

**THÉMATIQUE « MATÉRIAU  
DES CUVES ET EFFETS DE  
L'IRRADIATION »**

# **SYNTHÈSE DES QUESTIONS DE LA SOCIÉTÉ CIVILE**

- Par Yves Lheureux (ANCCLI)

+

# • LE MATÉRIAU DES CUVES

○

- Le matériau de la cuve peut-il être fragilisé et comment ?
- Comment la qualité de l'acier se dégrade-t-elle du fait du bombardement neutronique intense, de la haute température, et des fortes pressions ?
- Comment mesurer les dommages causés par l'irradiation ? (par la fluence ? par les DPA ? par les spectres ?)
- La fluence reçue par la cuve pour des énergies  $\leq 1$  MeV est-elle mesurée et conduit-elle à des modifications des propriétés du matériau (seuls les neutrons d'énergie supérieure à 1 MeV = 1 million d'électron-volt sont mesurés, alors que les neutrons d'énergie comprise entre 0,1 et 1 MeV provoquent aussi beaucoup de dégâts dans les aciers et représentent près de la moitié de la fluence reçue) ?
- Qu'en est-il des cuves qui sont de plus en plus fragilisées par le bombardement neutronique et les variations thermiques ?
- Qu'en est-il de la fragilité des cuves des réacteurs de Cruas 1 et 2 face aux chocs de température et de l'absence de solutions proposées par EDF pour y remédier ?
- Est-il possible d'effectuer un recuit de cuve (comme cela a pu être effectué pour des sous-marins américains) ?
- Quel est le retour d'expérience des réacteurs américains ayant passé leur VD4, et notamment à la question du vieillissement du matériel ?

# + • TÉNACITÉ, COURBE DE TRANSITION DUCTILE-FRAGILE



- Pourquoi les incertitudes de mesure d'essais Charpy et celles du tracé des courbes de transitions ne sont-elles pas prises en considération, ce qui conduit à sous-estimer et à ignorer les résultats obtenus sous la courbe de transition fragile/ductile ?
- On observe que des points de mesures du PSI sont à l'extérieur des courbes enveloppes à  $2\sigma$ . La formule de prévision ne devrait-elle pas être basée sur la valeur médiane des points obtenus et non la valeur moyenne (donnant plus de « poids » aux valeurs extrêmes obtenues) ?
- La marge entre la courbe prévisionnelle de  $\Delta TK7$  ( $^{\circ}C$ ) et les résultats d'essais du PSI se réduit sensiblement en fonction de la fluence pour un niveau d'environ  $7 \cdot 10^{19}$  neutrons/cm<sup>2</sup>. La prévision reste-t-elle valable pour des fluences supérieures en cas de prolongation de la durée de fonctionnement après 40 années d'exploitation ?
- Les courbes enveloppe ne devraient-elles pas intégrer l'ensemble des valeurs obtenues, un point très éloigné de la prévision pouvant correspondre à une éprouvette Charpy avec fond d'entaille en zone ségrégée, correspondant éventuellement à un fond de fissure sous revêtement inox de la cuve (Défaut Sous Revêtement) situé dans une zone semblable ?
- Quelles sont les températures de transition ductile-fragile à 30 ans (VD3) pour chacun des 34 réacteurs de 900 MWe et à 40 ans (VD4 pour chacun des 32 réacteurs de 900 MW en fonctionnement, et à 40 ans pour les deux de Fessenheim) ?
- Quelle est la valeur par réacteur, pour les deux durées de fonctionnement ? Quelle est leur estimation pour 50 ans pour les 32 réacteurs en fonctionnement (méthode de calcul et résultats) ? Avec évidemment les marges d'incertitude.
- Est-il possible d'indiquer clairement, cuve par cuve, dans les cas de translation des courbes de transition (comprises entre 40 et 75  $^{\circ}C$ ), quelle est la valeur de la résilience (en J/cm<sup>2</sup>) à 0 $^{\circ}C$  ?

# • + LES ÉPROUVETTES



- Restera-t-il des éprouvettes dans les cuves après leur 4<sup>e</sup> visite décennale ?
- Quelle représentativité des éprouvettes, en place dans la cuve, pour modéliser ce vieillissement ?
- Pourquoi les capsules placées dans les cuves sont-elles de petite taille ?
- Étant donné leur taille et le fait qu'elles ne soient pas « sous pression » comme l'est l'acier de la cuve, sont-elles réellement représentatives ?
- Comment sont calculés les « temps équivalent cuve » des capsules (prise en compte de l'âge, du pourcentage du nominal, des arrêts pour évaluer un équivalent du temps d'irradiation) ?
- Qu'en est-il des déplacements des capsules pour certains réacteurs (cas de Fessenheim), ou ajout de capsules après démarrage pour d'autres réacteurs, car celles mises en place lors de la fabrication ne permettaient pas d'anticiper au-delà de 40 ans (cas des réacteurs 1300 MWe) ?
- Après ces années de fonctionnement, l'irradiation des cuves de ces réacteurs mesurée à partir des éprouvettes correspond-t-elle à celle calculée par modélisation ?
- Quelles sont les incertitudes prises en compte dans les mesures et sur les résultats de la modélisation ?
- Comment est-il possible d'extrapoler les effets d'irradiation au-delà de 40 ans ?
- Quel est le vieillissement de la cuve par irradiation ?

# PROBLÉMATIQUE ET TERMES UTILISÉS

- Par Minh Bao LE (IRSN)

# Thématique « Matériaux des cuves et effets de l'irradiation »

## [ PROBLÉMATIQUE ET TERMES UTILISÉS

- **Fragile** : peu de déformation avant la rupture → énergie de rupture faible
- **Ductile** : déformation importante avant la rupture → énergie de rupture élevée
- **Résilience** : énergie de rupture ( $\text{J}/\text{cm}^2$ ) nécessaire pour produire la rupture d'une éprouvette entaillée.
- **Ténacité ( $K_{Ic}$  ou  $K_c$ )** : propriété matériau représentant la capacité du matériau à résister à la propagation d'une fissure
- **Transition fragile – ductile** : l'acier de cuve présente un comportement fragile à faible température et ductile à température élevée, la courbe d'énergie de rupture (ou de ténacité) présente une transition fragile - ductile
- **$RT_{NDT}$**  : température de référence de ductilité nulle qui est utilisée pour indexer la courbe de transition fragile – ductile d'un matériau.  $RT_{NDT}$  plus grande correspond à un matériau plus fragile.

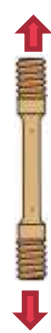
# Exigences de propriétés mécaniques pour le matériau de la cuve



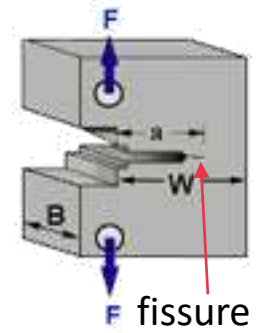
Risque pression  
(déformation, instabilité)

Risque de rupture brutale  
(choc thermique pressurisé)

bonnes caractéristiques  
de traction

A diagram of a tensile specimen, which is a long, thin rod with a central section of reduced diameter. It is shown with a red arrow pointing up and a red arrow pointing down, indicating the direction of tensile force.

bonne ténacité

A diagram of a Charpy impact test. It shows a rectangular specimen with dimensions labeled: 'a' for the notch depth, 'B' for the specimen width, and 'W' for the specimen thickness. Two blue arrows labeled 'F' indicate the direction of the impact force. A red arrow labeled 'fissure' points to the location where the specimen is expected to fracture.

**Choix de l'acier 16MND5 au Manganèse, Nickel, Molybdène**  
avec revêtement en acier inoxydable pour tenue à la corrosion



# L'impact des irradiations neutroniques sur l'acier de la cuve

Irradiations  
neutroniques

## Durcissement de l'acier

- Augmentation des caractéristiques de traction
- Diminution de la capacité de déformation

Risque  
pression : non  
remis en  
cause

## Fragilisation de l'acier

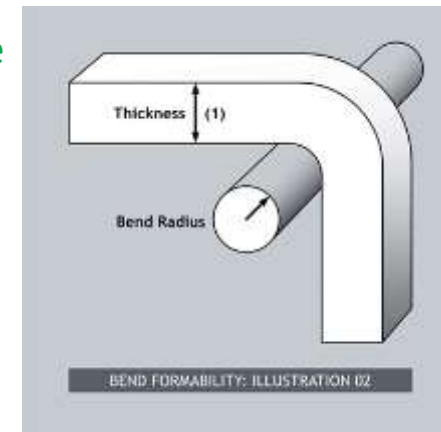
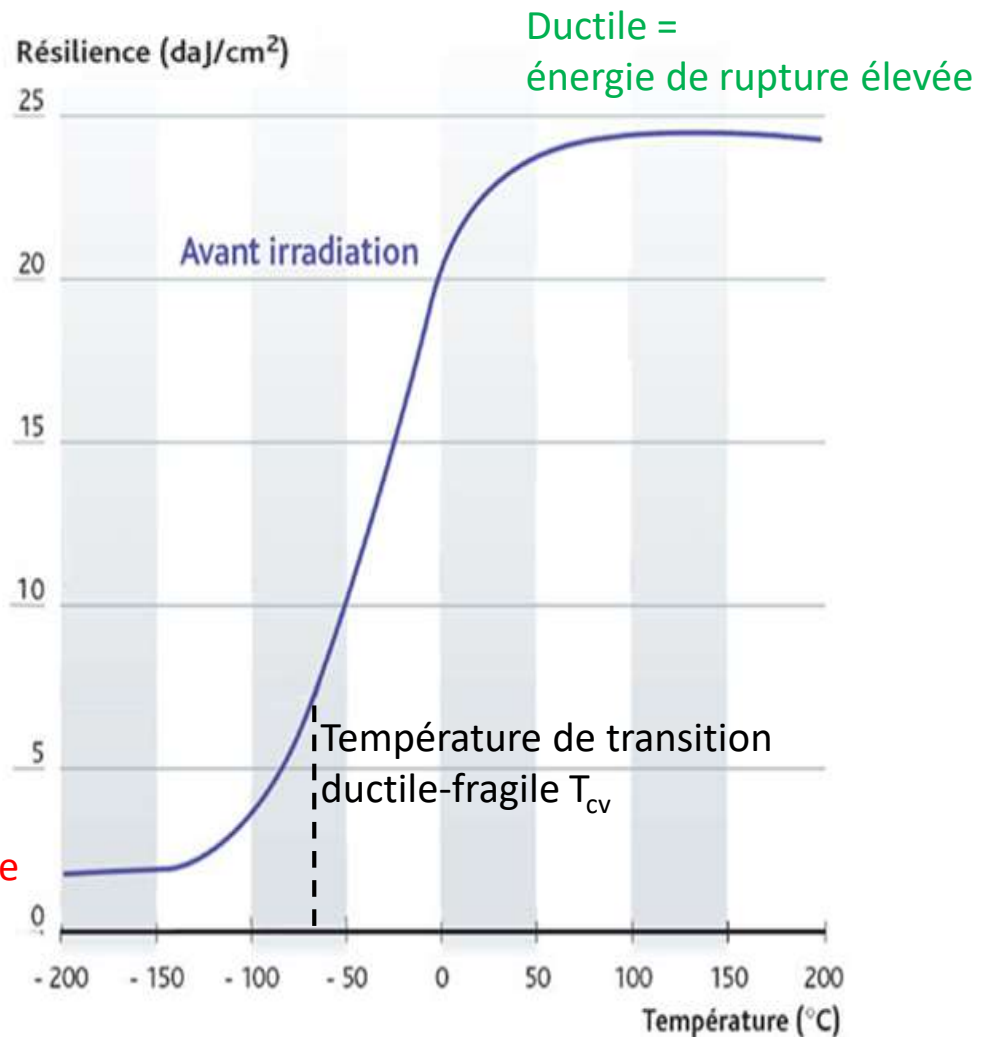
- Diminution de l'énergie nécessaire à la rupture
- Diminution de la ténacité de l'acier

Risque de  
rupture  
brutale à  
évaluer

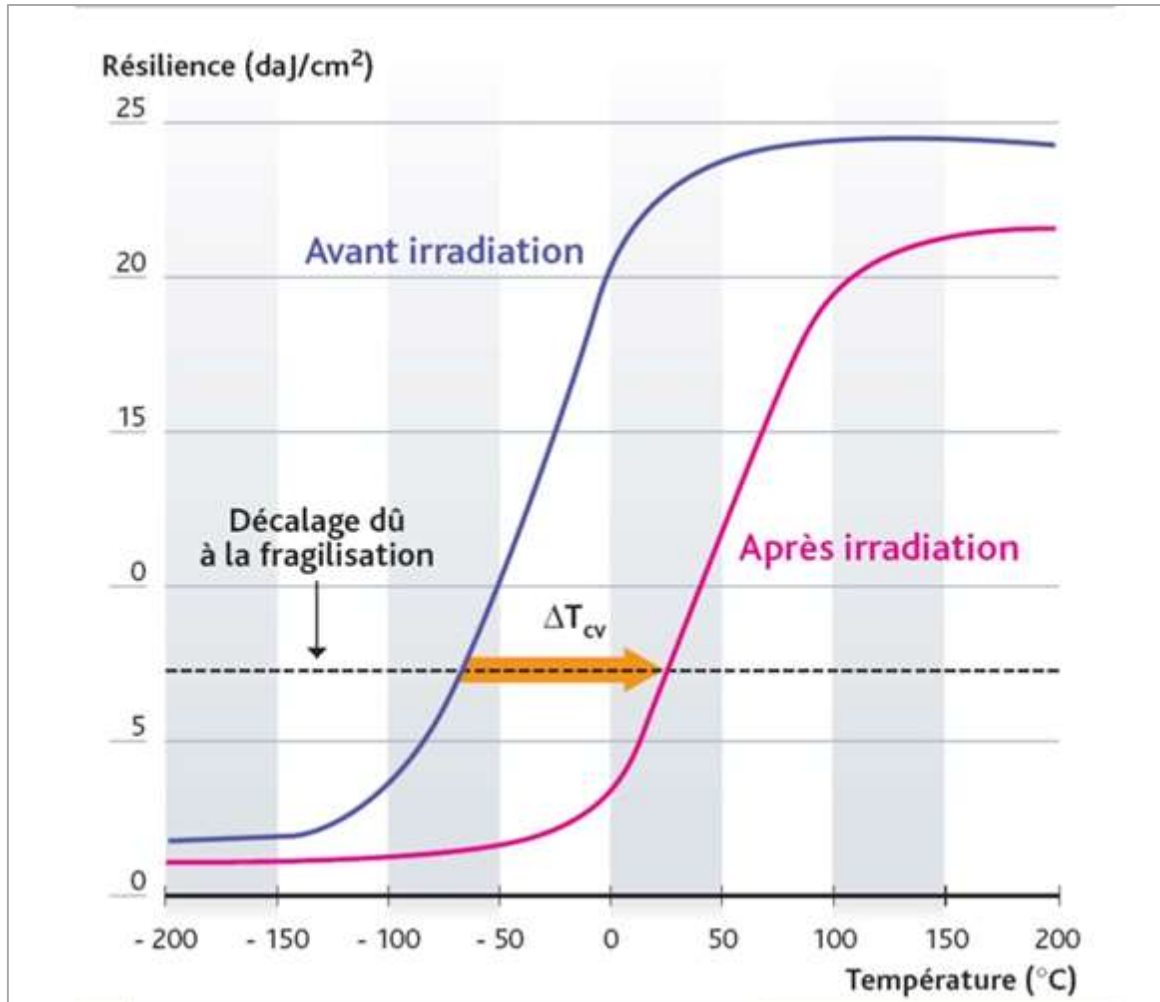
# Phénomène de transition ductile - fragile de l'acier de la cuve



Fragile =  
faible énergie  
de rupture



## Phénomène de transition ductile - fragile : impact des irradiations neutroniques



- L'irradiation conduit à décaler la courbe de transition vers les hautes températures, ce qui élargit le domaine de comportement fragile du matériau
  - Cette fragilisation est caractérisée par le décalage de la température de transition ductile-fragile ( $\Delta T_{cv}$  ou  $\Delta RT_{ndt}$ ) entre le matériau irradié et le matériau initial
- Le risque de rupture brutale de la cuve doit être réévalué en fonction du niveau d'irradiation
- L'effet de l'irradiation a été pris en compte dès la conception de la cuve, et vérifié à travers le programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)

# DOSSIER D'EDF

- Par Nicolas JARDIN (EDF)

# MATERIAU DES CUVES ET EFFETS DE L'IRRADIATION – DOSSIER EDF (1/2)



- Les propriétés de ténacité baissent progressivement avec l'irradiation → nécessité d'évaluer l'impact de l'irradiation
- La ténacité est déterminée via le paramètre  $RT_{NDT}$  (qui caractérise expérimentalement la température de transition entre le domaine fragile et le domaine ductile)

$$RT_{NDT \text{ VD4+10 ans}} = \underbrace{RT_{NDT \text{ initiale}}}_{\substack{\text{Déterminée} \\ \text{à la} \\ \text{fabrication}}} + \underbrace{\Delta RT_{NDT}}_{\substack{\text{Déterminée} \\ \text{avec la} \\ \text{formule FFI}}}$$

Formule FFI :  $\Delta RT_{NDT} (^{\circ}C) = A[1 + 35,7(P - 0,008)_+ + 6,6(Cu - 0,08)_+ + 5,8Ni^2Cu]\phi^{0,59} + 2\sigma$

- La formule FFI a été élaborée sur la base des résultats du PSI (Programme de Suivi de l'Irradiation) et des irradiations en réacteurs expérimentaux. Elle est cohérente avec les formules internationales.
- La  $RT_{NDT}$  maximale à VD4+10 ans, retenue pour le dossier, est de 71,1°C



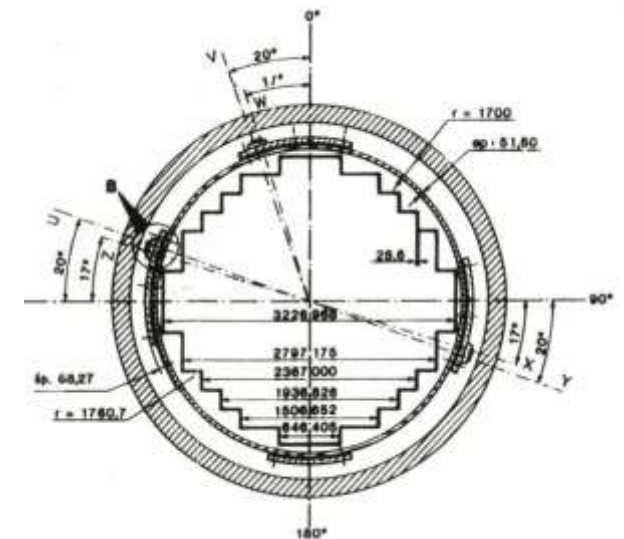
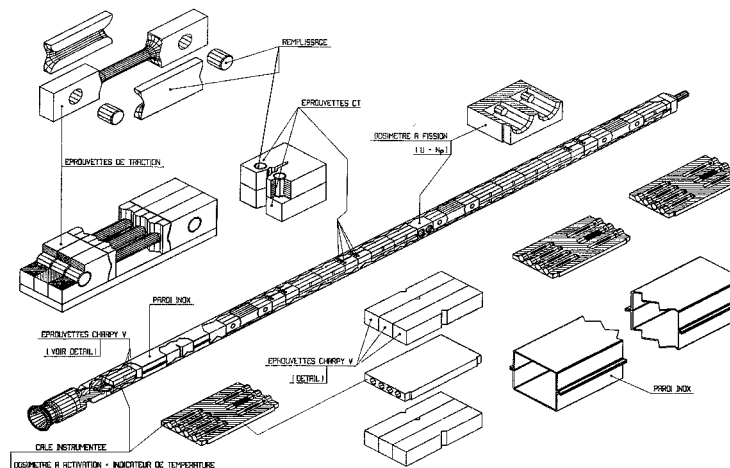
Cliquez dans Insertion/"En-tête-Pied" puis "Appliquer partout" pour indiquer le titre de votre présentation

# MATERIAU DES CUVES ET EFFETS DE L'IRRADIATION – DOSSIER EDF (2/2)



## Programme de suivi des effets de l'irradiation :

- Le principe est de placer des éprouvettes issues de la fabrication des matériaux de cuves, à proximité du cœur, afin qu'elles reçoivent un flux neutronique représentatif plus élevé que la cuve
- Les éprouvettes sont regroupées dans les capsules (environ 80 éprouvettes par capsule)
- En retirant périodiquement les capsules, et en expertisant les éprouvettes de différentes natures, on peut connaître par anticipation les propriétés matériaux de la cuve
- A ce jour, on dispose de données jusqu'à 60 ans au moins

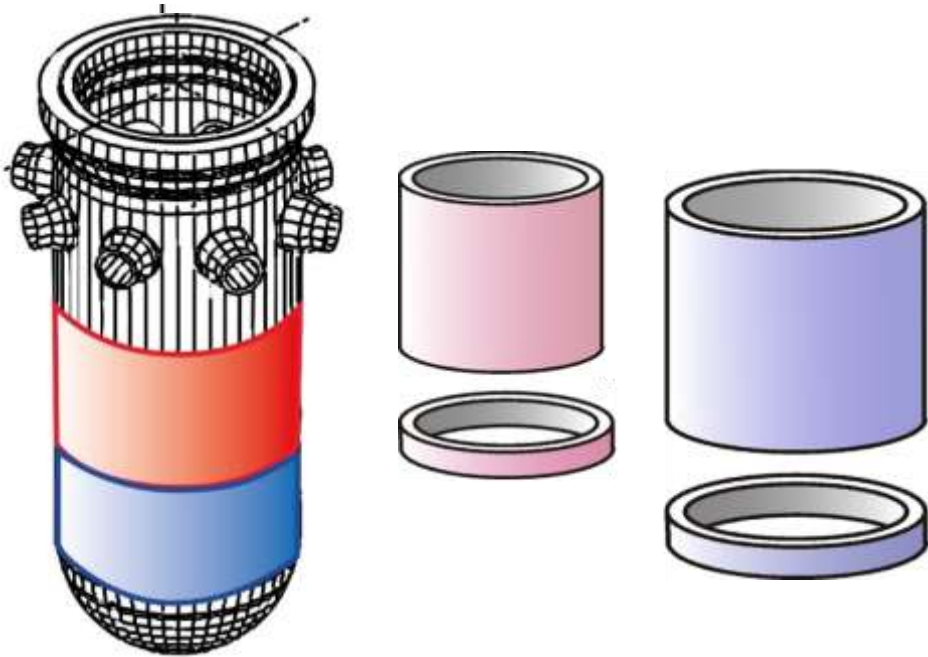


# **PRINCIPAUX SUJETS AYANT FAIT L'OBJET D'UNE EXPERTISE TECHNIQUE ET CONCLUSIONS TIRÉES**

- Par Minh Bao LE (IRSN)

## Programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)

- Objectif du PSI : contrôler le conservatisme des hypothèses de fragilisation sous irradiation du matériau de cuve prises en compte dans les analyses de tenue en service des cuves.

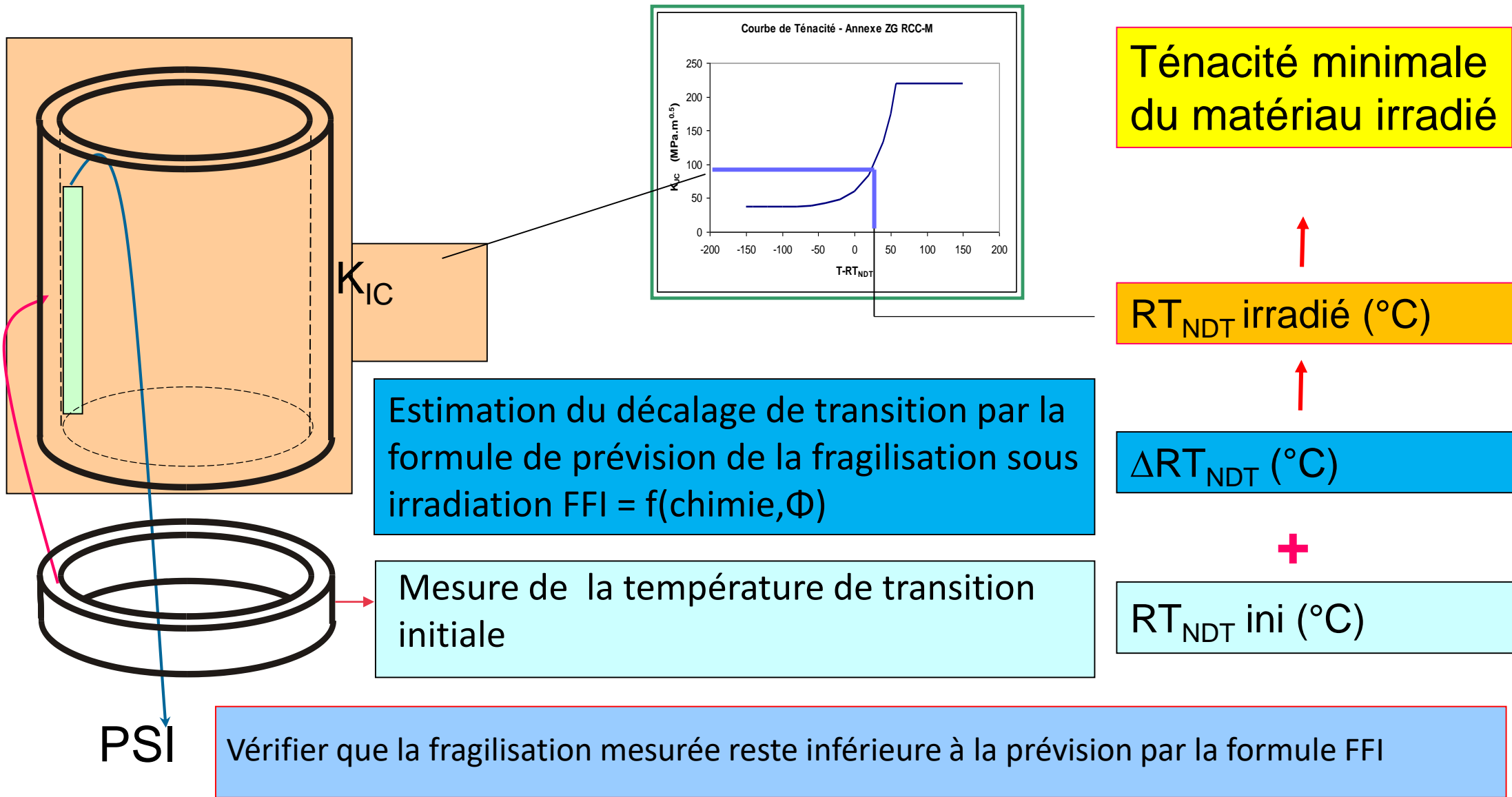


### COMMENT ?

- Le même matériau issu de la fabrication des viroles de cuve (anneau de recette) est utilisé pour
  - déterminer les caractéristiques initiales
  - être inséré dans la cuve (capsules) afin de subir à des irradiations représentatives mais plus rapides que celle de la cuve
- Le PSI permet d'anticiper l'évolution des caractéristiques du matériau de la cuve

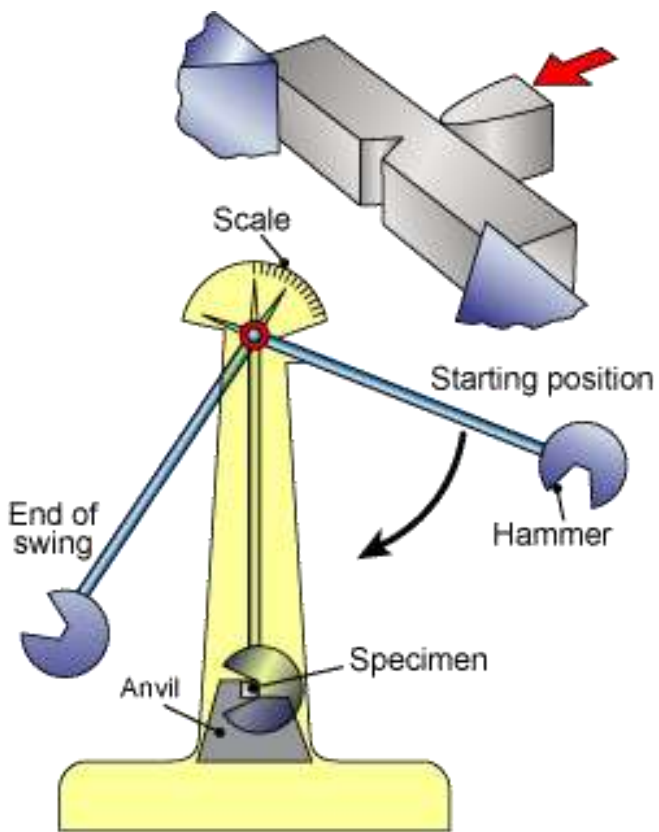


# Programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)

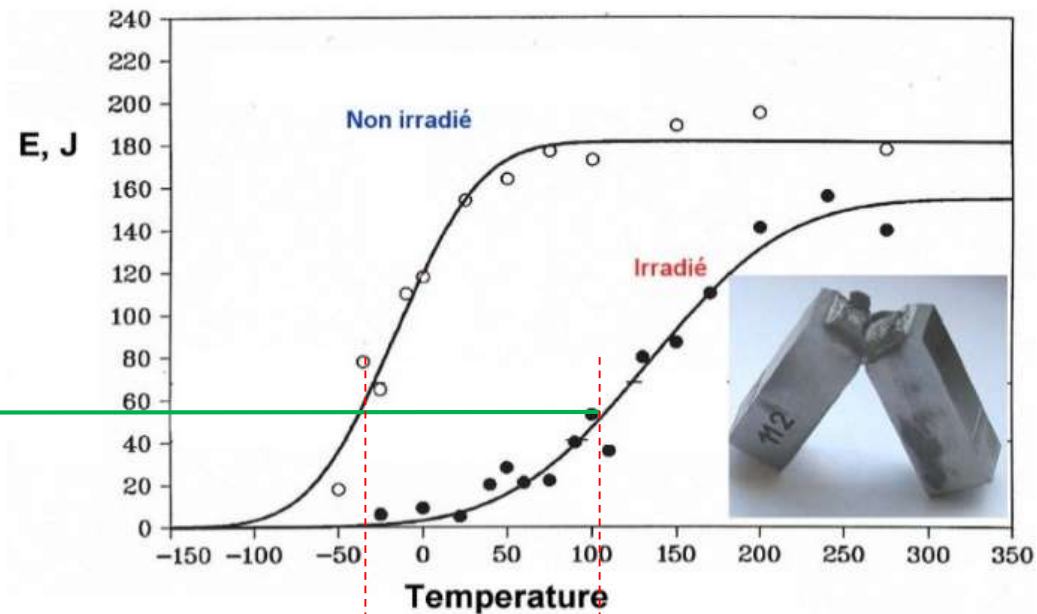
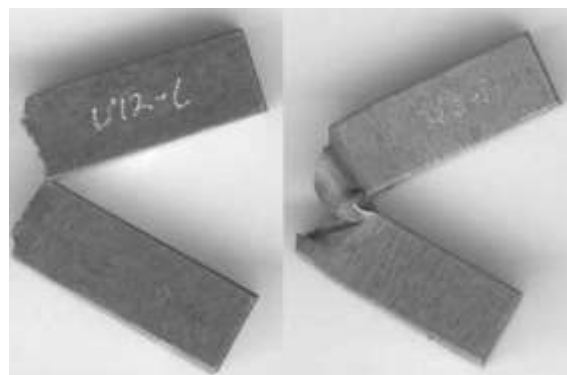
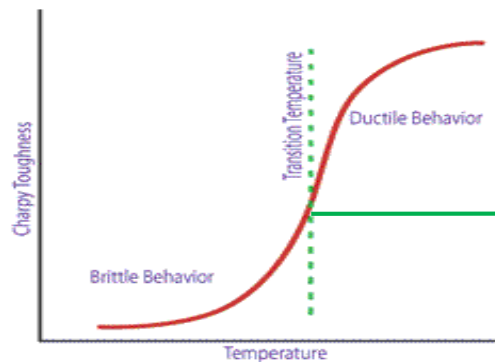




# Programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)



Mouton-pendule



«  $\Delta RT_{NDT}$  mesuré »

→ Vérifier le conservatisme de la formule de prévision FFI

## Caractéristiques du matériau des cuves soumises à l'irradiation

### Principales conclusions de l'expertise de l'IRSN en VD4

- Calendrier d'exploitation du PSI pour couvrir la fluence en VD4+10 ans : OK
- Engagement EDF d'exploiter les capsule U CP0 (> VD6) avant les VD4+10 ans : OK
- Exclusion de quelques fragilisations atypiques dues à l'effet « de prélèvement » : des analyses particulières doivent être réalisées pour les cuves concernées (CHB2, DAM2, DAM4) avant leur VD4 (demande ASN)