des cuves de réacteurs 900 MWe les plus fragilisées, en tenant compte des incertitudes de mesure et de calcul qui les conditionnent (section 4). Les questions morales et juridiques liées à la prise de décision de prolongation de réacteurs nucléaires fragilisés seront alors étudiées et mises en perspective (section 5).

2. État de l'art des recherches récentes sur la fragilisation des aciers sous irradiation neutronique

2.1. Revue des travaux expérimentaux et des modèles antérieurs de fragilisation des aciers de réacteurs nucléaires

Les mécanismes complexes de dégradation des propriétés mécaniques des matériaux (et plus particulièrement des aciers) sous l'effet des flux de *neutrons*²¹ qui les traversent ont été intensément étudiés depuis plusieurs décennies dans les laboratoires de recherche nucléaire et métallurgiques. L'accumulation des données mondiales d'analyse mécanique et chimique sur ces matériaux, principalement issues des tests sur des éprouvettes standard constituées de matériaux divers placées dans des réacteurs de recherche ou sur des éprouvettes de matériaux de cuves de réacteurs industriels en service extraites des capsules de tests disposées autour de leurs cœurs de combustibles depuis leur mise en service (programme de surveillance de l'irradiation, ou PSI), a permis de caractériser progressivement ces mécanismes grâce aux progrès remarquables des appareils et méthodes de mesure jusqu'à l'échelle atomique.

Par ailleurs, l'augmentation exponentielle des puissances de calcul informatique a considérablement augmenté la vitesse et la précision des algorithmes de simulation numérique de ces mécanismes. Tous ces progrès récents, étalés sur les deux dernières décennies, ont non seulement très largement amélioré la caractérisation du vieillissement des matériaux sous irradiation neutronique, mais aussi révélé la complexité des mécanismes sous-jacents à l'échelle nanométrique (celle des atomes), micrométrique (celle des structures cristallines) et méso-métrique (celle des réacteurs). En particulier, ils ont mis en évidence l'influence des très nombreux paramètres physiques qui participent de ces mécanismes, avec une précision croissante mais encore imparfaite.

²¹ *Neutron* : particule de matière sans charge électrique (d'où son nom), de masse au repos $m_n = 1,67493 \times 10^{-27}$ kg. Avec les *protons*, de charge électrique positive et de masse légèrement inférieure, les *neutrons* sont les particules de matière constituant les *noyaux atomiques* de tous les atomes. Les propriétés chimiques d'un corps simple quelconque (hydrogène, carbone, azote, oxygène, fer, cuivre, uranium, etc.) ne dépendent que du nombre de protons Z dans les noyaux de ses atomes (1 pour l'hydrogène, 6 pour le carbone, 7 pour l'azote, 8 pour l'oxygène, 26 pour le fer, 29 pour le cuivre, 92 pour l'uranium, etc.) et non du nombre de neutrons. Par contre, la stabilité d'un noyau atomique dépend fortement du nombre de neutrons par proton et du nombre total de nucléons (protons + neutrons). Trop de neutrons par proton rend un noyau radioactif par désintégration β^- par émission d'un électron e^- , d'un antineutrino électronique $\bar{\nu}_e$ et transmutation d'un des neutrons en proton si le noyau est léger, ou par désintégration α par émission d'un noyau d'hélium si le noyau est lourd ; trop peu de neutrons par proton le rend radioactif par désintégration β^+ (émission d'un positon e^+ , d'un neutrino électronique ν_e et transmutation d'un des protons en neutron).

L'ensemble de ces travaux de recherche²², longuement décrits et expliqués dans l'étude précédente²³ citée plus haut, a conduit aux résultats suivants, confirmés et précisés ultérieurement par les dernières avancées (cf. [section 2.2](#)) :

- l'irradiation continue des aciers de cuves nucléaires par le flux ϕ de neutrons qui les traversent en provenance des barres de combustibles nucléaires (oxydes d'uranium, mélanges d'oxydes d'uranium et de plutonium) au cœur des réacteurs provoque en permanence des *cascades de déplacements successifs des atomes* de ces aciers, et plus particulièrement des atomes de leurs alliages (cuivre, manganèse, nickel, silicium, phosphore, soufre, carbone) dont les sections efficaces de choc neutronique de déplacement sont particulièrement élevées dans la gamme de spectre énergétique des neutrons [0,1 – 10 MeV] très majoritaire de ce flux ;
- ces *déplacements atomiques* et les *lacunes* laissées par les atomes déplacés dans la matrice fer-carbone des aciers irradiés créent des regroupements fragilisants (*précipités de solutés, amas d'atomes interstitiels, complexes lacunes-solutés*²⁴) qui sont fortement conditionnés par la structure microcristalline de ces aciers autant qu'ils la modifient. Il en résulte un *durcissement* des aciers (augmentation de la limite élastique $\Delta\sigma_y$) croissant avec la fluence neutronique ϕ_t , qui se traduit par un comportement de moins en moins *ductile*, déformable et de plus en plus *fragile*, cassant, et par un abaissement de la *résilience* K_{CV} ou K_{CU} (résistance aux chocs) et de la *ténacité* K_{IC} (résistance à la propagation des fissures). La *température de transition ductile-fragile* RT_{NDT} de l'acier entre son comportement *ductile* et son comportement *fragile* croît progressivement avec la *fluence neutronique*²⁵ ϕ_t absorbée, depuis sa valeur initiale souvent inférieure à 0 °C jusqu'à des valeurs de plusieurs dizaines de °C ou au-dessus de 100 °C aux fluences élevées : les aciers irradiés deviennent fragiles à des températures moyennes lorsqu'ils sont refroidis brutalement aux pressions élevées de fonctionnement des réacteurs. Le risque que des microfissures existantes se propagent alors spontanément et traversent l'épaisseur de la cuve fortement irradiée jusqu'à sa rupture devient alors important ;
- la fragilisation des aciers irradiés dépend étroitement de nombreux facteurs physiques et chimiques importants, principalement la *fluence neutronique* ϕ_t (en n/cm²) en tout premier lieu ; le *flux neutronique*²⁶ (en n cm⁻² s⁻¹) dans une moindre mesure ; la *composition chimique d'alliage* (fractions en % de masse x_i de cuivre, manganèse, nickel, silicium, phosphore, soufre, etc.) ; les *traitements thermiques et mécaniques antérieurs* éventuels des aciers ;
- les mécanismes de fragilisation des aciers irradiés sont surtout liés à l'irradiation par diffusion radio-renforcée (RED, *radio-enhanced diffusion*) et ségrégation radio-induite (RIS, *radio-induced segregation*) de précipités riches en cuivre (RCP), de précipités de solutés (MNSP) et de co-précipités, et dans une moindre mesure à la diffusion thermique des atomes interstitiels et lacunes ;

²² Odette GR, Yamamoto T, Williams TJ, Nanstad RK, English CA (2019). *On the history and status of reactor pressure vessel steel ductile to brittle transition temperature shift prediction models*. Journal of Nuclear Materials 526, 151863. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151863>.

²³ Cf. Réf. 2 et 3.

²⁴ *Soluté* : élément chimique d'alliage formant une solution solide avec le fer dans l'acier.

Précipité : partie cristallisée séparément d'éléments d'alliage sortis de la solution solide.

Interstitiel : atome éjecté de sa position cristalline stable dans une position interstitielle peu stable dans la matrice.

Complexe lacunes-solutés : cluster de lacunes associées à des atomes de solutés par liaisons énergétiques fortes.

²⁵ Cf. Réf. 6.

²⁶ Cf. Réf. 1.

- le durcissement des aciers irradiés est dû aux précipités et aux complexes solutés-lacunes qui forment des obstacles au glissement des dislocations sur les microstructures cristallines ;
- les *précipités riches en cuivre* (CRP) se forment *rapidement* et continuent de croître progressivement avec la fluence ;
- les *précipités de manganèse, nickel, silicium* (MNSP) se forment *beaucoup plus lentement* que les CRP avec la fluence, et leur composition évolue aux fluences élevées vers des phases intermétalliques avec le fer ; ils contribuent fortement au durcissement et à la fragilisation accrue des aciers irradiés aux fluences élevées. Ce phénomène d'**apparition lente de précipités de solutés** (LBP, « *late blooming phases* ») *accélère la fragilisation des aciers*, particulièrement pour les aciers faiblement alliés comme le 16MND5 des cuves nucléaires construites en France, en ce sens qu'il fait croître la limite d'élasticité de l'acier quasi-proportionnellement à la fluence neutronique au-delà d'une fluence-seuil de l'ordre de 4×10^{19} n/cm². *Ce phénomène semble même renforcé lorsque les aciers faiblement alliés subissent des flux neutroniques ϕ plus faibles, et devient prédominant aux fluences élevées ($\phi_t > 10^{19}$ n/cm²) ;*
- en conséquence, l'élévation ΔRT_{NDT} de la température de transition ductile-fragile des aciers de cuve augmente encore davantage avec la fluence neutronique reçue ϕ_t lorsque celle-ci est élevée. *La formule de fragilisation par irradiation FFI (ou formule de l'irradiation supérieure FIS) $\Delta RT_{NDT} = f(\phi, x_{Cu}, x_{Mn}, x_{Ni}, x_P)$, déjà révisée en 2010 et toujours utilisée par EDF pour prévoir l'état de fragilité des cuves nucléaires, doit donc être modifiée pour tenir compte de la fragilisation accélérée aux fluences élevées que risquent subir les aciers des cuves en cas de prolongation de service à 50, voire 60 ans.* Cette formule devrait aussi différencier la dépendance des deux phénomènes de fragilisation avec la composition chimique des précipités riches en cuivre (CRP) et des amas de solutés-complexes MNSP ;
- les *ségrégations*²⁷ d'atomes de *phosphore* semblent favoriser la nucléation des précipités MNSP, et par conséquent renforcer la fragilisation des aciers irradiés.

2.2. Avancées récentes sur le vieillissement des aciers sous irradiation neutronique

Les recherches internationales les plus récentes confirment et précisent encore davantage toutes les constatations et conclusions précédentes. Leurs principaux résultats peuvent être décrits et expliqués suivant leurs différents aspects :

- sous l'effet du flux neutronique, les petites boucles d'atomes interstitiels initialement déplacés et bloqués aux dislocations liées aux microstructures cristallines des aciers jouent le rôle de site de nucléation des précipités hétérogènes MNSP ultérieurs²⁸ ;
- les structures qui se forment aux dislocations sont des ségrégations atomiques de cuivre, manganèse, nickel et silicium en segments de 5 à 10 nm accompagnés de perles de précipités MNSP couplés, dont les facteurs d'enrichissement en Mn, Ni et Si mesurés dépendent étroitement de la composition moyenne de l'acier et de la fluence. De plus, cette ségrégation sous irradiation s'effectue par diffusion radio-renforcée (RED) gouvernée par la thermodynamique aux températures habituelles de fonctionnement des réacteurs autour de 290 °C (la diffusion thermique est beaucoup plus faible). Elle est renforcée par la ségrégation radio-induite (RIS) due au flux neutronique, particulièrement dans les aciers

²⁷ *Ségrégation* : inhomogénéité locale anormale en éléments d'alliage dans la matrice d'acier. Ici, il s'agit de ségrégations positives (concentrations de phosphore supérieures à la moyenne de celle de la matrice).

²⁸ Castin N, Bonny G, Bakaev A, Bergner F, Domain C, Hyde JM, Messina L, Radiguet B, Malerba L (2020). *The dominant mechanisms for the formation of solute-rich clusters in low-Cu steels under irradiation*. Materials Today Energy 17, 100472. <https://doi.org/10.1016/j.mtener.2020.100472>.

faiblement alliés en cuivre. L'amplitude du renforcement de la ségrégation et de la précipitation par RIS dépend fortement de la composition chimique de l'alliage et de sa microstructure²⁹;

- l'effet du *phosphore* comme élément allié fragilisant des aciers, déjà détecté antérieurement, est maintenant confirmé et précisé expérimentalement pour tous les aciers faiblement alliés en cuivre, y compris sans cuivre, et en phosphore (concentrations massiques entre 0 et 0,1 %, analogue à celle de l'acier 16MND5 des cuves nucléaires en France) aux fluences élevées ($\sim 10^{20}$ n/cm²) à flux élevé ($\sim 3 \times 10^{12}$ n cm⁻² s⁻¹, près de cent fois celui des réacteurs industriels)³⁰. L'analyse nanoscopique par sonde atomique, l'augmentation de la contrainte d'élasticité avec la concentration massique en phosphore (Fig. 2) et avec la fraction volumique de précipités montrent clairement que les concentrations importantes de phosphore jouent un rôle analogue à celle du cuivre dans les sites d'amorçage hétérogène de précipités MNPS dans les aciers faiblement alliés en cuivre et phosphore, et contribuent à l'augmentation de la limite élastique $\Delta\sigma_y$ et donc de la température de transition ductile-fragile ΔRT_{NDT} .

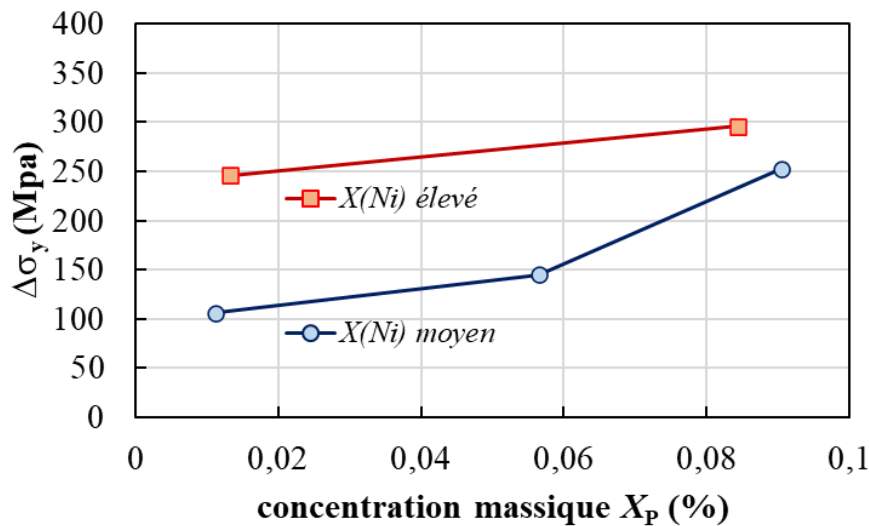


Fig. 2. Augmentation de la limite d'élasticité avec la composition en phosphore (d'après Réf. 19).

- l'effet du *flux neutronique* ϕ sur le vieillissement est aujourd'hui bien compris et beaucoup mieux cerné, grâce aux méthodes d'apprentissage automatique (ML, *machine learning*) développées massivement ces dernières années pour traiter l'ensemble des données des matériaux irradiés issus des réacteurs nucléaires de recherche ($\phi \sim 10^{12} - 10^{14}$ n cm⁻² s⁻¹) et commerciaux ($\phi \sim 3 - 5 \times 10^{10}$ n cm⁻² s⁻¹). Les recherches précédentes avaient montré que la fluence neutronique ϕ_t accumulée par les cuves nucléaires semblaient devoir être corrigées en fonction du flux neutronique ϕ qui les traversent en utilisant plutôt la *fluence effective* ϕ_{te} , approximativement donnée par $\phi_{te} \approx \phi_t \times (\phi_r/\phi)^p$ où ϕ_r est une valeur référence de flux et p un exposant d'échelle caractéristique possiblement constant ($p \approx 0,25$), avec

²⁹ Odette GR, Almirall N, Wells PB, Yamamoto T (2021). *The dominant mechanisms for the formation of solute-rich clusters in low-Cu steels under irradiation*. Materials Today Energy 17, 100472. <https://doi.org/10.1016/j.mtener.2020.100472>.

³⁰ Kamboj A, Bachhav MN, Dubey M, Almirall N, Yamamoto T, Marquis EA, Odette GR (2023). *The effect of phosphorus on precipitation in irradiated reactor pressure vessel (RPV) steels*. Journal of Nuclear Materials 585, 154614. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154614>.

une influence décroissante, voire nulle, du flux ϕ aux fluences élevées selon la composition chimique de l'acier (modèle OWAY³¹).

Les premiers résultats obtenus par apprentissage automatique (ML) montrent effectivement que l'effet de cette composition chimique sur la dépendance de la fluence avec le flux neutronique est lié à la compétition entre le renforcement de la recombinaison entre atomes interstitiels et lacunes par les solutés dissous aux flux élevés et la disparition des défauts aux faibles flux, de sorte que l'exposant p dépend à la fois du flux et de la composition chimique³².

Les derniers travaux obtenus par apprentissage automatique (ML) ont été étendus à tous les échantillons actuellement disponibles, soumis à des fluences de 10^{16} à 2×10^{20} n/cm² et à des flux entre 10^8 et 10^{14} n cm⁻² s⁻¹ pour déterminer les nouveaux paramètres du modèle OWAY avec beaucoup plus de précision et les mettre à disposition publique³³. Une nouvelle corrélation quadratique expérimentale $\Delta RT_{\text{NDT}} = 0,00067 \Delta \sigma_y^2 + 0,49 \Delta \sigma_y$ entre l'augmentation de la température de transition ductile-fragile ΔRT_{NDT} et celle de la limite d'élasticité $\Delta \sigma_y$ est intégrée au nouveau modèle. Les résultats des calculs par ML permettent d'étudier et de prévoir avec une incertitude fortement réduite l'impact des compositions chimiques des aciers alliés, du flux neutronique et de la fluence sur ΔRT_{NDT} dans un très large domaine de conditions couvrant en particulier les fluences élevées pouvant être atteintes par tous les types d'aciers à des flux modérés ou élevés. Ils apportent les réponses aux questions non encore élucidées par les travaux antérieurs, en particulier sur l'influence du flux neutronique et des compositions chimiques d'alliages.

Pour des alliages de composition moyenne (Cu 0,12 %m, Ni 0,69 %m, P 0,009 %m, Si 0,22 %m), l'élévation ΔRT_{NDT} à flux modéré ($\approx 3 - 4 \times 10^{10}$ n cm⁻² s⁻¹) est supérieure à celle obtenue à flux élevé ($\approx 10^{14}$ n cm⁻² s⁻¹) jusqu'aux fluences élevées (120°C à 2×10^{20} n/cm²) et augmente encore plus rapidement aux fluences supérieures. Elle décroît continûment avec le flux à la fluence intermédiaire de 4×10^{19} n/cm², ce qui n'est plus le cas aux fluences plus élevées de 10^{20} n/cm². Ceci confirme que les flux élevés favorisent la recombinaison des atomes interstitiels et des lacunes, entraînant une diffusion radio-renforcée moins efficace et donc un durcissement $\Delta \sigma_y$ et une élévation ΔRT_{NDT} plus faibles.

Ces travaux offrent un modèle prédictif de plages d'élévation ΔRT_{NDT} prévisible en fonction de la fluence et du flux (Fig. 3), ainsi que des compositions chimiques d'alliage.

³¹ Modèle Odette-Wells-Almirall-Yamamoto, réf. 15.

³² Liu YC, Morgan D, Yamamoto T, Odette GR (2023). *Characterizing the flux effect on the irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steels using machine learning*. Acta Materialia 256, 119144. <https://doi.org/10.1016/j.actamat.2023.119144>.

³³ Jacobs R, Yamamoto T, Odette GR, Morgan D (2023). *Predictions and uncertainty estimates of reactor pressure vessel steel embrittlement using Machine learning*. Materials & Design 236, 112491. <https://doi.org/10.1016/j.matdes.2023.112491>.

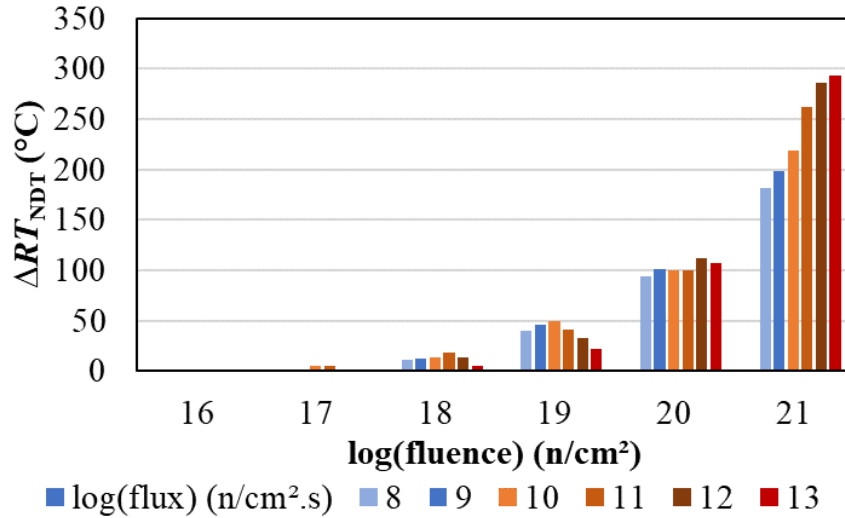


Fig. 3. Augmentation prédite de température de transition ductile-fragile (alliage moyen), réf. 22.

L'élévation ΔRT_{NDT} ainsi prédite avec la composition chimique d'alliage croît avec la fraction massique de cuivre jusqu'à 0,4 %m avant de décroître au-delà, alors qu'elle croît moins fortement, mais de manière monotone avec la fraction massique de nickel, de phosphore, et encore moins fortement de silicium et de carbone.

3. Etat de l'art des simulations de rupture de cuves irradiées par chocs froids sous pression

3.1. Physique de la rupture de cuve nucléaire par choc froid sous pression

La modélisation énergétique du phénomène de propagation spontanée d'une microfissure existante dans un matériau solide sous l'effet d'un chargement mécanique distant a été proposée initialement par Griffith³⁴. Pour que la fissure puisse s'accroître d'elle-même, il est nécessaire que la baisse d'énergie potentielle de déformation élastique surfacique, calculée sur toute la surface de la fissure suivant la loi de Hooke, soit supérieure au travail de rupture des liaisons surfacique exigé par la croissance de la fissure au-delà de son équilibre énergétique (instable) :

$$2\pi a^2 \sigma^2 > 4a\gamma_s E',$$

(a , longueur ou profondeur de fissure ; σ , contrainte totale uniforme appliquée ; γ_s , énergie surfacique de rupture de liaisons atomiques ; $E' = E/(1 - \nu^2)$, module d'Young des déformations planes où E est le module d'Young des contraintes planes et ν le coefficient de Poisson), ce qui conduit à la condition de propagation de la fissure :

$$\sigma\sqrt{\pi a} > \sqrt{2\gamma_s E'} \Leftrightarrow K_{CP} > K_{IC}$$

où K_{CP} est le *facteur d'intensité des contraintes* (en MPa m^{1/2}) qui gouverne l'ouverture de la fissure, et K_{IC} est la *ténacité à la rupture*, valeur critique de K_{CP} représentant la résistance du matériau à la propagation d'une fissure. Irwin³⁵ a modifié ensuite cette relation en y ajoutant l'énergie surfacique de déformation plastique γ_p .

³⁴ Griffith AA (1921). *The phenomena of rupture and flows in solids*. Philosophical Transactions of the Royal Society of London, Series A 221, 163-198. <https://uk.jstor.org>.

³⁵ Irwin GR (1958). *Fracture I*. Handbuch der Physik VI, Ed.S. Flugge, Springer, New-york, 558-590.

La théorie s'est ensuite développée pour tenir compte :

- des différents modes de chargement de la fissure orientée suivant un axe z (mode I en traction d'axe y à l'ouverture ; mode II en cisaillement par glissement d'axe x dans le plan de la fissure ; mode III en déchirement par cisaillement d'axe z hors du plan), donnant lieu aux facteurs d'intensité des contraintes K_I , K_{II} et K_{III} ;
- de la forme réelle des fissures, le plus souvent idéalisées sous forme elliptique ou semi-elliptique de grand axe $2c$ et de profondeur a ou $2a$ (Fig. 4) ;
- des conditions limites de champ de contrainte près de la fissure, qui modifient l'expression du facteur d'intensité des contraintes sous la forme $K_{CP} = \alpha \sigma \sqrt{\pi a}$ où α est un facteur de correction de forme géométrique finie de la fissure.

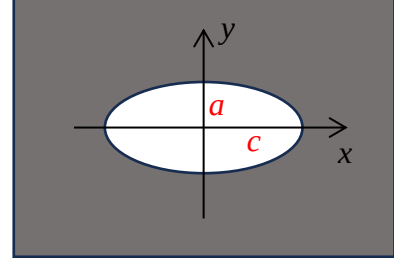


Fig. 4. Modèle de fissure elliptique.

Irwin³⁶ a calculé le facteur d'intensité des contraintes en tout point de la fissure elliptique soumise à une contrainte de traction uniforme déportée, en particulier dans la direction y :

$$K_{CP} = 2\sigma\sqrt{\pi a} \left(\pi \left(\frac{3}{4} + (a/2c)^2 \right) \right)^{-1/2}.$$

Dans le cas d'une fissure elliptique ou semi-elliptique dans une cuve cylindrique, l'expression du facteur d'intensité des contraintes est plus compliquée³⁷. On peut par exemple l'écrire :

$$K_{CP} = K_I = \sigma_t \sqrt{\pi a / Q}$$

où le facteur de forme Q peut s'écrire $Q \approx 1 + 1,464 (a/c)^{1,65}$. La contrainte totale σ_t intègre l'ensemble des *contraintes mécaniques* due à la différence de pression $P_i - P_e$ entre l'intérieur et l'extérieur de la cuve nucléaire, et les contraintes thermiques de dilatation due au gradient thermique variable entre la fissure et le reste de la cuve lorsque celle-ci doit être soudainement refroidie par les circuits d'injection de sécurité en cas d'accident grave. Diverses expressions des contraintes thermiques théoriques ou simplifiées ont été modélisées selon les directions^{38,39}.

Par ailleurs, la ténacité critique à la propagation de fissures est déterminée expérimentalement au moyen de différentes méthodes (éprouvettes normalisées de rupture par traction, réduction des mesures de résilience à partir de l'énergie de rupture ductile-fragile par choc). Elle donne lieu à des courbes enveloppes limites $K_{IC}(T, \phi_t)$ en fonction de la température T du matériau et de la fluence neutronique ϕ_t reçue, et à des courbes maîtresses $K_{IC}(T, \phi_t, p)$ de probabilité p de propagation de fissure⁴⁰. Ces courbes séparent le *domaine de comportement ductile*

³⁶ Irwin GR (1962). *The crack extension force for a part-through crack in a plate*. Transactions of the ASME Journal of Applied Mechanics 29, 651-654. <https://doi.org/10.1115/1.3640649>.

³⁷ Qian G, González-Albuixech VF, Niffenegger M, Giner E (2016). *Comparison of KI calculation methods*. Engineering Fracture Mechanics 156, 52-67. <https://doi.org/10.1016/j.engfracmech.2016.02.014>.

³⁸ Marie S (2004). *Analytical expression of the thermal stresses in a vessel or pipe with cladding submitted to any thermal transient*. International Journal of Pressure Vessels and Piping 81, 303-312. <https://doi.org/10.1016/j.ijpvp.2004.03.005>.

³⁹ Liu KT, Huang M, Lin JJ, Jiang HP, Wang BX, Matsuda H (2020). *The effects of thermal stress on the crack propagation in AP1000 reactor pressure vessel*. Theoretical and Applied Fracture Mechanics 110, 102798. <https://doi.org/10.1016/j.tafmec.2020.102798>.

⁴⁰ Cf. Réf. 2 et 3.

du matériau (sous les courbes où $K_{CP} < K_{IC}$) de son *domaine fragile* (au-dessus où $K_{CP} > K_{IC}$) (Fig. 5)

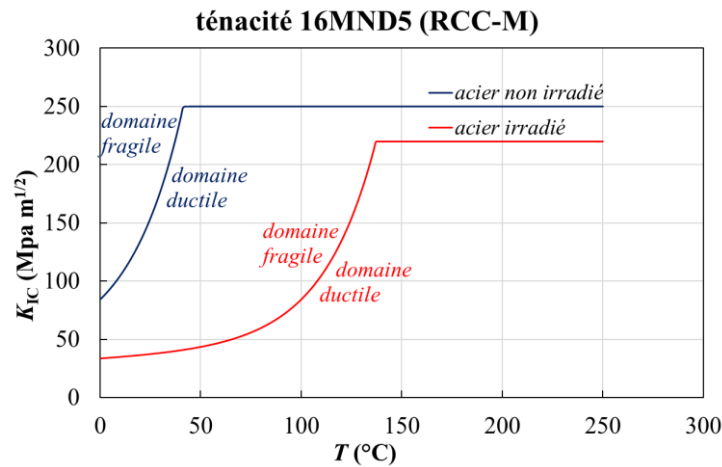


Fig. 5. Courbe de ténacité de l'acier 16MND5 avant et après irradiation.

3.2. Méthodes de simulation de la rupture de cuve par choc froid sous pression

Dans les règles de sûreté nucléaire, de son démarrage jusqu'à son arrêt, un réacteur nucléaire doit fonctionner de sorte que l'état thermomécanique de l'acier de sa cuve reste constamment dans le domaine ductile de la courbe de ténacité $K_{IC}(T, \phi_t)$ en tout point, quels que soient le chargement mécanique dû à la pression du circuit primaire (pression de service 155 bar) et la température interne de l'eau du circuit primaire (températures de service entrée-sortie de cuve entre 285 °C et 352 °C), y compris en cas d'arrêts de sécurité non planifiés dus à des incidents techniques ou des erreurs humaines.

Dans le cas de séquences accidentelles possibles, telles qu'une fuite massive d'eau de circuit primaire due à une rupture brutale de canalisation primaire (APRP, *accident par perte de réfrigérant primaire*) ou de vapeur d'eau (RTV, *rupture de tuyauterie vapeur*), un blocage de pompe primaire, un blocage de barres de contrôle en position d'éjection du cœur, le réacteur doit impérativement être refroidi artificiellement par injection d'eau froide dans le retour primaire près de la cuve (RIS, *réseau d'injection de sécurité*), l'eau pouvant être boriquée pour pouvoir absorber éventuellement les neutrons émis par les barres de combustible pour ralentir la réaction en chaîne neutronique et la puissance du réacteur.

La cuve, les buses et les conduits primaires d'entrée sont alors soumis à un refroidissement brutal sous contrainte mécanique, appelé *choc froid sous pression* (CFP, ou PTS, *pressurized thermal shock*) dont les conséquences peuvent être dramatiques selon le niveau d'irradiation de la cuve décalant la courbe de ténacité K_{IC} et l'existence de microfissures internes de son acier : DSR, *défauts transgranulaires sous revêtement* inox, formés au refroidissement de l'acier après soudage des deux couches de protection inox ; DIDR, *décohésions intergranulaires dues au réchauffage* lors des opérations de forgeage de la cuve et de traitement thermique de détensionnement ; DDH, *défauts dus à l'hydrogène* issu de réactions chimiques oxydo-réductrices inévitables pendant la fabrication des aciers dans les hauts-fourneaux entre le coke d'une part, et d'autre part l'humidité de l'air, les hydroxydes de fer présents dans certaines ferrailles rouillées

et les briques réfractaires des hauts-fourneaux. Il peut aussi provenir des opérations de soudage et de traitements de surface⁴¹.

Le refroidissement rapide de la paroi interne de la cuve au cours d'un CFP accroît rapidement le facteur d'intensité des contraintes K_{CP} aux extrémités et au ligament intérieur des fissures et défauts existants, particulièrement sous la langue froide de l'eau d'injection de sécurité. Si ce K_{CP} dépasse pendant un temps suffisant la ténacité K_{IC} de l'acier à cet endroit, les fissures s'ouvrent en se propageant spontanément. Selon la sévérité du CFP, leur propagation peut s'arrêter si leur K_{CP} devient inférieur à un *seuil d'arrêt local de la ténacité* K_{Ia} ou bien, si ce n'est pas le cas, se poursuivre en traversant toute l'épaisseur e de la cuve (20 cm pour les cuves 900 MWe), entraînant la vidange de l'eau de la cuve dans le puits de cuve en béton et possiblement la *rupture brutale de la cuve* selon le fluage de l'acier (rupture fragile ou rupture ductile).

Certaines parties de la *virole de cœur* de la cuve, qui entoure le cœur du réacteur et qui est la partie de la cuve la plus irradiée, présentent une fragilisation accrue, soit aux points chauds les plus proches du cœur, soit aux *joints soudés* entre viroles, soit dans les *veines sombres* dues aux ségrégations locales anormales en éléments d'alliage fragilisants (phosphore, manganèse, nickel, cuivre, carbone, etc.) et à la présence éventuelle de microfissures.

Le défi des chercheurs, des fabricants de cuves et des autorités de sûreté nucléaire est de prévoir avec le moins d'incertitude possible l'évolution du *facteur d'intensité des contraintes* K_{IC} en tout point des cuves nucléaires âgées et fragilisées selon leur état d'irradiation et de fissuration en fonction de la *ténacité* réelle K_{IC} de ces cuves en chaque point, en particulier aux points les plus fragiles.

Comme il a été montré dans l'étude précédente⁴², de nombreuses simulations numériques ont été entreprises pour évaluer le plus précisément possible l'évolution de l'état thermomécanique des cuves nucléaires au cours de diverses séquences accidentelles de CFP au moyen d'approches de type *déterministe* (simulations directes du K_{CP} , des contraintes mécaniques et thermiques, de la ténacité K_{IC} en fond de fissures réelles ou standard ; simulations 1D, 2D ou 3D de l'évolution de l'eau primaire de cuve avec injection d'eau froide de sécurité par méthodes analytiques et codes de calcul de dynamique des fluides couplées aux échanges thermiques avec les parois de cuve réelle ou idéalisée) ou probabiliste (prise en compte des incertitudes dans le calcul de probabilité de dépassement du K_{IC} par le K_{CP} en fonction des courbes maîtresses de ténacité, avec simulations de la dynamique des écoulements identiques à l'approche *déterministe*)⁴³. Les *approches déterministes* sont généralement considérées comme *conservatives*, plus enveloppantes par rapport aux *approches probabilistes* car les paramètres et propriétés des matériaux sont supposés choisis à leurs valeurs limites et les scénarios considérés sont supposés les plus pénalisants. Les deux approches sont en fait souvent complémentaires, mais les normes et les codes de calcul utilisés (ASME aux USA, RCC-M en France) peuvent conduire à des

⁴¹ Les molécules d'hydrogène extrêmement petites s'insinuent préférentiellement en solution d'insertion dans les sites vacants tétraédriques du fer alpha de la ferrite et se fixent généralement sur les défauts cristallins qu'on appelle dislocations, ce qui conduit à un abaissement des énergies de liaison cristallines et à leur fragilisation. Il en résulte des contraintes de pression hydrogène à l'échelle microscopique de plusieurs milliers de bars, capables de provoquer des microfissures à chaud ; on en trouve effectivement en nombre dans l'acier des cuves des réacteurs nucléaires Electrabell de Doel et Tihange. Comme c'est un phénomène connu, le problème des DDH a été partiellement résolu en procédant à un traitement thermique spécifique lors du forgeage, mais il est difficile d'éliminer tout l'hydrogène car son taux peut monter jusqu'à 50 kg/tonne de coke dans la fabrication d'acier.

⁴² Cf. Réf. 2 et 3.

⁴³ Qian G, Niffenegger M (2014). *Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks*. Nuclear Engineering and Design 273, 381-395. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.03.032>.

différences notables de résultats et de conclusions, y compris sur l'effet protecteur ou non du revêtement inox⁴⁴.

3.3. Récentes avancées en simulation numérique des ruptures de cuve par CFP

Les travaux de recherche sur la simulation de rupture de cuve nucléaire par CFP sont de plus en plus nombreux et approfondis dans les pays confrontés au vieillissement de leurs parcs nucléaires et aux demandes de prolongation de service avancées par les exploitants⁴⁵. Ils mettent en évidence la sensibilité des résultats des simulations à la précision des données thermomécaniques et des compositions chimiques des aciers de cuve, à la prise en compte des mécanismes d'accélération de la fragilisation des aciers dus au phénomène de LBP (cf. section 2), au calcul des fluences neutroniques cumulées sur plusieurs décennies de service, à la précision des mesures du flux neutronique émis par le cœur vers la cuve, à la résolution des modèles d'interaction thermomécanique entre les parois internes de cuve et l'écoulement du jet d'eau froide boriquée de refroidissement dans l'eau du circuit primaire, etc.

L'effet des contraintes thermiques, souvent sous-estimé, peut dépasser celui des contraintes mécaniques selon l'importance de la perte de réfrigérant primaire lors du CFP (dimension des brèches de circuit primaire par exemple)⁴⁶. Or, elles sont conditionnées par la prise en compte ou non de l'effet de panache d'eau froide d'injection de sécurité dans les buses et le long des parois, par les méthodes d'évaluation des flux thermiques transférés entre la paroi de cuve et l'eau primaire (utilisation de corrélations de flux de chaleur turbulentes standard ou résolution directe des équations de transfert fluide-paroi sans coefficients d'échange *a priori*), par les méthodes de calcul du gradient thermique à la fissure, etc. Les simulations récentes du panache d'écoulement de refroidissement sur l'intégrité d'un réacteur nucléaire subissant un CFP au moyen de codes de calcul puissants de dynamique des fluides commerciaux ou de laboratoire montrent clairement qu'il augmente fortement le facteur d'intensité des contraintes K_{CP} et peut rendre les contraintes mécaniques orthoradiales critiques pour l'intégrité de la cuve⁴⁷.

L'amélioration des codes de calcul offre aussi la possibilité de simuler avec une précision accrue les écoulements diphasiques {liquide, vapeur}, ce qui permet aujourd'hui d'élargir les champs d'investigation numérique des risques de rupture de cuve par CFP au cours de séquences avec dénoyages et renoyages du cœur combustible dues aux débits d'injection d'eau de sécurité, à des fermetures-ouvertures imprévues de vannes, des arrêts-redémarrages de groupes de pompes primaires par exemple⁴⁸. Les courbes d'évolution du K_{CP} au cours du CFP deviennent alors très fluctuantes et traduisent des variations de contrainte thermique en fond de

⁴⁴ Chen M, Qian G, Shi J, Wang R, Yu W, Lu F, Zhang G, Xue F, Chen Z (2016). *Application of the French Codes to the Pressurized Thermal Shocks Assessment*. Nuclear Engineering and Technology 48(6), 1423-1432. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.06.009>.

⁴⁵ Thamaraiselvi K, Vishnuvardhan S (2020). *Fracture studies on reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock: A review*. Nuclear Engineering and Design 360, 110471. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110471>.

⁴⁶ Qian G, Niffenegger M. *Procedures, methods and computer codes for the probabilistic assessment of reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shocks*. Nuclear Engineering and Design 258, 35-50. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.01.030>.

⁴⁷ González-Albuixech VF, Qian G, Sharabi M, Niffenegger M, Niceno B, Lafferty N (2016). *Integrity analysis of a reactor pressure vessel subjected to a realistic pressurized thermal shock considering the cooling plume and constraint effects*. Engineering Fracture Mechanics 162, 201-217. <https://doi.org/10.1016/j.engfrac-mech.2016.05.010>.

⁴⁸ Mora DF, Niffenegger M, Qian G, Jaros M, Niceno B (2019). *Modelling of reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock using 3D-XFEM*. Nuclear Engineering and Design, 353, 110237. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110237>.

fissures très importantes dans le cas de larges APRP. Elles peuvent traverser les courbes de ténacité critique selon la fluence et la composition chimique des alliages de cuve, rendant probable la propagation des fissures⁴⁹.

L'intégration des distributions de fissures réelles d'une cuve dans les codes de calcul permet d'obtenir les probabilités de rupture de la cuve par propagation de fissures débouchantes selon leurs caractéristiques (profondeur, dimension, orientation) et le type d'accidents de perte (large, moyenne, petite) de réfrigérant primaire, ainsi que le délai jusqu'à la rupture⁵⁰.

4. Évaluation des risques de rupture des cuves 900 MWe fragilisées

4.1. Évaluation et incertitudes du vieillissement des aciers des cuves nucléaires

Comme il a été montré plus haut (cf. section 2), la connaissance de l'état de fragilisation réelle de l'acier d'une cuve de réacteur nucléaire repose sur celle des flux neutroniques qui la traversent à tout instant, de la fluence neutronique cumulée tout au long des années de service du réacteur, de sa réelle composition chimique d'alliage, de la distribution et de la forme des fissures et défauts qui l'affectent, et donc de la température réelle de transition ductile-fragile RT_{NDT} en chaque point. De plus, la loi d'augmentation de la RT_{NDT} avec la fluence doit intégrer les derniers résultats des recherches sur la fragilisation des matériaux détaillée en section 2.

Ceci implique en particulier de connaître la *dispersion* et l'*incertitude* de chacun de ces paramètres pour déterminer les incertitudes sur la fluence ϕ_t et la ténacité $K_{IC}(T, \phi_p, X_i)$ en tout point de la virole de cœur au cours des prochaines années :

- la *variabilité de composition des aciers de cuves faiblement alliés* en éléments chimiques d'alliage est attestée par l'analyse des indices de fragilisation des matériaux du PSI réalisée par EDF où il apparaît que les variations de concentrations (en % de masse) mesurées sur les coulées des cuves 900 MWe peuvent être très élevées, y compris pour les réacteurs d'une même centrale nucléaire⁵¹ : C (0,11-0,18) ; S (0,001-0,016) ; P (0,004-0,013) ; Si (0,13-0,36) ; Mn (1,18-1,58) ; Ni (0,61-0,83) ; Cu (0,04-0,10). Les concentrations peuvent aussi fortement varier au sein d'une même cuve (de l'intérieur à l'extérieur, d'une virole à l'autre, du matériau de base à la masselotte), du fait des conditions de refroidissement et de forgeage. De même, les microstructures locales de l'acier (ferrites proto-eutectoïdes, orientations bainitiques, etc.) ont des effets très importants sur la ténacité⁵² ;
- le PSI (programme de surveillance de l'irradiation), institué dès le démarrage de chaque nouveau réacteur nucléaire, pose des problèmes importants qui questionnent sa pertinence même, en particulier dans la *représentativité des éprouvettes* (variation de leur composition

⁴⁹ Qian G, González-Albuixech VF, Niffenegger M (2018). *Effects of embedded cracks and residual stresses on the integrity of a reactor pressure vessel*. Engineering Failure Analysis 90, 451-462. <https://doi.org/10.1016/j.engfailanal.2018.04.009>.

⁵⁰ Qian G, González-Albuixech VF, Niffenegger M (2014). *Probabilistic assessment of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by using crack distributions*. Nuclear Engineering and Design, 270, 312-324. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.12.062>.

⁵¹ EDF (2014). *Cuve des réacteurs REP – Bases techniques du programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)*. EDLMEM090209.

⁵² Barcello F, Marini B, Sallet S, Todeschini P (2018). *Metallurgical characterization of micro-heterogeneities in a 16MND5 forging*. Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs' Safety, Performance and Reliability, Fontevraud 9, 17-20 September 2018, Avignon, France. https://www.researchgate.net/publication/328838041_Metallurgical_characterization_of_micro-heterogeneities_in_a_16MND5_forging.

- en éléments chimiques alliés selon les coulées et leur découpage originel, présence de macro-ségrégations)⁵³, leur *positionnement* azimutal et axial autour du cœur de réacteur, leur *nombre* généralement insuffisant pour l'obtention d'écart-types suffisamment fiables des grandeurs mécaniques ou chimiques mesurées, leur *gestion* parfois erratique et incertaine lors des visites décennales successives (déplacement de capsules, ajouts de capsules non irradiées aux 3^{ème} et 4^{ème} visites décennales, qui ne pourront en aucun cas être représentatives de la fluence neutronique subie réellement par les parois depuis le démarrage du réacteur) ;
- la représentativité d'une ou de toutes les éprouvettes prélevées au fur et à mesure dans les capsules d'un réacteur donné est aussi dégradée par l'existence possible ou avérée de microfissures, voire de fissures millimétriques dans l'épaisseur ou en surface de cuve, non présentes et non mesurées dans les éprouvettes ;
 - les éprouvettes étant simplement logées sans contrainte dans les capsules, elles ne subissent pas les contraintes mécaniques et leurs variations éprouvées par le matériau de cuve lui-même au cours des années de service et des variations de régime, de séquences d'arrêt-démarrage. Or, la fragilisation des aciers de cuve est due au couplage de l'ensemble des facteurs de vieillissement, dont les contraintes thermomécaniques. Cette *différence d'historique thermomécanique entre les éprouvettes et le métal de cuve* peut être une cause supplémentaire de non-représentativité des éprouvettes du PSI ;
 - l'*incertitude des méthodes de mesure des ténacités* elle-même n'est pas sans impact sur la pertinence des résultats issus des tests pratiqués sur les éprouvettes du PSI⁵⁴ et doit être incluse dans le calcul de dispersion pour l'élaboration des courbes-enveloppe ;
 - l'*incertitude sur la mesure de la température de transition ductile-fragile d'une série d'éprouvettes d'une capsule donnée* est évaluée généralement entre 8 °C et 33 °C selon différentes recherches⁵⁵ ;
 - l'*incertitude sur la mesure des flux neutroniques* reçus réellement par chaque éprouvette (au sein d'une capsule donnée) autour du cœur, et sur l'estimation du flux neutronique reçu réellement en chaque point de la cuve (en particulier aux points chauds aux azimuts d'irradiation maximale) peut dépasser 16%. Elle est due d'abord au *type de sondes de dosimétrie neutronique* utilisées (mesures par activation, peu précises), à leur sensibilité spectrale limitée pour la plupart aux neutrons d'énergie cinétique supérieure à 1 MeV/neutron, alors que le spectre d'énergie des neutrons traversant les cuves est dans la plage [0,01 – 10 MeV/n] (Fig. 6). Elle provient aussi de leur *positionnement par rapport au cœur et aux éprouvettes* (présence d'obstacles masquant ou absorbant partiellement le flux neutronique par

⁵³ Saillet S, Rupa N, Benhamou C (2006). *Impact of large forging macrosegregations on the reactor pressure vessel surveillance program*. Contribution of materials investigations to improve the safety and performance of LWRs. Fontevraud 6, 17-22 September 2006, France. https://www.researchgate.net/publication/336847087_Impact_of_large_forging_macrosegregations_on_the_reactor_pressure_vessel_surveillance_program.

⁵⁴ Iost A (2013). *Détermination de la ténacité de matériaux fragiles ou ductiles à partir de l'essai d'indentation*. Revue de Métallurgie 110(3), 215-233. <https://doi.org/10.1051/metal/2013065>. (Extrait : « Quel que soit le matériau, massif ou revêtu, fragile ou ductile, il existe des méthodes basées sur l'essai d'indentation qui permettent d'estimer K_c avec une incertitude généralement de l'ordre de ±30 %. Il est actuellement le seul qui permet d'estimer la ténacité de précipités de petites dimensions ou de zones de soudure, et il s'avère d'un apport indispensable dans le souci d'améliorer la fiabilité des matériaux. L'essai de dureté instrumenté, non destructif et portable, peut être utilisé pour calculer la durée de vie résiduelle de structures telles que les canalisations, les réservoirs sous pression ou les cuves de centrales de réacteurs nucléaires »).

⁵⁵ Hein H. et al. (2019). *Effects of additional uncertainties and handling and mitigation of uncertainties*. SOTERIA Final Workshop, 25-27 June 2019, Miraflores de la Sierra, Spain. <https://cmt.sym.place/serve-file/e0/11526467023/di/c0/kau1RfnDAVUwNlsRFBWhhTjL-wONq7ZruuK64wbiBZ4U/75000/78703/files/05hieronymusheinfmatomeeffectsofadditionaluncertaintiesandhandlingandmitigationofuncertainties.pdf>.

exemple)⁵⁶. On ne dispose toujours pas à l'heure actuelle de sondes neutroniques adaptées à tout le spectre d'intérêt⁵⁷. Or, le flux total des neutrons dans la seule tranche d'énergie 0,1 – 1 MeV représente près de la moitié de tout le flux neutronique au-dessus de 0,1 MeV (Fig. 7), et leur contribution en termes d'efficacité de déplacement d'atomes est également très importante⁵⁸. L'idéalité des calculs de validation du spectre neutronique des sondes par la simulation de la neutronique du cœur n'est pas sans poser de problèmes quant à leur représentativité vis-à-vis du flux neutronique > 1 MeV réel et du flux neutronique total > 0,1 MeV reçu par les parois internes des cuves en chaque point (en particulier au droit des éprouvettes) ;

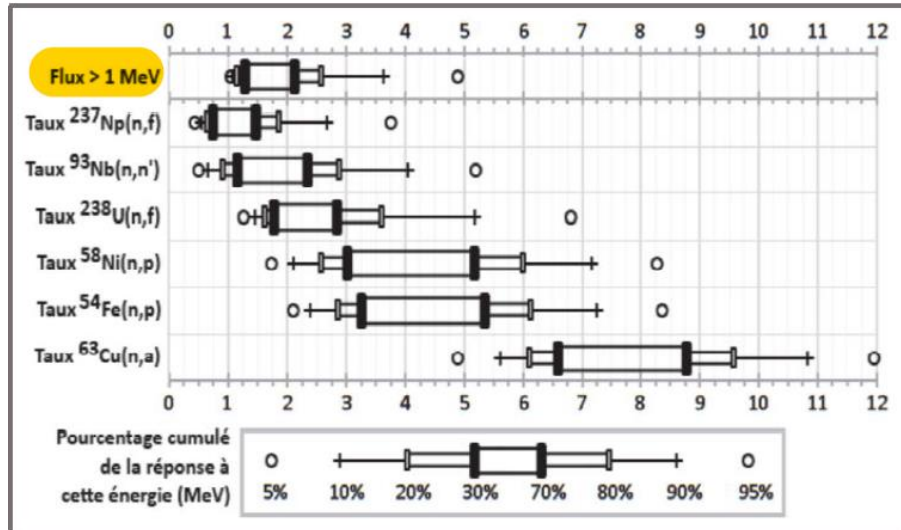


Fig. 6. Sensibilité énergétique des dosimètres neutroniques actuels (réf. 45).

⁵⁶ Thiollay N (2017). *Validation de la fluence reçue par la cuve Poursuivre le fonctionnement des réacteurs nucléaires après 40 ans*. CEA, Journée Technique SFEN, 27 novembre 2017. <https://cea.hal.science/cea-02614139>.

⁵⁷ Sergeyeva V (2016). *Développement d'une technique innovante de dosimétrie en réacteur pour la caractérisation du spectre neutronique dans le domaine d'énergie 1 keV - 1 MeV*. Thèse Université Aix-Marseille – CEA, 9 novembre 2016. <https://www.theses.fr/2016AIXM4069>. (Extraits : « La caractérisation des spectres neutroniques est aujourd'hui bien établie dans les domaines thermique, épithermique ($E_{\text{neutron}} \leq 1 \text{ keV}$) et rapide ($E_{\text{neutron}} \geq 1 \text{ MeV}$), mais se heurte à une absence de détecteur adapté au domaine énergétique compris entre 1 keV et 1 MeV ». « Dans le contexte du vieillissement du parc électronucléaire, si la tenue des cuves de réacteurs a, dans un premier temps, été corrélée au bombardement neutronique d'énergie supérieure à 1 MeV, les regards se portent de plus en plus sur l'implication des neutrons de moindres énergies quant à la modification des propriétés métallurgiques des éléments de sûreté d'un réacteur. »).

⁵⁸ Carew JF, Hu K, Aronson A, Prince A, Zamonsky G (2001). *PWR and BWR Pressure Vessel Fluence Calculation Benchmark Problems and Solutions (NUREG/CR-6115)*. Division of Engineering Technology Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001. <https://www.nrc.gov/docs/ML0129/ML012900043.pdf>.

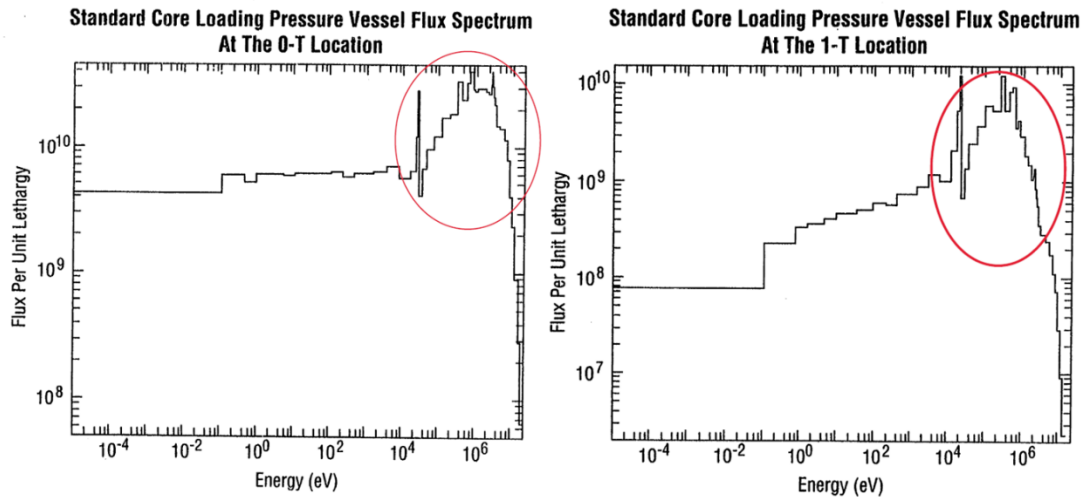


Fig. 7. Spectre du flux neutronique calculé traversant la paroi de cuve (à gauche : flux entrant avant absorption ; à droite : flux sortant après traversée, réf. 47).

- comme l'incertitude sur la détermination du flux neutronique réel à tout instant en un point donné des cuves par les sondes internes pose toujours des problèmes de précision et de fiabilité⁵⁹, il aurait semblé plus pertinent que les mesures neutroniques soient opérées par des sondes *externes* fixes et constamment actives en de nombreux points tout autour des cuves comme c'est le cas aux USA, pour remonter au spectre réel et complet de neutrons impactant la surface interne des cuves, moyennant quelques calculs classiques de diffusion neutronique lors de la traversée de l'épaisseur des cuves (20 cm, 22 cm et 25 cm selon les paliers nucléaires des réacteurs). Il en résulte une incertitude sur la valeur mesurée de la fluence reçue par les cuves comprise entre 9 % et 20 % ;
- les incertitudes sur les sections efficaces de capture neutronique de nombreux noyaux atomiques au sein du combustible nucléaire sont parfois importantes, de l'ordre de 5 % à 32 %, en particulier celles de l'uranium⁶⁰, qui impacte fortement la neutronique du réacteur et le calcul du spectre neutronique du flux de neutrons traversant les cuves. De même, il existe encore aujourd'hui un angle mort concernant l'impact des rayons gamma émis par le cœur sur l'acier des cuves qu'ils traversent.

4.2. Évaluation et incertitudes des chocs froids sous pression

D'après les résultats des recherches les plus récentes présentées plus haut (*cf.* section 3), les *formules de fragilisation par irradiation FFI* (ou formules d'irradiation supérieures FIS) devraient impérativement être modifiées pour déterminer au plus juste l'élévation ΔRT_{NDT} de la température de transition ductile-fragile future de chaque cuve nucléaire avec l'augmentation

⁵⁹ Košťál M, Losa E, Schulc M, Czako J T, Peltan T, Šimon J, Juříček V, Rypar V, Thiollay N, Destouches C, Radulović V, Trkov A, Capote R (2021). *Testing of various neutron filters in reference neutron field in LR-0 reactor for nuclear data validation and verification*. Applied Radiation and Isotopes 169, 109566. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109566>.

⁶⁰ Mingrone F. et al (2017). *Neutron capture cross section measurement of ^{238}U at the CERN n_TOF facility in the energy region from 1 eV to 700 keV*. Physical Review C 95, 034604. <https://doi.org/10.1103/PhysRevC.95.034604>. (Extrait : "From 20 to 80 keV the cross section from this work tends to stay slightly below the evaluated data, while for higher neutron energies from 80 to 700 keV the trend is opposite, and this work yields a cross section 15 to 25% higher than the ENDF/B-VII.1 evaluation, and 21 to 32% higher than the JEFF-3.2 evaluation. (...) data from this work yield a 16% higher value for the energy distribution peaked at $E_n = 426$ keV").

prévisible de la fluence ϕ_t en cas de prolongation de service, en tenant compte de la dispersion de sa composition chimique X_i en éléments d'alliage, de l'accélération du vieillissement aux fluences élevées, de la fluence effective ϕ_{te} corrigée du flux neutronique ϕ , des incertitudes sur la mesure de la température de transition ductile-fragile initiale ($\pm 10,4$ °C) et sur la mesure de la fluence (± 9 %). La courbe de ténacité critique K_{IC} doit également les intégrer.

Le calcul du *facteur d'intensité des contraintes* K_{CP} en fond de fissures existantes ou de fissures standard doit évaluer au mieux les contraintes thermiques pour les intégrer aux contraintes mécaniques exercées par la différence de pression interne – externe exercée sur la cuve, tenir compte de la forme et de l'orientation des fissures existantes ou génériques (standard), de la fluence effective.

L'analyse d'intégrité d'une cuve âgée doit prendre en compte le risque le plus pénalisant pour la cuve, pouvant conduire à sa rupture lors d'un choc froid sous pression. Le cas considéré d'un accident par perte de réfrigérant primaire APRP (ou par rupture de tuyauterie de vapeur RTV) est celui d'une brèche importante (au moins 200 cm²), en phase liquide et en diphasique, en tenant compte d'un possible effet de panache d'eau froide sur la fissure. L'évolution de la fluence intègre la limitation minimale du flux neutronique au droit de la fissure, apportée par la gestion des combustibles partiellement irradiés en périphérie de cœur (gestion Cyclade pour les réacteurs du palier CP0 par exemple) puis par l'insertion d'éventuelles barres de *hafnium*⁶¹ placées en face des points chauds.

L'objectif des simulations est de déterminer le *facteur de marge* $fm = K_{IC}/K_{CP}$ minimal au cours d'un tel accident dans un réacteur nucléaire conduisant à un choc froid sous pression (CFP), de tracer les courbes d'évolution du facteur d'intensité des contraintes K_{CP} en fond de fissures pénalisantes au cours de du CFP pour déterminer si elles risquent de couper la courbe de ténacité K_{IC} dans la période de prolongation, en combien de temps, et si les fissures peuvent se propager dans toute l'épaisseur de la cuve analysée ou s'arrêter avant de déboucher.

4.3. Évaluation et incertitudes des risques de rupture de cuves nucléaires 900 MWe

Les simulations numériques de tenue des cuves 900 MWe (les plus anciennes du parc nucléaire) dans l'hypothèse d'une prolongation de service à 50 ans (voire 60 ans) réalisées par Framatome et EDF en 2014 avaient montré que les cuves les plus irradiées et fissurées (Fessenheim, Tricastin, Bugey, St Laurent sur Loire, Dampierre) pouvaient présenter des *facteurs de marge problématiques* (inférieurs à 1 ou très proches de 1) sur certaines fissures dans plusieurs des situations accidentelles évoquées plus haut, à partir de projections de flux neutroniques dits « enveloppes » (sans mesure supplémentaire d'absorption de neutrons par barres de *hafnium*⁶²) de $4,6 \times 10^{10}$ n/(cm².s) et de flux neutroniques « réalistes » (avec diminution par barres d'absorption de hafnium) de 3,9 et $3,6 \times 10^{10}$ n/(cm².s) pour les cuves 900 MWe des paliers CP0 (Fessenheim, Bugey) et CPY (Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, St

⁶¹ Bourganel S, Thiollay N, Mosca P (2018). *Analysis of hafnium configuration of FLUOLE-2 program*. ANS RPSD 2018 - 20th Topical Meeting of the Radiation Protection & Shielding Division of ANS, Santa Fe, NM, August 26 – 31, 2018. <https://cea.hal.science/cea-02339257>.

⁶² *Hafnium* : élément chimique 72 (Z = 72 protons par noyau atomique) très neutrophage. Parmi ses isotopes (35,1 % de Hf180 ; 27,3 % de Hf178 ; 18,6 % de Hf177 ; 13,6 % de Hf179 ; 5,2 % de Hf176), c'est l'isotope 177 qui absorbe le plus les neutrons thermiques (section efficace 373 barn) en se transformant en isotopes 178, 179, 180, 181, 182, etc. Ce dernier est radioactif β^- et se transmute en Ta181 (isotope radioactif β^- du tantale, élément chimique 73).

Ulybkin A, Rybka A, Kovtun K, Kutny V, Voyevodin V, Pudov A, Azhazha R (2019). *Radiation-induced transformation of Hafnium composition*. Nuclear Engineering and Technology 51(8), 1964-1969. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.06.007>.

Laurent, Tricastin), respectivement. Les fluences étaient calculées avec un coefficient de production moyen de 85 % sur l'année. Les résultats laissaient apparaître des fluences « enveloppes » aux points chauds pouvant atteindre $6,96$ et $8,19 \times 10^{19}$ n/cm² à 50 et 60 ans dans certaines cuves, réduites aux fluences « réalistes » de $6,32$ et $7,37 \times 10^{19}$ n/cm² à 50 et 60 ans pour les plus irradiées (Fessenheim)⁶³.

Il faut cependant relativiser ces prévisions, du fait de l'incertitude élevée sur la mesure des flux neutroniques réels par les sondes dosimétriques (cf. [section 4.1](#)), de l'absorption réduite des neutrons par les barres de hafnium en dehors des points chauds (- 45 % aux points chauds prévus, -4 % entre points chauds probables), les résultats des tests opérés sur le réacteur Tricastin 3 n'étant pas encore publiés.

Il apparaît néanmoins que les fluences envisagées par EDF, même en cas de diminution sélective du flux neutronique aux points chauds, entreraient dans le domaine des fluences élevées auxquelles le phénomène d'accélération de la fragilisation des aciers de cuve devient important.

Il est donc nécessaire d'intégrer les modifications détaillées plus haut (cf. [section 3.1](#)) dans les simulations de comportement des fissures des cuves 900 MWe en situation accidentelle de chocs froids sous pression (CFP) dans les cuves irradiées au-delà de 40 ans de service pour évaluer le risque de rupture de ces cuves.

4.4. Résultats d'analyse d'intégrité des cuves nucléaires 900 MWe

Nous faisons l'hypothèse d'un choc froid sous pression suite à un APRP important (brèche 200 cm² au moins) survenant dans un réacteur 900 MWe en service à pleine puissance, dont la cuve présente une distribution de fissures semi-elliptiques axiales sous revêtement inox pouvant atteindre 18 mm de profondeur et 51 mm de longueur.

Le rayon interne et l'épaisseur de la cuve sont $R = 2$ m et $e = 20$ cm.

La fluence minimale ϕ_t atteinte supposée est celle projetée par EDF dans ses projections « réalistes » autour de 50 ans de service pour les cuves les plus fragilisées, et intègre l'incertitude de 9 % prévue, soit $\phi_t = 7,09 \times 10^{19}$ n/cm². Le flux neutronique ϕ est supposé réduit à $3,9 \times 10^{10}$ n cm⁻² s⁻¹ par les mesures de gestion des barres combustibles et d'introduction des barres de hafnium, ce qui modifie la fluence effective ϕ_{te} à prendre en compte dans le calcul du facteur d'intensité des contraintes K_{CP} .

Les simulations sont menées avec différentes hypothèses de formules de calcul :

- du facteur d'intensité des contraintes⁶⁴ :
 - $K_{CP} = \sigma_t \sqrt{\pi a} / \sqrt{1 - \nu^2}$ (fissure longue $2c \gg a$)
 - $K_{CP} = F_t \sigma_t \sqrt{\pi a / Q}$ (fissure semi-elliptique) avec $Q = 1 + 1,464 (a/c)^{1,65}$ et $F_t = 1 + [0,02 + \xi(0,0103 + 0,00617\xi) + 0,0035(1 + 0,7\xi)(R/e - 5)^{0,7}]Q^2$
 $\xi = 2c/e$
- de la formule de fragilisation par irradiation FFI (formule d'irradiation supérieure FIS) se répercutant sur le calcul de l'élévation de température de transition ductile-fragile ΔRT_{NDT} :
 - $15,4 [1 + 35,7 (X_P - 0,008)_+ + 6,6 (X_{Cu} - 0,08)_+ + 5,8 X_{Ni}^2 X_{Cu}] (\phi_t / 10^{19})^{0,59}$ (actuelle)
 - $15,4 [1 + 35,7 (X_P - 0,008)_+ + 6,6 (X_{Cu} - 0,08)_+ + 5,8 X_{Ni}^2 X_{Cu}] (\phi_{te} / 10^{19})^{0,59+0,41 \tanh(\phi_{te}/120)}$ (modifiée) en ajoutant une incertitude de 10,4 °C, avec trois variantes de concentrations massiques X_i en éléments d'alliage :

⁶³ EDF (2014). VD4 900 MWe. *Estimation des fluences cumulées par la cuve aux points chauds*. Note technique

⁶⁴ Anderson TL (1995). *Fracture Mechanics, Fundamentals and Applications*. CRC Press LLC, Boca Raton, Florida.

X_i (% m)	moyenne	maximale matrice	maximale veine sombre
P	0,010	0,013	0,029
Cu	0,08	0,08	0,125
Ni	0,75	0,84	1,02

- de la ténacité critique (code RCC-M) :

$$K_{IC} = 40 + 20 \exp [0,038 (T - RT_{NDT})] + 0,09 (T - RT_{NDT}).$$

Les courbes d'évolution de la RT_{NDT} obtenue sont représentées sur la Fig. 8.

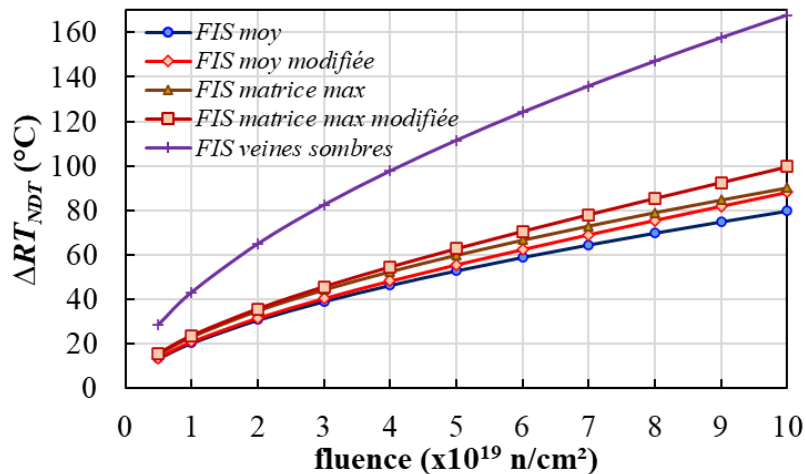


Fig. 8. Courbes de fragilisation par irradiation.

L'évolution de la pression interne et de la température moyenne du circuit primaire au cours de l'accident de choc froid sous pression (Fig. 9) montre une chute très rapide de la pression avec une moindre diminution au passage à la pression de vapeur saturante (mélange eau liquide-vapeur sous pression), accompagnant le refroidissement de plus en plus rapide dû à l'injection de l'eau froide de sécurité.

Il faut souligner que des *effondrements de pression plus rapides* pourraient survenir en cas de brèches plus sévères. D'autre part, la chute de température de l'eau dans le panache qui s'écoule directement le long d'une partie de la surface intérieure de la cuve présente une baisse beaucoup plus marquée mais aussi beaucoup plus fluctuante que celle de la température moyenne de l'eau de la cuve représentée sur cette figure.

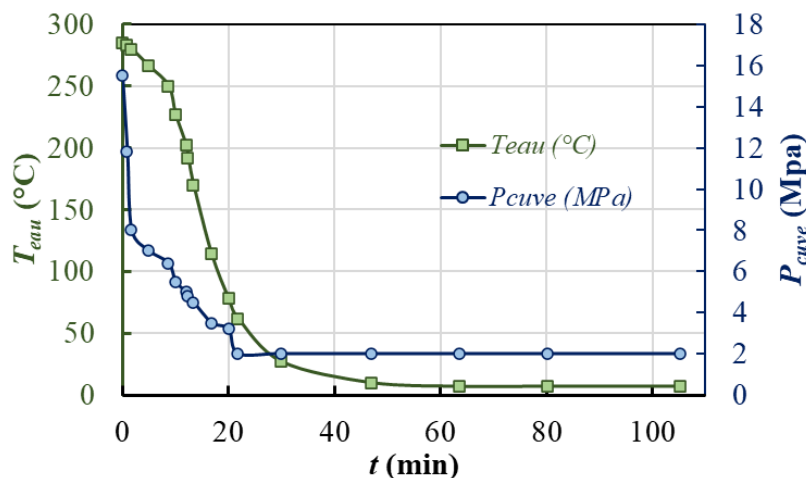


Fig. 9. Evolution de la pression et de la température du circuit primaire au cours du CFP.

L'ensemble des variantes détaillées ci-dessus sont intégrées dans les courbes de comparaison du facteur d'intensité des contraintes K_{CP} et de la ténacité critique normale K_{IC} (Fig. 10) et dans celles de leur évolution temporelle (Fig. 11) au cours du choc froid sous pression.

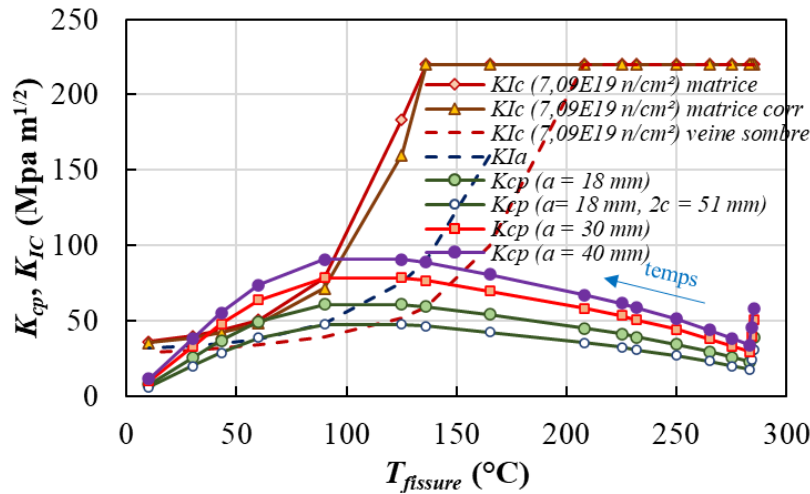


Fig. 10. Courbes thermiques du facteur d'intensité des contraintes K_{CP} de différentes fissures et de la ténacité K_{IC} usuelle et corrigée dans la matrice et dans les veines sombres au cours du CFP dans une cuve 900 MWe à 50 ans de service.

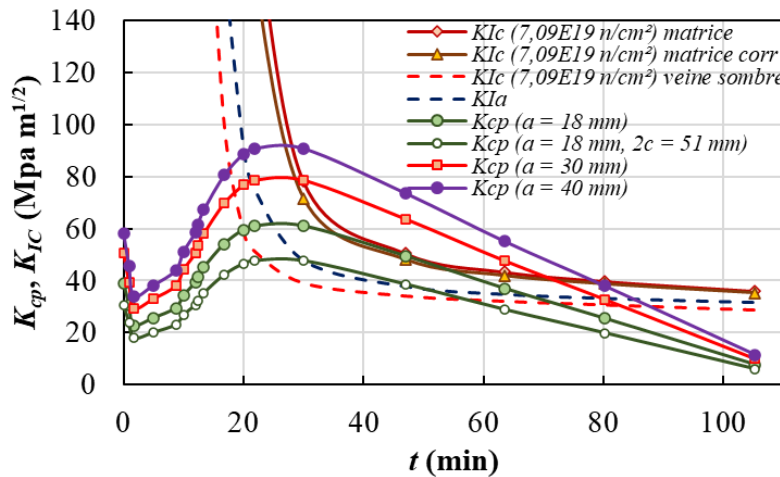


Fig. 11. Evolution du facteur d'intensité des contraintes K_{CP} de différentes fissures au cours du CFP.

L'examen de ces courbes amène aux constats suivants :

- le facteur d'intensité des contraintes pour la fissure semi-elliptique de profondeur 18 mm dans l'acier 16MND5 de composition chimique moyenne ou maximale reste dans le domaine de sécurité de la cuve avec un facteur de marge minimal de 1,3 au cours du CFP à la fluence projetée « réaliste 50 ans » par EDF. Si la fissure n'est pas dans une zone de point chaud, la marge de sécurité est augmentée ;
- cependant, ce n'est pas le cas si la fissure semi-elliptique est située dans une veine sombre, la fissure pouvant alors s'agrandir brutalement pendant environ 25 min avec une incertitude sur la condition d'arrêt qui ne prend pas en compte la composition chimique spécifique de ces veines sombres. Rappelons que les calculs sont menés en utilisant la température moyenne de l'eau primaire au cours du CFP ; les facteurs de marge se réduisent fortement lorsque l'on prend en compte la température de la zone sous le panache d'eau froide d'injection ;

- si la fluence projetée à 60 ans est « réaliste », le *facteur de marge* de la fissure semi-elliptique 18 mm se réduit aux environs de 1,2 à la température moyenne de l'eau primaire, et s'approche de 1 si la fluence est « enveloppe ». Compte tenu de l'effet de panache d'eau froide, il peut passer en dessous de 1 pendant des durées plus ou moins longues selon la température de l'eau d'injection de sécurité utilisée (7 °C, 20 °C, 30 °C) ;
- si la *longueur de la fissure* de profondeur 18 mm dépasse 400 mm, le *facteur de marge* « réaliste » tombe en dessous de 1. On voit que la courbe K_{CP} d'une fissure de 18 mm très longue dépasse effectivement la courbe de ténacité corrigée K_{IC} pendant 20 min, ce qui laisse largement le temps à la fissure de se propager dans l'épaisseur de la cuve, la courbe de ténacité d'arrêt étant nettement en dessous. Il faut alors tenir compte de l'élargissement de la fissure en décalant pas à pas la courbe K_{CP} dans le temps et avec la température pour déterminer si la propagation de la fissure continue. On constate en effet que les courbes de facteur d'intensité des contraintes des fissures plus profondes (30 mm, 40 mm) se décalent très nettement dans le domaine fragile au-dessus de la courbe de ténacité pendant des durées allongées ;
- le *facteur de marge* passe en dessous de 1 lorsque la fissure elliptique atteint une profondeur $a = 27$ mm à facteur de forme $2c/a = 2,83$ constant. La courbe de son facteur d'intensité des contraintes K_{CP} commence alors à traverser la courbe de ténacité K_{IC} corrigée : le risque de propagation spontanée à 50 ans « réaliste » devient très important ; à 60 ans de fluence « réaliste », cette fissure peut se propager dans l'épaisseur de la cuve pendant près de 20 min, ce qui correspond au *temps de propagation du front froid* $\tau = D^2/\alpha_d$ (α_d est la diffusivité thermique de l'acier) sur $D = 140$ mm dans la cuve et peut empêcher l'arrêt de la croissance de la fissure ;
- la *composition chimique locale de l'acier* influe fortement la ténacité, comme le montre la différence entre la courbe K_{IC} de la matrice, calculée aux concentrations maximales de l'acier 16MND5, et celle des veines sombres ;
- la *correction de la FFI* (ou FIS) pour tenir compte de l'accélération de la fragilisation de l'acier aux fluences élevées abaisse nettement la courbe de ténacité K_{IC} « *matrice corr* » de l'acier par rapport à la courbe non corrigée « *matrice* », ce qui augmente les risques de propagation des fissures existantes ;
- l'ouverture d'une *grande brèche* de plus de 1000 cm² (rupture complète d'une tuyauterie) et l'*impact du panache d'eau froide* accélèrent le refroidissement de la paroi de cuve et accroissent la contrainte thermique à la fissure, ce qui élève la courbe du facteur d'intensité des contraintes autour de son maximum au-dessus de la courbe de ténacité, car le choc thermique met environ 30 s à traverser la fissure, 85 s à parcourir 30 mm puis 151 s à atteindre 40 mm, durées compatibles avec la propagation de la fissure tant que $K_{CP} > K_{IC}$. Des simulations supplémentaires devraient le confirmer, conformément aux résultats présentés en [section 3.3](#).

Au vu de ces résultats, nous pouvons conclure que la prolongation de service à 50 ans commence à poser des problèmes de résistance des cuves les plus irradiées et fragilisées comportant une distribution de fissures de taille millimétrique lorsqu'on tient compte des nombreuses incertitudes qui affectent les mesures de flux neutroniques, la composition chimique inhomogène d'éléments d'alliage des cuves, les dimensions des fissures, mais aussi de l'effet accélérateur de fragilisation aux fluences élevées et à flux neutronique réduit, de l'augmentation des contraintes thermiques due au panache d'eau de refroidissement de sécurité, de la présence de veines sombres, etc.

Certaines fissures peuvent en effet se trouver momentanément en mesure de se propager spontanément car leur facteur de marge peut devenir insuffisant ($fm < 1$) pendant un temps suffisant pour qu'elles puissent se propager en quelques minutes à travers la cuve, au risque

d'induire la rupture ductile ou plastique de celle-ci, amenant à sa destruction et à un accident majeur (perte totale de réfrigérant, fusion du cœur).

5. Conclusions

Il est essentiel pour l'exploitant et pour l'autorité de sûreté nucléaire de prendre en considération cet ensemble de données et de travaux pour mettre en place dès la VD4 (4^{ème} visite décennale) de chaque réacteur 900 MWe toutes les mesures techniques nécessaires de contrôle de l'état des cuves en profondeur, de renforcement de mesures fiables du flux neutronique à l'extérieur et à l'intérieur des cuves pour valider les calculs d'augmentation réelle de la fluence en chaque point, en particulier à travers les défauts décelés dans ces cuves.

Il est également très important de pouvoir vérifier l'état réel du vieillissement des cuves nucléaires commerciales âgées et fragilisées pour connaître l'effet de l'histoire des contraintes thermomécaniques subies réellement par les cuves pendant 40 années de service. Il serait donc très utile pour la communauté scientifique et dans l'intérêt des populations que l'une des deux cuves de la centrale nucléaire de Fessenheim, aujourd'hui définitivement fermée depuis juin 2020, soit découpée finement en de très nombreux échantillons (*démantèlement scientifique*)⁶⁵ sur toute sa hauteur et tout son azimut (et plus particulièrement la virole de cœur) qui pourront être analysés mécaniquement, structurellement et chimiquement par les méthodes d'analyse les plus avancées dans les laboratoires de recherche européens et états-uniens les plus performants et indépendants des exploitants.

Par ailleurs, la décision de prolongation de chaque réacteur nucléaire doit être prise séparément, du fait des particularités et de l'histoire de chacun d'eux. Elle doit être solidement justifiée par des analyses complètes, transparentes, contrôlées indépendamment par l'autorité de sûreté nucléaire, les instituts de recherche spécialisés, les scientifiques indépendants, les associations spécialisées et concernées de manière à assurer juridiquement la responsabilité de chaque prolongation de service de réacteur au-delà de sa 4^{ème} visite décennale.

Il s'agit d'une responsabilité morale et juridique qui engage à la fois l'autorité de sûreté nucléaire et l'exploitant vis-à-vis des populations et des employés possiblement impactés par un accident nucléaire dû à une rupture de cuve par choc froid sous pression, mais aussi des générations futures lorsque cet accident se traduit par une contamination radioactive généralisée et irréversible de larges territoires français et européens impactés pendant des décennies et des siècles, en conformité avec la récente décision n° 2023-1066 QPC du 27 octobre 2023 du Conseil Constitutionnel⁶⁶ qui reconnaît pour la première fois *la protection des générations à venir* (« le législateur doit veiller à ce que les choix destinés à répondre aux besoins du présent ne compromettent pas la capacité des générations futures et des autres peuples à satisfaire leurs propres besoins ») en posant un cadre à la protection des générations successives (celles qui ne sont pas encore nées) : le législateur doit veiller à la respecter lorsqu'il adopte des « mesures susceptibles de porter une atteinte grave et durable » à l'environnement.

⁶⁵ La proposition de démantèlement scientifique d'une des deux cuves de la centrale nucléaire de Fessenheim figure dans le rapport remis à sa demande au Préfet du Haut-Rhin le 14 mars 2019 : Larochembert T (2019). *Propositions pour la transition énergétique dans le Haut-Rhin et le Territoire de Belfort après la fermeture définitive de la centrale nucléaire de Fessenheim*. <http://dx.doi.org/10.13140/RG.2.2.24946.56000>.

⁶⁶ Conseil Constitutionnel, Décision n° 2023-1066 QPC du 27 octobre 2023. <https://www.conseil-constitutionnel.fr/decision/2023/20231066QPC.htm>.

En l'état, l'esprit de cette décision peut s'étendre *a priori*, au-delà du législateur, aux personnes morales en responsabilité collective et aux individus en responsabilité individuelle, prenant part à la décision de prolongation de service de réacteurs nucléaires âgés et fragilisés en toute connaissance de cause, au vu d'analyses scientifiques concluant à des risques non négligeables d'accidents graves de ces réacteurs par choc froids sous pression, quelles qu'en soient les causes (incident technique, erreur humaine, événement extérieur).

Il convient donc de prendre la mesure des risques encourus à la lumière des avancées scientifiques sur la connaissance des mécanismes de fragilisation thermomécanique des cuves nucléaires sous irradiation, des risques, probabilités et incertitudes d'accidents par chocs froids sous pression potentiels qu'ils pourraient subir.