

Le programme d'investigations et de prélèvements supplémentaires sur les réacteurs nucléaires de Fessenheim, demandé le 21/12/2022 par l'IRSN à EDF, confirme l'intérêt du démantèlement scientifique d'un réacteur de Fessenheim pour la validation des calculs de vieillissement thermique sous irradiation des aciers des cuves 900 MW avant toute décision de prolongation de service au-delà de 40 ans de fonctionnement.

Thierry de Larochelambert

Février 2023

Chercheur émérite au Département Energie
Institut FEMTO-ST (CNRS-UMR6174)

L'IRSN a tout récemment demandé à EDF le 21 décembre 2022 un « **Programme complémentaire d'investigations et de prélèvements sur les réacteurs mis à l'arrêt de la centrale de Fessenheim** » en vue de « *compléter les connaissances disponibles en matière de vieillissement des matériels* » et de « *vérifier l'absence de phénomènes de dégradation ou de vieillissement non prévus pouvant affecter des éléments importants pour la protection* » pouvant « *notamment concerner des éléments difficilement accessibles, présentant un retour d'expérience défavorable, ou ne pouvant donner lieu à des contrôles sur les réacteurs actuellement en fonctionnement* ».

Ce programme complémentaire, détaillé dans l'Avis IRSN-2022-00241¹, rejoint en grande partie directement et indirectement les propositions que j'avais formulées pour un démantèlement scientifique d'un des deux réacteurs de Fessenheim, successivement :

- dans mon rapport « **Propositions pour la transition énergétique dans le Haut-Rhin & le Territoire de Belfort après la fermeture définitive de la centrale nucléaire de Fessenheim** », remis au Préfet du Haut-Rhin à sa demande le 14 mars 2019² ;
- au colloque "Sûreté et sécurité des installations nucléaires civiles" du CERDACC-UHA du 22 novembre 2019 puis publiées dans mon article « **Sûreté, démantèlement, prolongation de fonctionnement des réacteurs nucléaires et transition énergétique** » chez Mare & Martin en janvier 2021³ et téléchargeable sur le site de Global Chance⁴ pour sa partie sur le vieillissement thermique sous irradiation des aciers des réacteurs 900 MW) ;
- en audition de la **Mission d'information parlementaire sur la fermeture des réacteurs nucléaires de Fessenheim** du 5 novembre 2020 ;
- en **séance de présentation et de travail avec l'IRSN** « Vieillissement des cuves nucléaires 900 MW – démantèlements de FES1 et FES2 » le 20 novembre 2020 ;
- en **présentation lors de la CLIS Fessenheim** du 24 novembre 2020 ;
- en **audition spéciale de l'OPECST** le 12 mai 2021 ;
- en **séance de présentation à l'Université d'Aalborg** le 4 février 2022.

Nouvelles demandes d'analyses de l'IRSN sur le vieillissement de Fessenheim

Ce que demande l'IRSN à EDF est d'ajouter aux investigations déjà prévus par EDF lors du démantèlement des réacteurs FES1 et FES2 plusieurs tâches qui lui paraissent aujourd'hui indispensables, parmi lesquelles certaines, listées ci-dessous, visent plus particulièrement une *meilleure connaissance du vieillissement des aciers des cuves nucléaires irradiées*, sujet au cœur du projet que je propose depuis 2019 :

¹ <https://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/2022/Documents/decembre/Avis-IRSN-2022-00241.pdf>

² <http://dx.doi.org/10.13140/RG.2.2.24946.56000>

³ <https://www.global-chance.org/Parution-Surete-et-securite-des-installations-nucleaires-civiles>

⁴ <https://www.global-chance.org/Vieillissement-des-aciers-sous-irradiation>

- **prélèvement des vis d'enveloppe du cloisonnement de cœur des internes** à des fins d'expertise métallurgique en laboratoire, et non simplement inspection visuelle comme le propose EDF (par un moyen d'ailleurs encore non réalisé par EDF, car elles sont inaccessibles). Ces vis font partie des « internes de cuve » et leur fragilisation par IASCC (*corrosion sous contrainte assistée par irradiation*) est connue et redoutée, les internes subissant en moyenne 80 dpa (*déplacements par atome en moyenne*) sous l'effet du bombardement permanent du flux des neutrons énergétiques émis par la réaction nucléaire en chaîne dans le cœur du réacteur après 40 ans de service, ce qui représente une fragilisation très élevée des aciers par abaissement de la ténacité et de la résilience. Le prélèvement de ces vis doit permettre d'avoir une information métallurgique complète sur l'état réel de ces vis pour permettre des prédictions plus solides sur le comportement à la rupture des vis installées sur d'autres réacteurs, en particulier sur les deux réacteurs CPO de Bugey de même conception que ceux de Fessenheim. Cette demande fait partie de celles que je formulais dans mes propositions et que je souhaitais étendre au contrôle de toute la structure des internes de cuve⁴ ;

- **prélèvement de matière dans la bride de cuve du réacteur n° 2** de la centrale de Fessenheim **avant fin 2023** et expertises métallurgiques du prélèvement, pour permettre de statuer sur la nature, et éventuellement l'origine, des nombreuses « indications » (signaux indiquant des défauts probables ou potentiels) qui ont été relevées dans cette bride par simple examen par ultrasons, dont la résolution est cependant insuffisante. Il s'agit de s'assurer de la possibilité de *défauts dus à l'hydrogène* (DDH) non détectés ou mal détectés dans d'autres réacteurs de ce type et de cette époque. Je le demandais aussi (sur la cuve entière et de son couvercle) mais pour le réacteur n°1 de Fessenheim⁴ ;

- **prélèvement de matière au niveau du joint soudé entre le fond et la virole inférieure sur la paroi externe du pressuriseur** du réacteur n° 2 de la centrale de Fessenheim. Il s'agit d'étudier son vieillissement thermique sous contrainte et de confirmer la représentativité des essais de vieillissement artificiel dans un four en cours et des résultats actuellement disponibles obtenus par EDF, qui sont pris en compte dans les dossiers d'analyse du comportement mécaniques des composants et des circuits. Je propose d'étendre cette tâche à la virole basse VB335 du GV 3 (générateur de vapeur n°3) du réacteur n°2 de Fessenheim qui avait été l'objet d'une erreur grave de fabrication ayant entraîné la présence de zone fortement ségréguées à concentrations anormales et fragilisantes d'atomes d'alliage (carbone, phosphore, soufre en particulier) susceptibles de conduire à une rupture mécanique par choc froid sous pression (la suspension du certificat d'épreuve de ce GV335 avait entraîné la mise à l'arrêt du réacteur FES2 par l'ASN du 18 juillet 2016 au 12 mars 2018)⁴ ;

- **prélèvement d'éprouvettes de ténacité sur un réacteur de la centrale de Fessenheim** : je demandais expressément cette opération dans mes propositions⁴ car elle permettrait, grâce à des analyses non seulement de ténacité mais aussi de métallurgie, d'analyses physico-chimiques, radiologiques et cristallographiques, de caractériser finement leur vieillissement réel. D'après EDF, ce serait inutile car ce matériau ne serait représentatif que d'une durée d'exploitation d'environ 40 ans. Je conteste formellement cette affirmation car ce matériau contient aussi tout son processus de vieillissement par fatigue thermique et mécanique cyclique au cours de toute l'histoire du réacteur depuis sa mise en service en 1977, avec ses arrêts et redémarrages imprévus ou planifiés, ce qui ne peut être obtenu en laboratoire et ce qui en fait tout l'intérêt pour comparer les modèles physiques et les simulations numériques à la réalité industrielle. C'est ce que l'IRSN confirme indirectement en les réclamant et en affirmant, dans son Avis IRSN-2022-00241, qu'il « *permettrait toutefois de fournir un élément d'appréciation à 40 ans de la marge relative à la fragilisation du matériau, particulièrement si ces éprouvettes étaient prélevées, à la différence des éprouvettes du PSI⁵, en dehors du pied de virole* ». J'avais demandé que ces prélèvements soient effectués sur toute la hauteur et tout l'azimut de la zone de cœur du réacteur le plus irradié (d'après moi, le réacteur n°1, démarré avant le réacteur 2, ce dernier ayant de plus été arrêté pendant près de deux ans à cause du GV335 non conforme).

⁵ PSI : programme de surveillance de l'irradiation

Rappelons ici que **le but du découpage scientifique de la cuve et des internes de cuve du plus irradié des deux réacteurs a pour objectif de déterminer très précisément l'état réel du vieillissement thermique sous irradiation et contrainte des aciers de la cuve et des internes de cuve**, en utilisant tous les moyens d'analyse micro- et nanoscopique dont nous disposons aujourd'hui dans les laboratoires européens et américains les plus avancés⁶, pour le comparer aux résultats des simulations numériques issues des modèles théoriques sur lesquels se basent EDF-Framatome d'un côté et l'IRSN de l'autre, en vue de décider si le fonctionnement des réacteurs les plus anciens, les plus fragiles et les plus fissurés peut ou non être prolongé de 10 ans supplémentaires (voire 20 ans comme le souhaite EDF).

On ne peut donc que se féliciter de ces demandes supplémentaires de l'IRSN qui vont dans le même sens de l'analyse scientifique rigoureuse indispensable, objective et préventive que celles que j'avais très largement détaillées en 2019, 2020, 2021 et 2022, et que je proposais de faire exécuter très tôt au début du démantèlement des réacteurs nucléaires de Fessenheim, dans le cadre scientifique d'un projet de recherche européen. Même si elles avaient été estimées non nécessaires et difficiles par l'IRSN et EDF en 2019, elles semblent maintenant tout à fait envisageables puisque l'IRSN demande leur réalisation avant fin 2023.

En effet, lors de ma présentation, l'IRSN avait considéré que mes propositions détaillées de découpage complet de l'ensemble des éléments de réacteur (cuve, internes de cuve, couvercle, GV335 non conforme⁷) en éprouvettes de tests mécaniques (ténacité, résilience) et échantillons pour analyses cristallines, physiques et chimiques, radiologiques (composition, déplacements d'atomes, etc.) étaient *intéressantes et utiles en soi* dans l'absolu pour faire avancer la connaissance scientifique du vieillissement réel des matériels nucléaires industriels, mais qu'elles n'étaient *ni urgentes et ni indispensables* pour deux raisons selon lui :

- les prélèvements que je proposais (et continue de proposer) d'effectuer interviendraient trop tard dans le planning de démantèlement d'EDF pour que les informations scientifiques sur le vieillissement des aciers qu'ils apporteraient après analyse puissent être utilisées à temps pour décider de l'avenir des autres réacteurs 900 MW ;
- le *programme de surveillance de l'irradiation* (PSI) d'EDF, les simulations numériques de tenue mécanique des cuves tenant compte de la gestion CYCLADES⁸ des barres de combustibles dans les réacteurs du palier CPO (Fessenheim, Bugey) et de la possibilité d'installer quelques barres de hafnium neutrophage en périphérie de cœur⁹ montreraient que les cuves 900 MW pourraient être prolongées sans risques jusqu'à 50 ans de service, ce que je conteste pour un certain nombre de cuves (Tricastin 1, Bugey 5, St Laurent B1, Blayais 2, St Laurent B2, Dampierre, Gravelines).

⁶ tomographies à rayons X et ultrasons, spectroscopies γ et Raman, résistivité électrique, spectroscopie d'impédance, PES (spectroscopie par photoémission), LIBS (spectroscopie d'émission atomique de plasma induite par laser), STEM (microscopie électronique à balayage en transmission), SANS (spectroscopie de neutrons aux petits angles), LAPT (tomographie à sonde atomique locale), PAS (spectroscopie par annihilation de positon), EPMA (microanalyse à sonde électronique), EDS (spectroscopie de dispersion d'énergie de rayons X), ESCA-XPS (spectroscopie d'électrons pour l'analyse chimique – spectroscopie de rayons X), AES (spectroscopie d'électrons Auger), SEI (imagerie d'électrons secondaires), BSEI (imagerie d'électrons rétrodiffusés), WDS (spectroscopie de dispersion de longueurs d'onde), EBSD (diffraction d'électrons rétrodiffusés), etc.

⁷ https://www.researchgate.net/publication/333371899_ANALYSE_DES_DOS-SIERS_AREVA_ASN_IRSN_EDF_DE_JUSTIFICATION_D'APTITUDE_AU_SERVICE_DU_GV_335_DE_FESSENHEIM_2_SUR_LES_RISQUES_DE_FRAGILISATION_VIEILLISSEMENT_ET_RUPTURE_DE_LA_VB_DEFECTUEUSE_-_Analysis_of_t

⁸ Avis IRSN/2019-00245 du 25/10/2019. <http://www.irsn.fr/FR/expertise/avis/2019/Documents/octobre/Avis-IRSN-2019-00245.pdf>

⁹ S. Bourganel *et al.* Analysis of hafnium configuration of FLUOLE-2 program. 20th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the American Nuclear Society, Aug 2018, Santa Fe, United States. <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-02339257/document>.

Résistance mécanique des cuves nucléaires aux chocs froids sous pression

Pourtant, au cours de mes auditions à l'IRSN et à l'OPECST, j'ai exposé les raisons de mes craintes quant aux **risques d'accidents graves de rupture de cuves nucléaires lors de situations de choc froid sous pression que pourrait accroître une prolongation inconsidérée de la durée de fonctionnement des réacteurs 900 MW les plus fragiles au-delà de 40 ans.**

Les résultats de mes calculs de mécanique de rupture des aciers pour les réacteurs nucléaires les plus âgés et fissurés montrent en effet que les facteurs de marge de tenue mécanique de leurs cuves pourraient devenir inférieurs à 1 au cours de situations accidentelles évolutives de choc froid sous pression (APRP, accident par perte de réfrigérant primaire, et RTV, rupture de tuyauterie de vapeur surtout) en tenant compte des nombreuses incertitudes liées :

- à la *composition des aciers de cuve* en éléments additionnels d'alliage : une dispersion significative, voire très importante, des concentrations des différents éléments d'alliage a été constatée dès la fabrication des lingots d'acier des différentes cuves et au sein-même de chaque cuve¹⁰. Or, il est certain et démontré par toutes les études sur la tenue mécanique et thermique des aciers faiblement alliés que les écarts de concentration de quelques % à centaines de % de ces éléments chimiques additionnels dans l'acier peuvent conduire à de très fortes modifications de leur vieillissement thermique sous irradiation^{11,12} ;
- aux *mesures des flux neutroniques réels* in situ par les fluxmètres des capsules *in situ* (certaines gammes d'énergie neutronique ne sont pas détectées par les capteurs actuels et anciens)^{13,14,15} ;
- aux *valeurs réelles de sections efficaces de capture neutronique de nombreux isotopes (dont U238)*, ce qui rend les simulations et calculs des flux neutroniques dans les réacteurs plus incertaines¹⁶ ;

¹⁰ Variations de concentrations (en %) mesurées sur les coulées des cuves 900 MW : 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). Source : Framatome.

¹¹ T. de Larochelambert. Sécurité, démantèlement, prolongation de fonctionnement des réacteurs nucléaires et transition énergétique. 2^{èmes} Entretiens du Grillenbreit CERDACC-UHA du 22 novembre 2019, Colmar, France.

¹² F. Barcelo *et al.* 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.

¹³ V. Sergejeva. 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>. (« *La caractérisation des spectres neutroniques est aujourd'hui bien établie dans les domaines thermique, épithermique ($E_{neutron} \leq 1$ keV) et rapide ($E_{neutron} \geq 1$ MeV), mais se heurte à une absence de détecteur adapté au domaine énergétique compris entre 1 keV et 1 MeV* »).

¹⁴ N. Thiollay. Validation de la fluence reçue par la cuve. CEA, novembre 2019, Paris, France. <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-02614139>.

¹⁵ M. Košťál *et al.* Testing of various neutron filters in reference neutron field in LR-0 reactor for nuclear data validation and verification. Applied Radiation and Isotopes 169 (2021) 109566. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109566>. (« *In the thermal and fast energy region, many reliable monitoring reactions exists, however, in case of the epithermal and intermediate energy region, there are practically no dosimetry nuclear reactions sensitive specifically in this energy range* »).

¹⁶ F. Mingrone *et al.* Neutron capture cross section measurement of 238U at the CERN n_TOF facility in the energy region from 1 eV to 700 keV. Physical Review C 95 (2017) 034604. <https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-01511275/document>. (« *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* »).

- aux mesures de ténacité effectuées sur les éprouvettes prélevées dans le cadre du PSI¹⁷ ;
- à l'estimation difficile des courbes statistiques Master Curve (courbes maîtresses) de ténacité et de l'élévation des températures de transition ductile-fragile des aciers (l'approche déterministe classique, plutôt défendue par l'IRSN, repose sur les mesures nombreuses de rupture d'éprouvettes Charpy à fente normalisée à des températures variables donnée pour établir l'équation de la courbe limite inférieure absolue de ténacité K_{IC} du matériau testé en fonction de la température avant et après irradiation donnée ; l'approche probabiliste, utilisée dans les standards étatsuniens de l'ASME, évalue des courbes maîtresses de la ténacité en fonction de la température pour des probabilités de rupture choisies à un niveau de confiance donné)¹⁸. Contrairement à l'approche déterministe d'évaluation du risque de rupture de cuve par modélisation physique et simulation numérique de l'évolution du facteur d'intensité des contraintes en extrémité de fissures réelles ou de défauts génériques ou de défauts référence comparé à la ténacité locale d'initiation de propagation de fissure pendant un choc froid sous pression, une approche probabiliste consiste à évaluer la probabilité de propagation de la fissure ou des défauts à partir d'une distribution statistique de ténacité locale (estimée par exemple par une distribution de Weibull)¹⁹. La méthode déterministe vise à simuler précisément l'accident dans les pires circonstances avec les méthodes et les données les plus enveloppes pour être conservative, quand la méthode probabiliste est supposée plus réaliste en calculant la probabilité d'un accident prenant en compte les incertitudes des paramètres considérés comme des variables aléatoires, mais l'utilisation de courbes maîtresses de long terme avec irradiation établies par modèle statistique de Weibull s'avère moins conservative et plus réaliste que la méthode déterministe²⁰. Les deux approches peuvent conduire à des différences importantes de conclusions sur la propagation et l'arrêt de fissures existantes dans les simulations de chocs froids sous pression, comme le montre la comparaison des codes de calcul français RCC-M, RSE-M et des codes étatsuniens ASME et FAVOR, ces différences étant renforcées par une prise en compte différente de

the JEFF-3.2 evaluation. (...) data from this work yield a 16% higher value for the energy distribution peaked at $E_n = 426$ keV").

- ¹⁷ Alain Iost. Détermination de la ténacité de matériaux fragiles ou ductiles à partir de l'essai d'indentation. Revue de Métallurgie, 2013, pp.215-233. <https://hal.science/hal-01070058>. (« 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 $\pm 30\%$. 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 »).
- ¹⁸ K. Wallin. Statistical re-evaluation of the ASME K_{IC} and K_{IR} fracture toughness reference curves. Nuclear Engineering and Design 193 (1999) 317–326. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(99\)00187-9](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00187-9). (« (...) the ASME-reference fracture toughness curves for static crack initiation (K_{IC} and K_{IR}) can be substituted with the master curves corresponding to 5 and 1% failure probability respectively, without changing the overall inherent level of safety »).
- ¹⁹ P.T. Williams et al. Weibull statistical models of K_{IC}/K_{Ia} fracture toughness databases for pressure vessel steels with an application to pressurized thermal shock assessments of nuclear reactor pressure vessels. International Journal of Pressure Vessels and Piping 78 (2001) 165-178. [https://doi.org/10.1016/S0308-0161\(01\)00031-X](https://doi.org/10.1016/S0308-0161(01)00031-X). (« (...) application of the new ORNL model for K_{IC} resulted in an increase in the conditional probability of cleavage initiation, $P(I/E)$, when compared with the current IPTS methodology »).
- ²⁰ G. Qian, M. Niffenegger. Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. Nuclear Engineering and Design 273 (2014) 381–395. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.03.032>. (« The FAVOR model is more conservative than the Master Curve method in this analysis. The Master Curve method is more realistic and promising than the FAVOR and ASME models for the fracture toughness analysis, since it is based on the direct test of the specimens and considers the corresponding scatter. Thus the Master Curve method is recommended for fracture toughness analysis »).

certaines critères entre ces codes²¹. Les conséquences du choix de ces approches et des données intégrées dans les codes de calcul interrogent les choix d'orientation des méthodes entre l'IRSN, EDF et le CEA²². D'un autre côté, le vieillissement thermique est mal représenté par les courbes maîtresses, et il n'est pas sûr que ce soit aussi le cas du vieillissement sous irradiation²³. Le débat scientifique est cependant complexe, du fait des couplages étroits entre contraintes mécaniques, contraintes thermiques, fatigue thermomécanique, contraintes résiduelles qui contribuent de manière différente mais conjuguée au facteur d'intensité des contraintes en extrémités de fissures et de défauts dans les aciers, et une analyse combinée des méthodes déterministes pour caractériser les mécanismes thermomécaniques et thermofluidiques et des méthodes probabilistes pour inclure les incertitudes dans les propriétés thermomécaniques des matériaux semble indispensable.

- aux *calculs des fluences neutroniques cumulées* (en particulier, les neutrons d'énergie cinétique comprise entre 0,1 et 1 MeV n'étant pas mesurées, leur flux réel est supposé identique à celui calculé à partir des flux des neutrons capturés dans les autres parties du spectre. La fluence du spectre de neutrons entre 0,1 et 1 MeV représente généralement près de la moitié de celle de l'ensemble du spectre de neutrons au-dessus de 0,1 MeV)²⁴ ;
- à l'*évaluation des contraintes résiduelles* dues aux soudages, très influentes sur le facteur d'intensité des contraintes aux extrémités des fissures/défauts et donc sur la probabilité de leur propagation, mais généralement inconnues et simplement estimées par majoration ;
- à la *présence d'éventuelles veines sombres, de défauts sous revêtement (DSR), de défauts intergranulaires dus au réchauffage (DIDR) déjà détectés et d'autres défauts mineurs non détectés par ultrasons (tels que certains défauts dus à l'hydrogène (DDH) dans la matrice d'acier)*²⁵. On sait que ces veines sombres affectent particulièrement les propriétés mécaniques locales de l'acier, en particulier sa résilience et sa ténacité²⁶, pouvant conduire à un affaiblissement de ténacité locale suffisant pour la propagation de microfissures²⁷ ;

²¹ M. Chen *et al.* Application of the French Codes to the Pressurized Thermal Shocks Assessment. Nuclear Engineering and Technology 48 (2016) 1423-1432. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.06.009>. (« *the codes need to be homogenized concerning weld residual stress, cladding influence and the exact safety assessment criteria in the LTO of NPPs; (...) the method in the RCC-M code to account for the influence of cladding on the SIF is nonconservative. Neglecting the weld residual stress in the French codes leads to nonconservative results in the structural integrity assessment, but there are many factors influencing the assessment results which need to be studied in future work. (...) In order to perform a more realistic integrity assessment for the LTO of NPPs, accurate thermal analysis and exact crack arrest assessment criteria are needed*».)

²² J. Couturier, M. Schwartz. Etat des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression. IRSN – EDP Sciences, 2017, France (cf. page 139). <https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Pages/La-Collection-sciences-et-techniques-4628.aspx#.ZAYjgh-ZNEY>.

²³ A. Andrieu, Mécanismes et modélisation multi-échelle de la rupture fragile trans-et inter-granulaire des aciers pour Réacteurs à Eau sous Pression, en lien avec le vieillissement thermique, Thèse ParisTech, 2013. <https://hal-mines-paristech.archives-ouvertes.fr/pastel-00957868>.

²⁴ J.F. Carew *et al.* PWR and BWR Pressure Vessel Fluence Calculation Benchmark Problems and Solutions. (2001), Division of Engineering Technology Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6115/index.html>.

²⁵ Éléments de sûreté nucléaire - Les réacteurs à eau sous pression. J. Couturier, H. Abou Yéhia, E. Grolleau. IRSN. EDP Sciences (2020). <https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Pages/La-Collection-sciences-et-techniques-4628.aspx#.Y-fQMq2ZNEY>

²⁶ Saillet *et al.* Impact of large forging macro-segregations on the reactor pressure vessel surveillance program. Fontevraud 6 Conference, Contribution of materials investigations to improve the safety and performance of LWRs, 2006, Fontevraud, France. https://www.researchgate.net/publication/336847087_Impact_of_large_forging_macroseggregations_on_the_reactor_pressure_vessel_surveillance_program.

²⁷ C. Versteyleen *et al.* A combined CFD and FEM analysis of pressurized thermal shock applied to the probabilistics of cleavage fracture. Procedia Structural Integrity 28 (2020) 1918–1929. <https://doi.org/10.1016/j.prostr.2020.11.015>.

- aux *imprécisions des méthodes de simulations thermo-fluidiques* de l'évolution thermique et mécanique du cœur et de la cuve en cours d'accident (je conteste en particulier l'utilisation de corrélations de flux de chaleur stationnaires classiques en écoulement unidirectionnel, alors que **les écoulements sont hautement instationnaires avec séquences instables de noyage-dénoyage partiels au cours desquelles les notions-mêmes de coefficients de flux thermique perdent toute signification physique**, ce qui est très largement établi et que nous sommes de nombreux chercheurs à avoir déjà montré dans nos travaux sur les transferts thermiques instationnaires). Il en résulte que les échanges thermiques {paroi chaude – écoulement diphasique instable froid} lors de chocs froids sous pression simulés par codes de calcul classiques sont peu réalistes et requièrent l'utilisation de codes de calcul de dynamique des fluides (CFD) 3D multiphasiques à haute résolution, couplés à des modèles de comportement thermoplastiques complets des parois avec fissures²⁸ ;
- à la *non-prise en compte de l'accélération de la fragilisation (baisse de ténacité) de l'acier 16MND5 des cuves* par le **phénomène de Late Blooming Phases** (LBP, croissance retardée de précipitations d'atomes d'alliage) *au-delà d'une fluence-seuil* de 6.10^{19} neutrons/cm², mis en évidence par les mesures et simulations très avancées des chercheurs de l'ORNL aux USA, qui se traduit par une *augmentation linéaire accélérée de la température de transition ductile-fragile RT_{NDT}* avec la fluence neutronique au-delà de ce seuil, au lieu de l'augmentation plus lente en loi de puissance 0,5 à 0,6 habituellement mesurée en dessous de cette fluence-seuil, particulièrement pour les aciers faiblement alliés comme le 16MND5 comme l'attestent les travaux les plus récents utilisant l'intelligence artificielle pour modéliser l'ensemble des test en flux et fluences neutroniques^{29,30,31}.

Le manque persistant et crucial de données internationales sur l'état réel de vieillissement des aciers de cuves nucléaires après 40 années et plus de fonctionnement est pourtant souligné régulièrement pas les chercheurs des pays concernés dans les publications et colloques internationaux comme ceux de l'Euratom (LONGLIFE project^{32,33}), du European Horizon 2020 SOTERIA project (Safe lOnG-TERm

²⁸ I. Cremer *et al.* Two-phase pressurized thermal shock analysis with CFD including the effects of free-surface condensation. Nuclear Engineering and Design 355 (2019) 110282. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110282>.

²⁹ T. de Laroche Lambert. Sûreté, démantèlement, prolongation de fonctionnement des réacteurs nucléaires et transition énergétique. Dans : Sûreté et sécurité des installations nucléaires civiles, p. 85-147, Mare & Martin, 2021, France. <https://www.mareetmartin.com/livre/surete-et-securite-des-installations-nucleaires-civiles>.

³⁰ G.R. Odette *et al.*, On the history and status of reactor pressure vessel steel ductile to brittle transition temperature shift prediction models, Journal of Nuclear Materials 526 (2019) 151863. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151863>.

³¹ Y. Liu *et al.* Machine learning predictions of irradiation embrittlement in reactor pressure vessel steels. npj Computational Materials (2022) 8:85. <https://doi.org/10.1038/s41524-022-00760-4>.

³² J. May *et al.* FP7 project LONGLIFE: Treatment of long-term irradiation embrittlement effects in RPV safety assessment. 3rd International Conference on NPP Life Management (PLIM) for Long Term Operations (LTO), May 2012, Salt Lake City, UT, USA. https://www.researchgate.net/publication/264742736_FP7_project_LONGLIFE_Treatment_of_long-term_irradiation_embrittlement_effects_in_RPV_safety_assessment. ("*(...) the surveillance database for prolonged irradiation times and low neutron fluxes is sparse. Consequently, there are significant uncertainties in the treatment of long-term irradiation effects (...). This includes also a survey of available results of Reactor Pressure Vessel (RPV) materials from decommissioned plants with the aim to validate surveillance data and to study specific irradiation effects relevant for LTO*").

³³ E. Altstadt *et al.* FP7 Project LONGLIFE: Overview of results and implications. Nuclear Engineering and Design 278 (2014) 753–757. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.09.003>. ("*The database requires completion in particular for low-Cu RPV steels (...). Further investigations on the flux effect are needed, in particular microstructural data for low Cu steels irradiated at different fluxes. Correlations of microstructural data and mechanical properties have to be further investigated. The conditions of presence or absence of late blooming effects (LBE) have to be investigated in more detail. This includes a critical analysis of cases of unexpectedly high hardening or embrittlement with respect to the general trend and a specification of conditions favorable for the occurrence of LBE. The critical assessment of existing embrittlement trend curves should be continued.*")

operation of light water reactors based on Improved understanding of radiation effects in nuclear structural materials)³⁴, de l'INRAG (International Nuclear Risk Assessment Group)³⁵, etc.

Au moment où certains protagonistes d'une relance massive du nucléaire en France poussent à une prolongation de service indiscriminée et imprudente de tous les réacteurs nucléaires, même les plus anciens et les plus fissurés, et dénoncent partout la fermeture de la centrale nucléaire de Fessenheim comme étant une décision de nature purement politique (ce qui n'est pas le cas pour de nombreuses raisons, en particulier liées au vieillissement des deux réacteurs, à la situation de sécurité dégradée de la centrale en zone sismique particulièrement active et à 9 m en contrebas sous le grand Canal d'Alsace, aux manques d'investissements dans les mesures post-Fukushima et grand carénage, à l'absence de VD4, à l'épaisseur de radiers la plus faible du parc nucléaire), il paraît nécessaire ici de rappeler **l'impératif prioritaire de sûreté qui doit guider toute décision en matière nucléaire.**

Par conséquent, les nouvelles demandes supplémentaires de l'IRSN dans son avis IRSN-2022-00241 sont les bienvenues, qui avancent les mêmes arguments que ceux que je présente depuis 2019 dans mes propositions de projet de recherche, **justifiant l'intérêt d'utiliser le démantèlement scientifique d'au moins un des deux réacteurs nucléaires de Fessenheim pour accéder à de nouvelles connaissances sur le vieillissement réel des aciers des cuves nucléaires 900 MW** construites en France, pour pouvoir statuer préventivement et en toute objectivité sur la pertinence ou la dangerosité d'une prolongation de certains d'entre eux (voire de tous) au-delà de la fluence neutronique critique de 6.10^{19} neutrons/cm² (atteinte entre 40 et 50 ans selon le mode de fonctionnement et de gestion des barres de combustibles des réacteurs, l'ajout de quelques barres de hafnium).

Cependant, au vu des besoins scientifiques de données complètes sur la tenue mécanique et le vieillissement réels des aciers des cuves nucléaires industrielles soumises à plus de 40 ans d'irradiation, d'arrêts-redémarrages à chaud et à froid, de transitoires plus ou moins brusques de régime de puissance, **il est nécessaire d'étendre les prélèvements et investigations requises par l'IRSN à l'ensemble de la virole de cœur de la cuve la plus irradiée de la centrale nucléaire de Fessenheim, de la bride de cuve, du couvercle, des internes de cuve, du fond de cuve, mais aussi de la virole 335 du GV3 du réacteur n°2 de Fessenheim.**

Thierry de Larochelambert

Février 2023

Chercheur émérite au Département Energie, Institut FEMTO-ST (CNRS-UMR6174)

thierry.larochelambert@femto-st.fr

This includes the application of the latest Embrittlement Trend Curves to well selected RPV steels, and the identification and analysis of outliers. Correlations between predicted Ductile-to-Brittle Transition Temperature and microstructural parameters (volume fraction, size and number density of defects, etc.) should be established."

³⁴ H. Hein. 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/kau1RfnDAVUwNIsRFBWhhTjLwONq7ZruuK64wbiBZ4U/75000/78703/files/05hironymusheinfamatomeeffectsofadditionaluncertaintiesandhandlingandmitigationofuncertainties.pdf>. ("• The available fracture toughness data may exhibit significant scatter • Additional uncertainty is then associated with differences between the data measured on surveillance specimens and the RPV itself • In conjunction with surveillance data, embrittlement trend curves (ETCs) are used to predict the irradiation induced change in fracture toughness and exhibit uncertainty as well • Macro-segregations and heterogeneous multi-layer welding seams can also play an important role • Unexpected high irradiation embrittlement and outliers observed occasionally in both surveillance and materials test reactor(MTR) data")

³⁵ INRAG, Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke, April 2021, Revision 4. https://inrag.org/wp-content/uploads/2021/04/Full_Report_v2.1_1.pdf. ("Durch eine Beprobung der RDB stillgelegter KKW könnten wertvolle Hinweise für die Gültigkeit derzeitiger Annahmen der Sprödbruchsicherheitsnachweise erhalten werden. Dies wäre insbesondere in Hinblick auf die Laufzeitverlängerung alter Anlagen von Bedeutung".)