



Sûreté des réacteurs nucléaires & prolongation de service après les 4^{èmes} visites décennales

Thierry de LAROCHELAMBERT

Docteur en Energétique, Agrégé de Physique et Chimie
Chercheur émérite au Département Energie
Institut FEMTO-ST, France

23 Janvier 2024

La demande d'autorisation d'EDF de prolonger le service des réacteurs du parc nucléaire actuel au-delà de leurs 4^{èmes} visites décennales devrait être étudiée à l'aune de plusieurs critères :

- sa **compatibilité scientifique avec les exigences de sûreté nucléaire les plus stricts** pour éviter l'occurrence de séquences accidentelles jusqu'à la rupture de cuve nucléaire, c'est-à-dire une situation d'accident majeur pouvant déboucher sur la fusion du cœur avec contamination radioactive de l'environnement nécessitant l'évacuation des populations sur des distances considérables ;
- sa **compatibilité technique avec le suivi de charge accru** par la nécessaire montée en puissance rapide des productions d'électricité renouvelable variable, des stockages électriques, du déploiement des réseaux de chaleur renouvelables avec stockages thermiques hebdomadaires à saisonniers, des couplages intersectoriels entre réseaux énergétiques, mobilités électriques recourant massivement aux technologies de flexibilité ;
- sa **compatibilité économique avec les objectifs d'efficacité et de sobriété** de la France et de l'Europe visant à garantir notre indépendance en approvisionnement énergétique extérieur ;
- sa **compatibilité écologique avec les risques climatiques** accrus de canicules, sécheresses, inondations, submersions ;
- sa **compatibilité géopolitique avec les menaces extérieures** d'attaques informatiques, les risques d'attentats terroristes, de chute d'avion ou de missiles.

L'objet de cette première note porte essentiellement sur le premier volet de compatibilité scientifique et technique impliqué dans toute décision de prolongation de service de réacteurs nucléaires au-delà des limites physiques initialement prévues à la conception des réacteurs.

Une seconde note sera consacrée aux impacts importants du suivi de charge imposé à une partie des réacteurs du parc nucléaire en France sur l'accélération du vieillissement de certains équipements de ces réacteurs.

Une troisième note examinera les trois derniers critères décisionnels – économique, écologique, géopolitique - quant à la décision de prolongation de service de tout ou partie du parc nucléaire actuel.

Incertitudes scientifiques sur le vieillissement des aciers des cuves nucléaires âgées

Les recherches mondiales sur le vieillissement thermique sous irradiation ont fortement progressé ces dernières années et mis au jour des phénomènes complexes d'accélération de la fragilisation des aciers utilisés dans les réacteurs nucléaires (cuves, internes de cuves, buses de cuves, couvercles de cuve) sous l'effet du flux de neutrons permanent émis par le cœur nucléaire et qui traverse la paroi de la cuve (particulièrement la virole de cœur), mais aussi des contraintes thermiques auxquelles elle est soumise¹.

Plus précisément, les cascades multiples de déplacements atomiques dus aux chocs des neutrons au sein de l'acier des cuves s'avèrent particulièrement nombreuses pour les atomes d'alliages (Cu, Ni, Mn, P, Si, S, etc.) et génèrent des phénomènes d'apparition et d'accumulation rapide de lacunes atomiques et de boucles d'atomes interstitiels (localement surnuméraires dans le cristal de la matrice), formant rapidement des *ségrégations radio-induites de précipités riches en atomes de cuivre* (CRP « *copper rich precipitates* ») agglomérant ensuite d'autres atomes d'alliage, et simultanément des zones lacunaires, ce qui favorise la *diffusion radio-renforcée* des lacunes par dissolution des amas de précipités, puis la formation de complexes amas-lacunes qui se fixent aux défauts cristallins existants et radio-induits (abaissement de ténacité par affaiblissement des liaisons cristallines de l'acier) et bloquent les dislocations cristallines (durcissement par élévation de la limite d'élasticité proportionnellement à la racine carrée de la fluence neutronique). Parallèlement, des *précipités de solutés* (Ni, Mn, Si, P, etc.) se forment lentement et irréversiblement à partir des boucles d'interstitiels et de la dissolution des complexes sous l'effet d'une part de la température et d'autre part des flux de neutrons : 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 neutronique². Il est renforcé lorsque les aciers faiblement alliés subissent des flux neutroniques plus faibles³. Cet effet devient prédominant aux fluences élevées ($\phi_t > 10^{19}$ n/cm²).

Ces mécanismes ont été validés à la fois par les mesures expérimentales extrêmement précises mises en œuvre par les laboratoires chauds les plus en pointe (ORNL, UC Santa Barbara, INL aux USA ; NNL au Royaume-Uni) et par les méthodes de simulation numérique les plus récentes.

L'effet fragilisant des ségrégations d'atomes de phosphore, qui favorisent la nucléation des précipités Mn-Si-Ni, est aujourd'hui confirmé de manière incontestable⁴.

De plus, la *variabilité de composition des aciers de cuves faiblement alliés en éléments chimiques d'alliage* est un facteur très important qui conditionne ses propriétés de tenue mécanique (limite élastique, résilience, ténacité, températures de transition ductile-fragile)⁵, comme l'atteste également l'analyse des indices de fragilisation des matériaux du PSI réalisée par EDF⁶ où il apparaît que les variations de concentrations (en %) mesurées sur les coulées des cuves 900 MW peuvent être très élevées, y compris pour les réacteurs d'une même centrale nucléaire (source Framatome) : 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 ténacité⁷.



Incertitudes scientifiques sur le programme de surveillance de l'irradiation des cuves nucléaires

Si la caractérisation du vieillissement des aciers de cuves nucléaires présentée ci-dessus bénéficie aujourd'hui de méthodes de mesure et de modélisation très avancées et efficaces, il n'en reste pas moins essentiel de pouvoir la réaliser à partir de nombreux échantillons représentatifs de chaque réacteur.

Le PSI (programme de surveillance de l'irradiation), qui est mis en place dès le démarrage d'un nouveau réacteur nucléaire, pose à cet égard un nombre de problèmes importants qui questionne sa pertinence-même, en particulier dans la **représentativité des éprouvettes** (variation de leur composition en éléments alliés selon les coulées et leur découpage originel vers l'intérieur ou l'extérieur des cuves dans les anneaux de recette où peuvent exister des ségrégations différentes du matériau de base), **leur positionnement azimutal et axial autour du cœur** de réacteur, **leur nombre** généralement insuffisant pour l'obtention d'écart-types suffisamment fiables selon les grandeurs mécaniques ou chimiques mesurées, **leur gestion parfois erratique et incertaine** au cours des visites décennales successives (ajouts de capsules non-irradiées à la 3^{ème} visite décennale, qui ne pourront en aucun cas être représentative 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 affaiblie par **l'existence possible ou avérée de microfissures, voire de fissures millimétriques dans l'épaisseur ou en surface de cuve**, qui induisent une modification extrême de la résilience locale du matériau de cuve et ne seront pas mesurées par les éprouvettes.

De plus, comme les éprouvettes sont 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 services 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 que sont l'irradiation neutronique (et gamma), les contraintes thermomécaniques, la composition chimique, l'existence de défauts structurels ou accidentels (fissures). Cette **différence d'historique thermomécanique entre les éprouvettes et le métal de cuve** est une cause supplémentaire de non-représentativité des éprouvettes du PSI dont il faut tenir compte dans les modélisations du vieillissement réel des cuves nucléaires en chacun de leurs points.

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 PSI⁸ et doit être incluse dans le calcul de dispersion pour l'élaboration des courbes-maîtresses.

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 recherches⁹, ce qui n'est pas sans poser de sérieux problèmes quant aux conséquences possibles sur les calculs de tenue thermomécanique des cuves en cas de choc froid sous pression.

Une autre source d'incertitude dans la fiabilité du PIS est liée à la **mesure des flux neutroniques reçus réellement par chaque éprouvette** (au sein d'une capsule donnée) autour du cœur, et à l'estimation correcte du flux neutronique reçu réellement en chaque point de la cuve, en particulier aux points chauds qui correspondent à l'irradiation maximale. En effet, ces mesures sont entachées de nombreuses incertitudes, pouvant dépasser 16%, liées 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, à leur positionnement par rapport au cœur et aux éprouvettes (présence d'obstacles masquant ou absorbant partiellement le flux neutronique

par exemple)¹⁰. On ne dispose toujours pas à l'heure actuelle de sondes neutroniques adaptées à tout le spectre d'intérêt¹¹. 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, et leur contribution en termes d'efficacité de déplacement d'atomes est également très importante¹². 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).

La détermination du flux neutronique réel en un point donné des cuves par les sondes font donc toujours l'objet d'intenses recherches pour relever ce défi physique¹³. Il aurait semblé plus pertinent que les mesures neutroniques eussent été faites en permanence en de nombreux points *à l'extérieur tout autour des cuves* pour évaluer le 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).

Incertitudes scientifiques sur la tenue des cuves irradiées aux chocs froids sous pression

Le cumul des *incertitudes* de mesure évoquées ci-dessus (température de transition ductile-fragile, fluence neutronique, composition chimique en éléments alliés, micro- et macro-ségrégations, microstructures cristallines ; des *erreurs systémiques* de mesure (positionnement des capsules, gestion des positions des capsules, masques, non-mesure du spectre neutronique 0,1 – 1 MeV, différentiel d'historique thermomécanique entre les éprouvettes et la cuve elle-même) conduit mathématiquement à une propagation des incertitudes dans le calcul des propriétés mécaniques essentiel du matériau des cuves en chacun de leurs points, en particulier dans le calcul de sa **ténacité en mode de rupture normal** K_{IC} .

Dans l'évaluation de la tenue des cuves à des séquences accidentelles pouvant conduire à des chocs froids sous pression dans une cuve nucléaire en fonctionnement, il faut également **prendre en compte d'autres incertitudes liées directement à la connaissance des paramètres physiques** (champs de pression, champs de température, composition de phase vapeur-liquide de l'eau du circuit primaire, panaches d'eau froide dans l'eau primaire, turbulence, dénoyage-renoyage des barres de combustibles, état et répartition axiale et radiale du combustible dans chaque barre, position des diverses barres de contrôle, contraintes résiduelles dans les zones thermiquement affectées et les joints soudés, etc.) pendant le déroulement de l'accident (APRP, accident par perte de réfrigérant primaire ; RPV, rupture de tuyauterie vapeur, etc.).

Il en résulte une grande sensibilité des résultats de calcul à chaque instant du **facteur d'intensité des contraintes** K_{CP} aux extrémités des microfissures ou des fissures millimétriques existantes ou possibles, détectées ou non en certains points des cuves, et par conséquent de la valeur du **facteur de marge** $f = K_{IC}/K_{CP}$ en chaque point de cuve pendant l'accident (on rappelle que la fissure peut se propager spontanément et brutalement lorsque $K_{CP} > K_{IC}$ à ses extrémités, conduisant à des valeurs de f inférieures à 1 en tenant compte d'un facteur de sécurité supplémentaire).

Or, les récentes recherches de plus en plus nombreuses¹⁴ de **simulation des ruptures de cuves nucléaires par chocs froids sous pression** montrent que la probabilité d'un tel accident dépend étroitement de la précision des données thermomécaniques de l'acier de cuve (et donc de la prise en compte du phénomène d'accélération de la fragilisation des aciers par LBP), des fluences neutroniques cumulée au bout de plusieurs décennies de service, du flux neutronique émis par le cœur vers la cuve et

des modèles 3D de calcul CFD (computational fluid dynamics) de l'interaction thermomécanique entre l'écoulement du jet d'eau froide boriquée de refroidissement dans l'eau du circuit primaire avec la cuve, des débits d'eau de refroidissement, de l'arrêt ou non des pompes primaires, de la taille des fuites d'eau primaire, etc. Les modèles d'apprentissage automatique (« *machine learning* ») sont capables aujourd'hui de saisir les effets-clés des flux neutroniques moyens, en vigueur dans les réacteurs REP actuels, à des fluences élevées correspondant à des prolongations de service très au-delà des 40 ans. Des approches similaires, appliquées à des bases de données de fragilisation sous irradiation élargies, pourraient être utilisées pour prédire le durcissement des aciers de cuves REP dans ces conditions de prolongation¹⁵.

Par exemple, la ***prise en compte de l'ensemble de incertitudes de mesure dans le calcul du facteur de marge*** dans la cuve Tricastin 1 après une fluence dépassant $6,5 \cdot 10^{19}$ n/cm² (ce qui correspond à une durée de service comprise entre 40 et 50 ans) peut conduire à des facteurs de marge nettement inférieurs à 1 au cours d'une séquence accidentelle de type APRP typique¹⁶.

Il faut en outre ajouter les ***incertitudes parfois importantes sur les sections efficaces de capture neutronique de nombreux noyaux atomiques*** au sein du combustible nucléaire, en particulier celles de l'uranium¹⁷, 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.

Enfin, le ***choix méthodologique entre l'approche déterministe et l'approche probabiliste*** pour l'évaluation de la ténacité, de la température de transition ductile-fragile locale des aciers et du facteur d'intensité des contraintes aux extrémités de fissures peut conduire à des différences importantes de conclusions sur la propagation et l'arrêt de fissures existantes dans les simulations de chocs froids sous pression¹⁸, 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 certains critères entre ces codes¹⁹. Les simulations probabilistes montrent en particulier l'importance de la prise en compte de la dispersion des teneurs des aciers en éléments alliés pour la prédiction du risque de propagation spontanée des fissures²⁰. 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 CEA²¹. 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 irradiation²². Le débat scientifique est cependant complexe²³, 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 thermo-fluidiques et des méthodes probabilistes pour inclure les incertitudes dans les propriétés thermomécaniques des matériaux semble indispensable***.

Ces résultats des recherches internationales justifient davantage encore la nécessité d'utiliser le démantèlement des deux plus vieux réacteurs nucléaires REP commerciaux français à Fessenheim pour procéder à une analyse scientifique fine de l'ensemble des deux cuves irradiées pendant 40 ans au moins en les découpant entièrement en éprouvettes sur toute leurs hauteur et azimuth pour créer la première base publique d'échantillons irradiés sous contrainte d'aciers de cuves commerciales au monde, grâce à un projet de recherche public réunissant les plus grands laboratoires chauds de recherche nucléaire européens et étatsuniens^{1,24}.



Mesures scientifiques pour la tenue des réacteurs du parc nucléaire en vue de leur prolongation de service

A la lumière des éléments d'information précédents, les mesures scientifiques qui doivent précéder, accompagner et *in fine* garantir la sûreté nucléaire liée à la tenue des réacteurs dont la durée de service sera ou non prolongée de 10 ans supplémentaires après leur quatrième visite décennale doivent être formulées le plus précisément possible de manière concertée, argumentée et ouverte aux acteurs considérés : l'ensemble de la communauté scientifique (laboratoires de recherche) et des organismes de contrôle et de suivi de la sûreté et de la sécurité nucléaires (ASN, IRSN, ANCCLI, Global Chance, GSIEN, etc.).

- **Gestion des capsules du PSI** : il semble que la gestion de ces capsules ne soit pas organisée de manière suffisamment rigoureuse et transparente. Il est indispensable que la gestion complète de l'ensemble des positionnements, enlèvements, utilisations, tests, résultats des tests de toutes les capsules passées, actuelles et à venir et de leurs éléments (en particulier éprouvettes et sondes neutroniques) des 56 réacteurs REP encore en service et destinés ou non à être prolongés soit établie rigoureusement et mise à disposition des acteurs considérés plus haut.
- **L'amélioration des sondes neutroniques** pour la détermination plus sûre et plus précise des flux neutroniques réels traversant les cuves nucléaires, en particulier aux emplacements des capsules doit être menée en toute transparence ; **l'installation de sondes neutroniques externes aux cuves** au droit des positions des capsules doit être requise et effective sur l'ensemble des réacteurs du parc nucléaire actuel et futur (EPR, éventuels EPR2, éventuels SMR).
- Les **méthodes de calcul des ténacités en mode de rupture normale, des augmentations des températures de transition ductile-fragile selon les différentes définitions, des courbes-maîtresses du K_{Ic}** en fonction des températures de transition et des probabilités de rupture, doivent être élargies (déterministes et probabilistes) et rendues accessibles entièrement dans leur totalité aux acteurs considérés.
- Les **méthodes de simulation déterministes et probabilistes des facteurs d'intensité des contraintes** aux extrémités des fissures et défauts existants (DSR, DIDR, DDH), possibles et de référence, utilisées pour le calcul des facteurs de marge des cuves doivent être transparentes et rendues entièrement disponibles aux acteurs considérés.
- Les **modèles et calculs par CFD et toutes autres méthodes utilisées pour la simulation des diverses situations accidentelles permettant de prévoir le comportement et la tenue mécanique des cuves nucléaires en cas de choc froid sous pression** doivent être transparents et rendus entièrement disponibles aux acteurs considérés. En particulier, les résultats des tests et mesures internationaux les plus récents évoqués plus haut doivent être non seulement connus mais aussi intégrés dans ces modèles et calculs pour représenter la fragilisation accélérée des cuves sous irradiation et contraintes thermiques au plus près de la réalité des phénomènes nano et microscopiques radio-induits et radio-stimulés.
- **L'impact des rayons gamma issus des cœurs nucléaires** sur la fragilisation des aciers de cuves nucléaires doit être étudié par les centres de recherche (méta-études, tests) et intégrés dans les simulations numériques de tenue des cuves.
- Les **dispositions et dispositifs mis en œuvre dans chaque réacteur nucléaire pour diminuer les flux neutroniques** issus des cœurs nucléaires et traversant les cuves, afin d'atténuer l'augmentation et l'accélération de leur fragilisation, doivent être détaillées, testées et rendues accessibles, ainsi que l'ensemble de leurs résultats, aux acteurs concernés. En particulier, les

résultats de mesure de diminution des flux neutroniques par insertion de **barres neutrophages de hafnium** à différents azimuts en circonférence de cœurs nucléaires²⁵ doit être transparents et rendus accessibles aux acteurs concernés, ainsi que les plans d'implantation de ces barres sur chaque réacteur.

- L'ensemble des données, simulations et modélisations et simulations numériques sur les phénomènes de **CSC (corrosion sous contrainte thermomécanique)** qui ont entraîné la formation de fissures débouchantes millimétriques et centimétriques sur les tubulures des circuits de refroidissement RRA et RIS des réacteurs REP doit être rendu disponible aux acteurs concernés, ainsi que les décisions prises pour y remédier, les surveiller et les prévenir. De même pour la **fragilisation en cours et à venir des coudes moulés**.

-
- ¹ De Larochelambert T., *Sûreté, démantèlement et prolongation de fonctionnement des réacteurs nucléaires & transition énergétique*, Sûreté et sécurité des installations nucléaires civiles, 2021, Ed. Mare & Martin, ISBN 978-2-84934-536-8, pp 85-147.
- ² Odette G.R. 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.
- ³ Liu Y-C. et al., *Characterizing the flux effect on the irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steels using machine learning*, Acta Materialia 256 (2023) 119144.
- ⁴ Kamboj A. et al., *The effect of phosphorus on precipitation in irradiated reactor pressure vessel (RPV) steels*, Journal of Nuclear Materials 585 (2023) 154614.
- ⁵ Jacobs R. et al., *Predictions and uncertainty estimates of reactor pressure vessel steel embrittlement using Machine learning*, Materials & Design 236 (2023) 112491.
- ⁶ Courrier Position et action d'EDF à l'ASN, *Cuves – Analyse des résultats du PSI. Critères d'écart entre ΔT_{K7} et ΔT_{09}* , D455014002238, 13 mars 2014.
- ⁷ Barcello 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.
- ⁸ Iost A. *Détermination de la ténacité de matériaux fragiles ou ductiles à partir de l'essai d'indentation*. Revue de Métallurgie, 2013, pp.215-233. (« 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 Kc 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 »).
- ⁹ Hein H. et al., *Effects of additional uncertainties and handling and mitigation of uncertainties*, SOTERIA Final Workshop, 25-27 June 2019, Miraflores de la Sierra, Spain.
- ¹⁰ Thiollay N., *Validation de la fluence reçue par la cuve*, CEA, Journée Technique SFEN du 27 novembre 2017.
- ¹¹ Sergeeva V., *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 (« 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 »).
- ¹² Carew J.F. 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
- ¹³ Košťál M. 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.

- ¹⁴ Thamaraiselvi K., Vishnuvardhan S., *Fracture studies on reactor pressure vessel subjected to pressurised thermal shock: A review*, Nuclear Engineering and Design 360 (2020) 110471.
- ¹⁵ Liu Y-C. et al., *Machine learning predictions of irradiation embrittlement in reactor pressure vessel steels*, Nature, npj Computational Materials (2022) 85.
- ¹⁶ De Larochelambert T., *Vieillissement des cuves nucléaires 900 MW - prolongation de service & risques d'accidents*, Audition spéciale à l'OPECST, 12 mai 2021.
- ¹⁷ Mingrone F. 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. ("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").
- ¹⁸ De Larochelambert T., *Le programme d'investigations et de prélèvements supplémentaires sur les ré-acteurs 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*, Global Chance, février 2023. <https://global-chance.org/Nouvelles-demandes-d-analyses-de-l-IRSN-sur-le-vieillissement-de-Fessenheim>.
- ¹⁹ Chen M. et al., *Application of the French Codes to the Pressurized Thermal Shocks Assessment*, Nuclear Engineering and Technology 48 (2016) 1423-1432. (« 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".)
- ²⁰ Versteylen C. 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.
- ²¹ Couturier J., Schwartz M., *Etat des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression*. IRSN – EDP Sciences, 2017, France (cf. page 139).
- ²² Andrieu A., *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.
- ²³ Qian G., Niffenegger M., *Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks*, Nuclear Engineering and Design 273 (2014) 381–395.
- ²⁴ De Larochelambert T., *Propositions pour la transition énergétique dans le Haut-Rhin et le Territoire de Belfort après la fermeture définitive de la centrale nucléaire de Fessenheim*, Rapport au Préfet du Haut-Rhin, 14 mars 2019.
- ²⁵ Bourganel S. et al., *Analysis of hafnium configuration of FLUOLE-2 program*, 20th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division (RPSD) of the American Nuclear Society (ANS) - 2018, Aug 2018, SantaFe, United States. cea-02339257.