

**I – Introduction :** La cuve du réacteur constitue un élément fondamental de la sûreté des installations nucléaires. En tant que barrière principale de confinement du cœur, elle est soumise à des conditions extrêmes : flux neutroniques intenses, pressions élevées et cycles thermiques répétés. Au fil du temps, cette exposition induit un vieillissement neutronique et mécanique susceptible d'altérer ses propriétés structurelles. Sur le plan neutronique, l'irradiation prolongée par les neutrons rapides provoque la fragilisation par déplacement atomique et la formation de défauts cristallins, modifiant la ténacité du métal [2]. Sur le plan mécanique, la perte de ductilité et l'augmentation de la température de transition ductile-fragile affectent la résilience de la cuve face aux transitoires thermiques et pressions accidentelles. L'évaluation des effets de cette fragilisation constitue donc un enjeu majeur pour la durabilité des réacteurs et la démonstration de la sûreté à long terme. Cette étude vise à mettre en évidence les interactions entre phénomènes neutroniques et comportements mécaniques afin de mieux comprendre l'évolution de la cuve tout au long de sa durée de vie, et d'orienter les stratégies d'exploitation et de surveillance adaptées [2].

## II-Mécanismes de vieillissement sous irradiation

### ➤ Les dégâts primaires

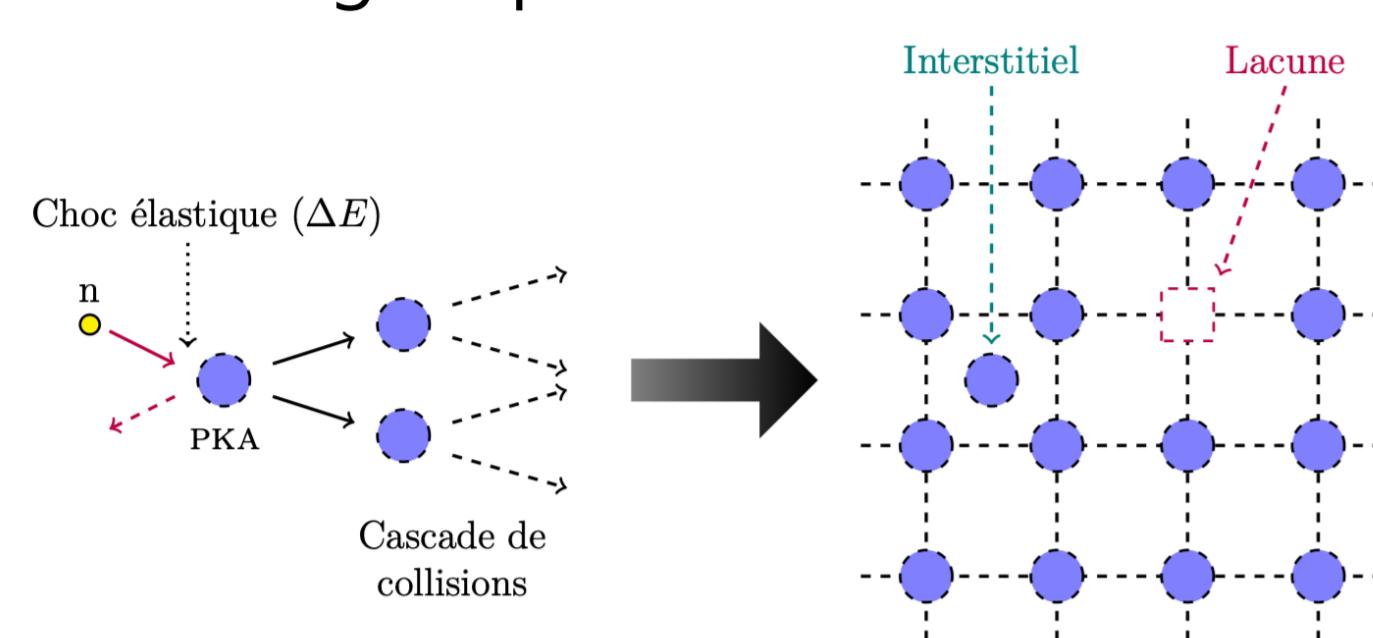


Fig 1: Dégâts primaires d'irradiation : formation des paires de Fränkel. L'acronyme PKA indique le premier atome frappé par le neutron incident [1].

### ➤ L'évolution des dégâts d'irradiation

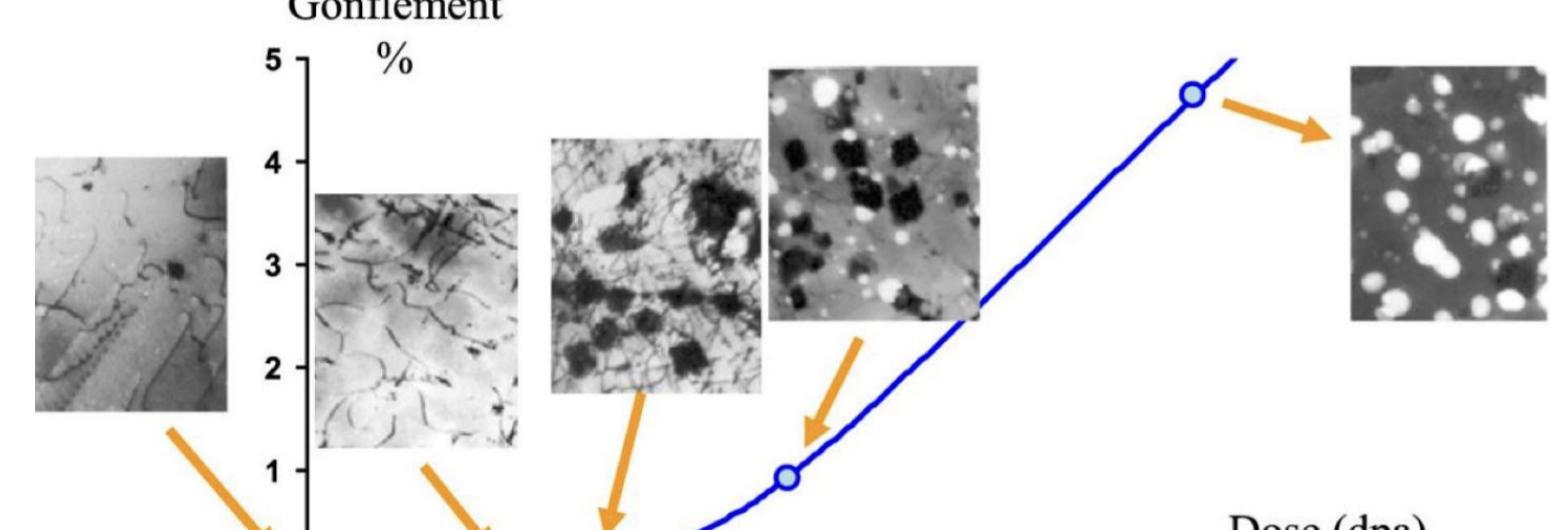


Fig 2: Gonflement en fonction de la dose, pour un acier 316 hypertonqué irradié à 600°C, dans le réacteur à neutrons rapides PHENIX [2].

## ❖ Mécanismes de vieillissement sous contrainte mécanique

### ➤ Mécanismes de rupture ductile & fragile

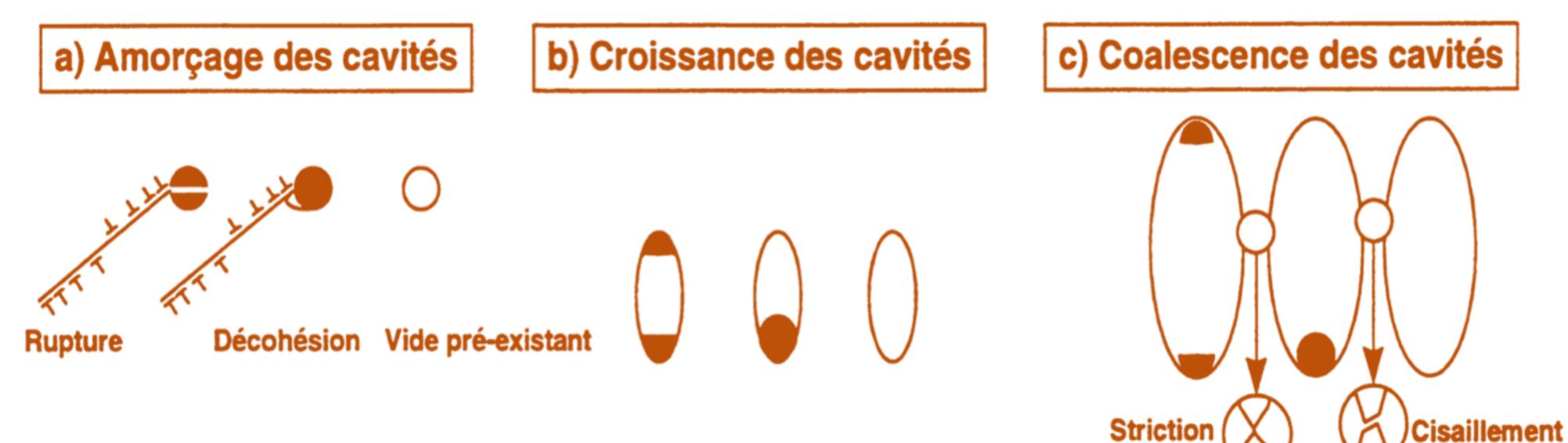


Fig 3 : Représentation schématique des trois stades de la rupture ductile [3].

La rupture ductile (voir Fig. 3) se caractérise par l'amorçage, la croissance et la coalescence de cavités, traduisant une forte déformation plastique avant la séparation du matériau. À l'inverse, la rupture fragile par clivage (voir Fig. 4) implique la nucléation et la propagation rapide d'une fissure selon des plans cristallographiques, sans absorption significative d'énergie plastique [3].

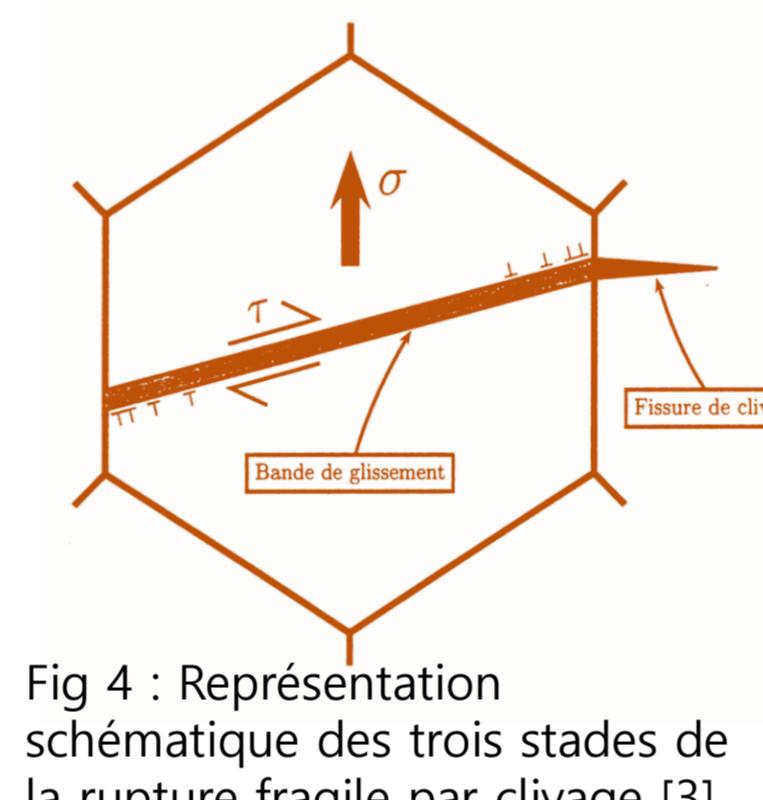


Fig 4 : Représentation schématique des trois stades de la rupture fragile par clivage [3].

### ➤ Perspectives : traitements thermiques de recuit

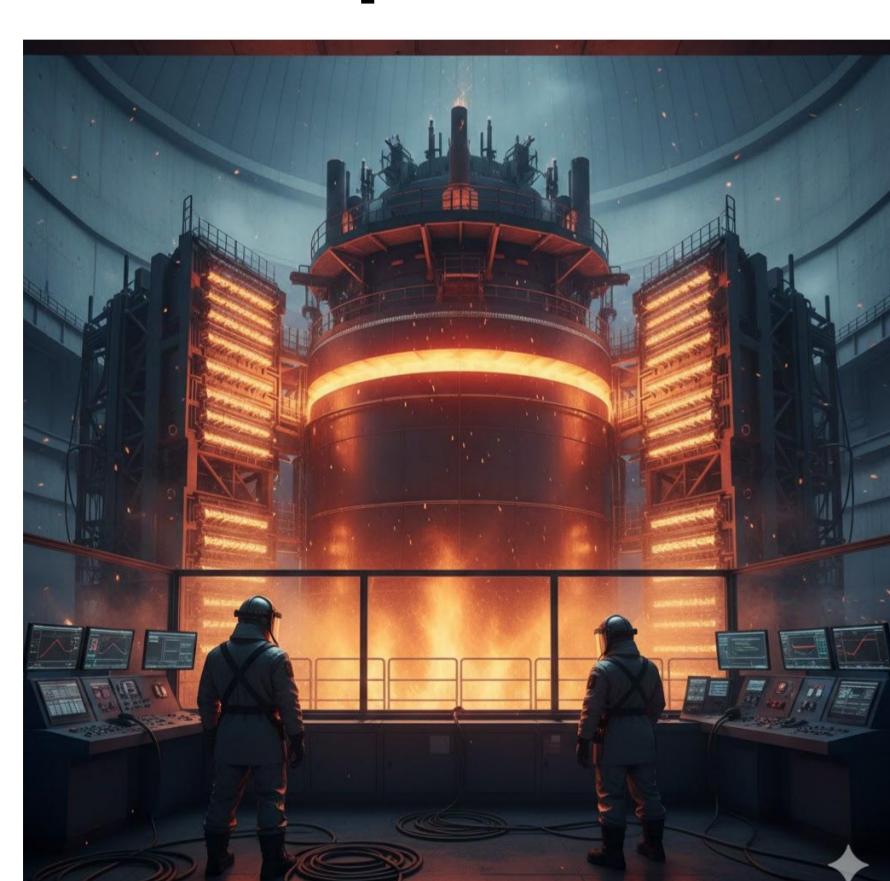


Fig 7 : Traitement thermique de recuit de la cuve : générée par IA

La restauration, par traitement thermique, des propriétés mécaniques de l'acier de cuve fragilisé par irradiation neutronique est possible. Des expériences de ce type ont déjà été tentées dans l'ex URSS, aux USA et en Belgique. Une étude antérieure a pu montrer qu'un traitement d'une semaine à 450°C, permettait de restaurer la totalité des propriétés mécaniques mesurées en termes de résilience et de température de transition ductile-fragile. De tels traitements ont été appliqués à notre acier de cuve de Chooz A préalablement irradié pendant 13 années [5].

## III – Les effet de l'irradiation sur l'acier de la cuve

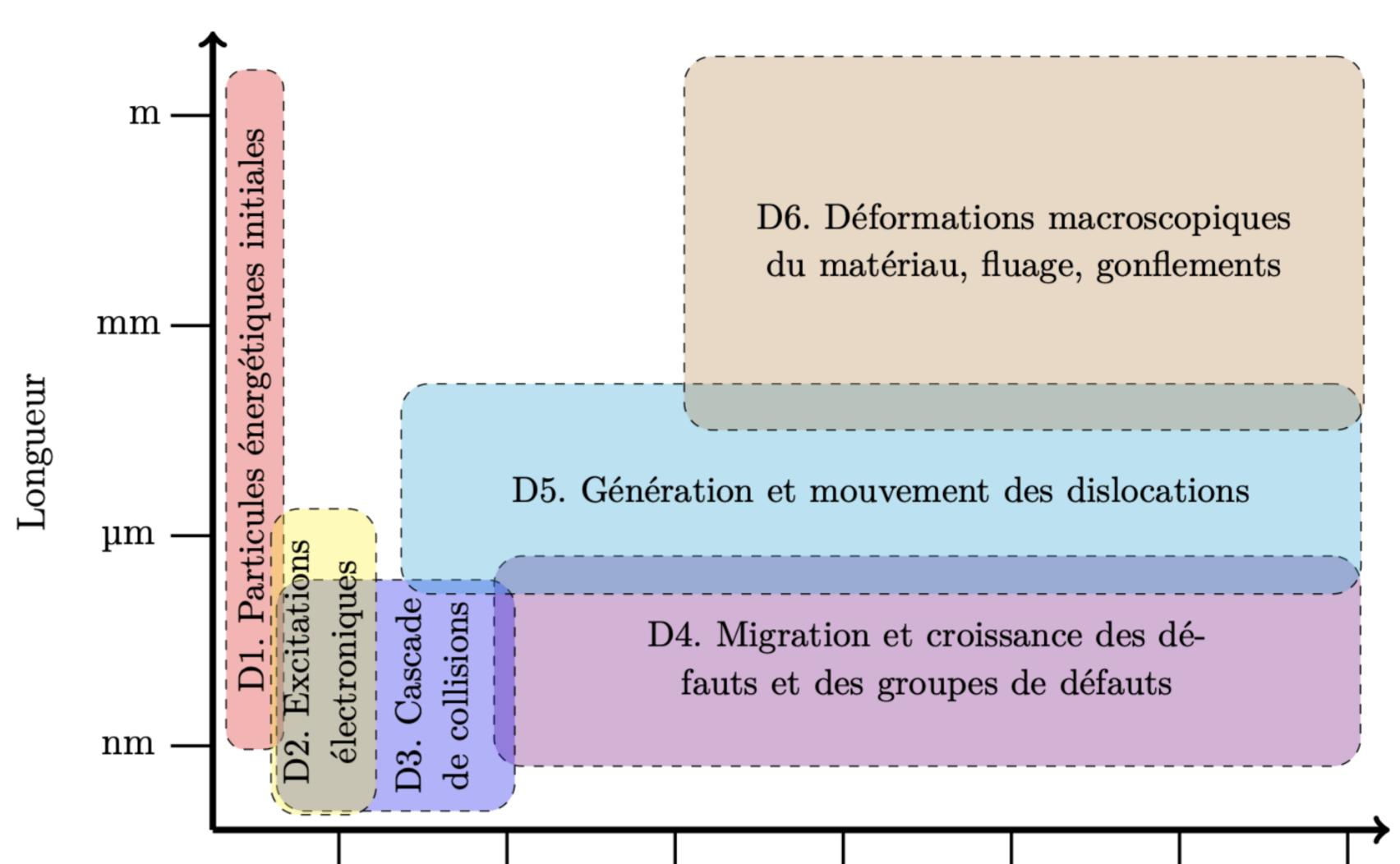


Fig 5 : Les multiples niveaux de physique impliqués dans les effets de rayonnements. Les codes D1 à D6 sont utilisés comme références croisées dans le corps du texte. Les limites des boîtes dans l'espace et dans le temps sont très approximatives et ne doivent pas être considérées comme des limites précises [1].

### ➤ Fragilisation de l'acier de cuve sous irradiation neutronique

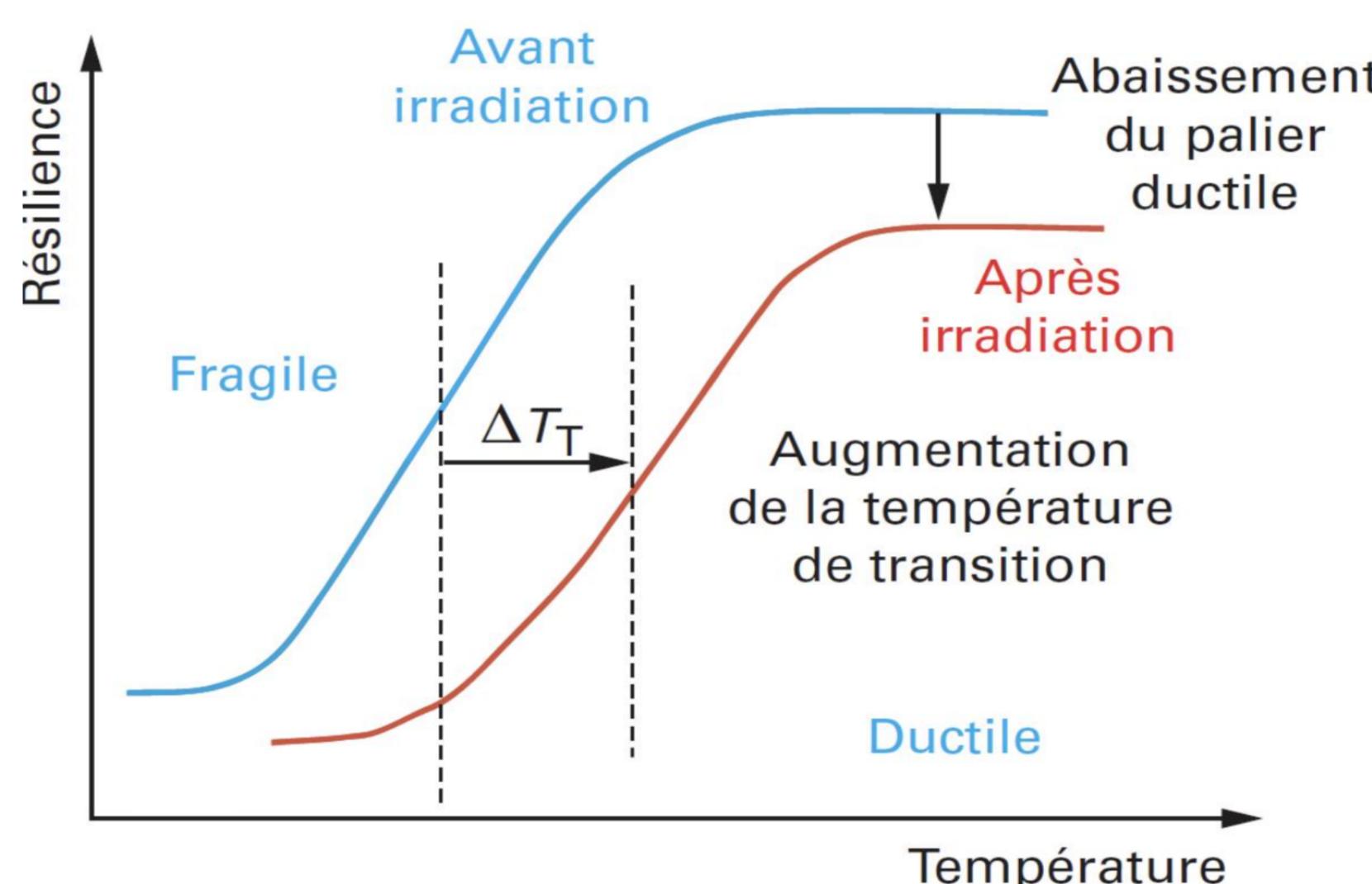


Fig 6 : Fragilisation sous irradiation des aciers ferriques [1].

L'irradiation rend le matériau plus fragile à des températures où il était auparavant ductile, en augmentant la température de transition et en réduisant la capacité du matériau à absorber l'énergie (résilience) comme le montre la Fig. 6. Cette dégradation est un enjeu majeur pour la sûreté des cuves de réacteur, car elle augmente le risque de rupture fragile en service [1].

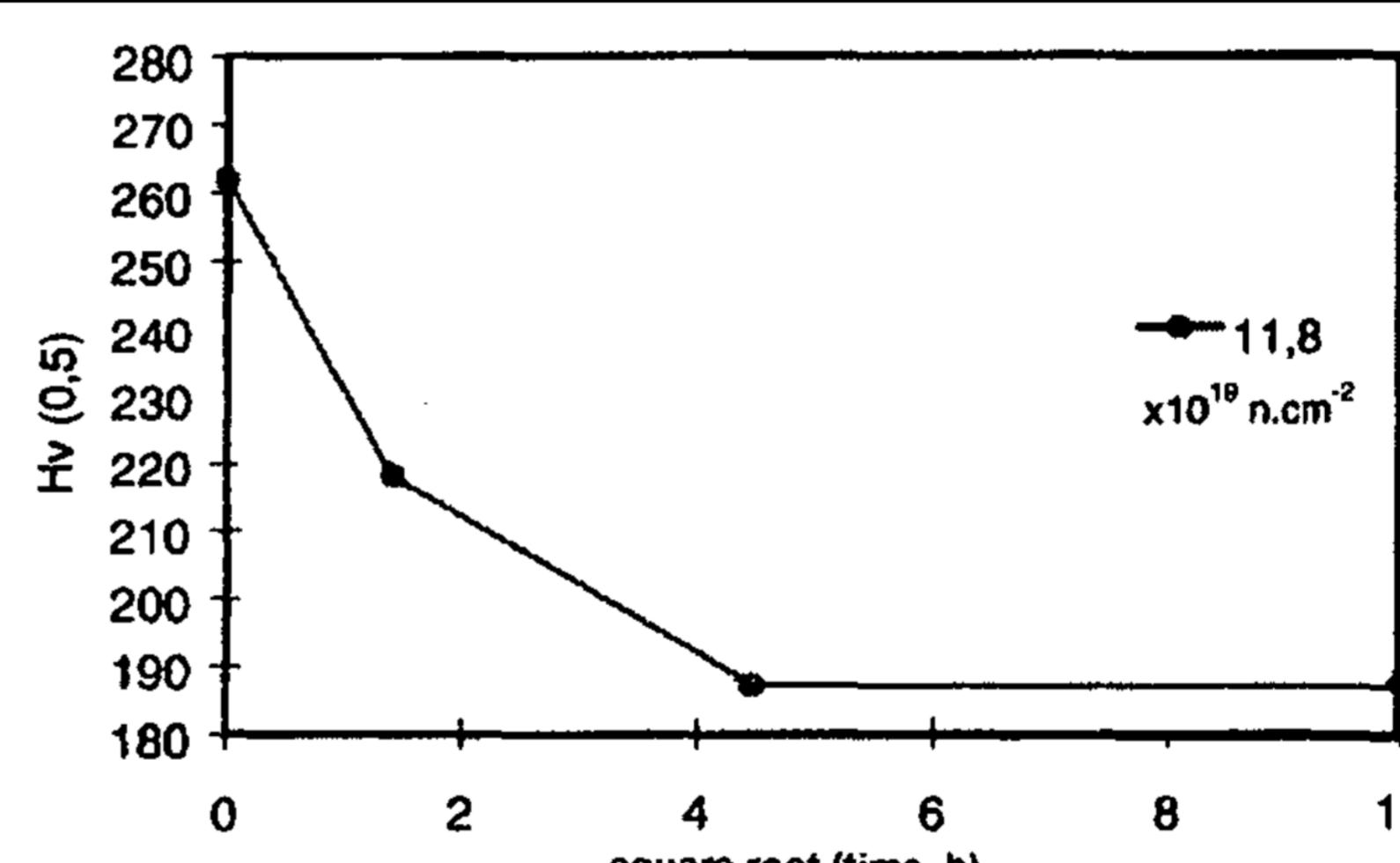


Fig 8 : Courbe de mesures de dureté (HV, 0.5kg) réalisées au cours de recuit à 450°C de l'acier de la cuve initialement irradié ici jusqu'à une fluence de 11.8~10~n·m⁻². [5].

La restauration des propriétés mécaniques a été suivie par mesures de microdureté. Il a été ainsi montré qu'après 20 heures de traitement thermique à 450°C, l'acier irradié retrouvait la valeur de dureté de l'échantillon de référence (non irradié) [5].

## IV-Conclusion

L'impact de la sûreté à long terme se traduit principalement par la fragilisation des aciers des cuves de réacteurs nucléaires sous irradiation neutronique, ce qui augmente le risque de rupture fragile. Cette dégradation mécanique impose des limites à la durée d'exploitation des centrales, nécessitant une surveillance rigoureuse et des modélisations précises pour garantir l'intégrité des composants. La maîtrise du vieillissement est essentielle pour prévenir les risques d'accidents graves liés à la perte de résistance des matériaux critiques.

## Bibliographie

- [1] Vuia, « Analyse du vieillissement sous irradiation neutronique des cuves des réacteurs nucléaires à eau sous pression », phdthesis, Université Paris-Saclay, 2021. Consulté le : 18 octobre 2025. [En ligne]. Disponible sur : <https://theses.hal.science/tel-03611356>.
- [2] X. Han, « Modélisation de la fragilisation due au gonflement dans les aciers inoxydables austénitiques irradiés », Theses, École Nationale Supérieure des Mines de Paris, 2012. Consulté le : 11 novembre 2025. [En ligne]. Disponible sur : <https://pastel.hal.science/pastel-00818326>.
- [3] R. Pesci, « Étude micromécanique et caractérisation expérimentale du comportement et de l'endommagement de l'acier de cuve 16MND5 à basses températures », Theses, Arts et Métiers ParisTech, 2004. Consulté le : 17 novembre 2025. [En ligne]. Disponible sur : <https://pastel.hal.science/pastel-00000980>.
- [4] M. Akamatsu, « Mécanismes de fragilisation des aciers de cuves sous irradiation », Rev. Métallurgie, vol. 90, no 9, p. 1090-1090, sept. 1993, doi: 10.1051/metal/199390091090.
- [5] R. Taillard, A. Hennion, J.-P. Massoud, J.-C. V. Duyse, et J. Foc, « Vieillissement thermique et effets d'irradiation dans les zones fondues des cuves des réacteurs VVER », J. Phys. IV, vol. 11, no PR1, p. Pr1-59, avr. 2001, doi: 10.1051/jp4:2001105.