

DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4^E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE JOURNÉE DU 30 JUIN 2023

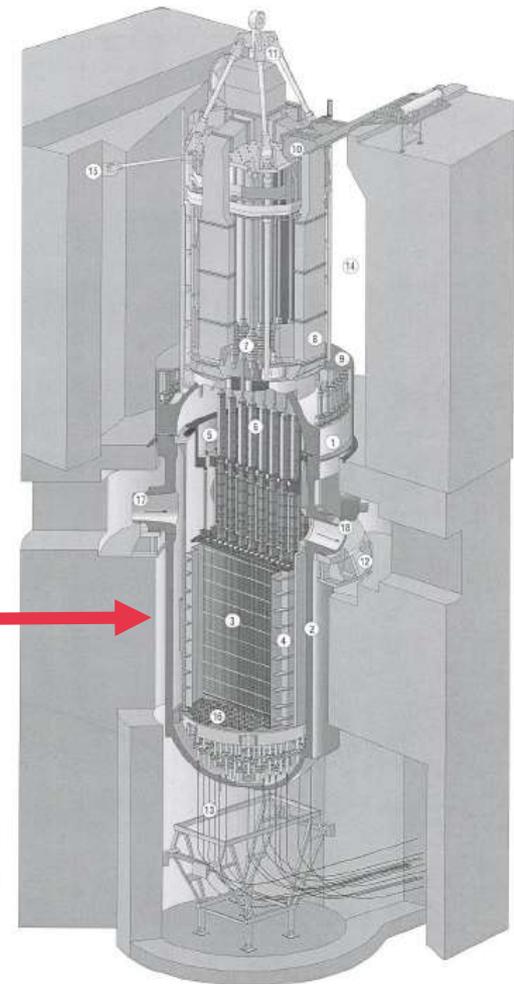
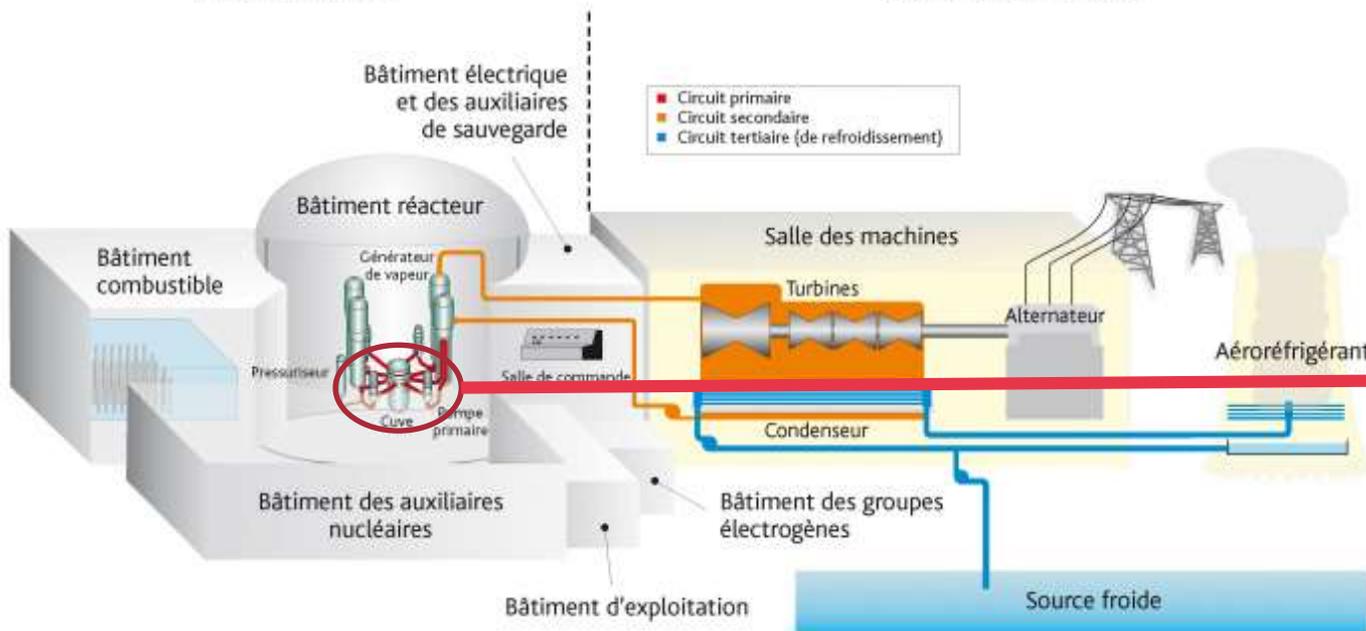
Cuve des réacteurs



Où est la cuve ?

ÎLOT NUCLÉAIRE

ÎLOT CONVENTIONNEL



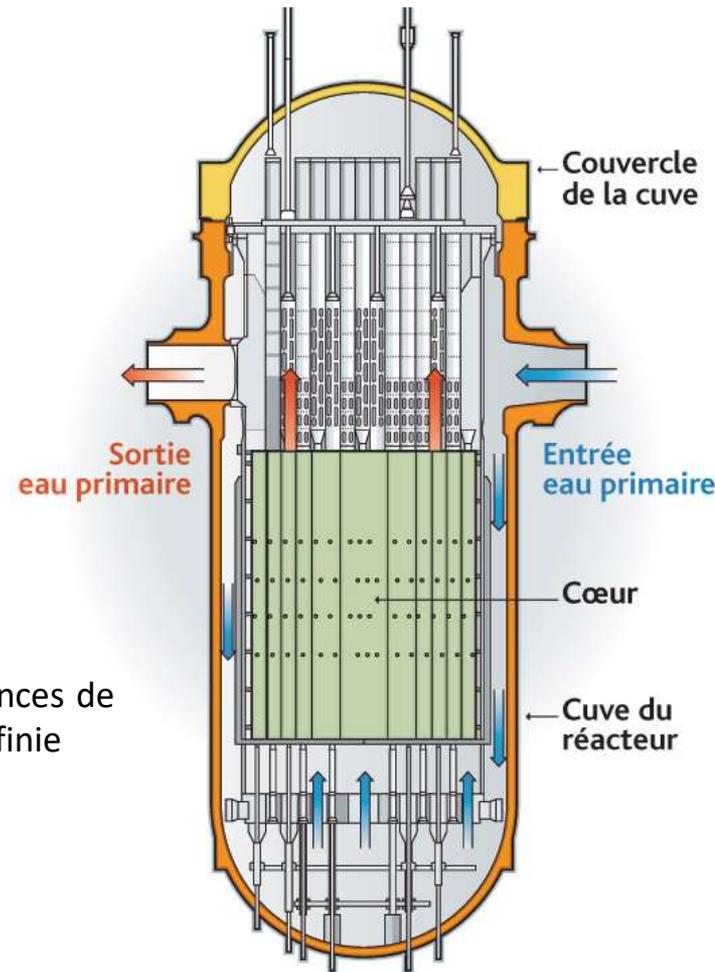
Rôle et spécificités de la cuve

[UN COMPOSANT ESSENTIEL DU CIRCUIT PRIMAIRE

- Contient le cœur du réacteur
- Rôle essentiel vis-à-vis des trois fonctions de sûreté
 - Maîtrise de la réactivité (barres, instrumentation...)
 - Refroidissement du cœur
 - Confinement des matières radioactives : deuxième barrière

[UN COMPOSANT SPÉCIFIQUE DU CIRCUIT PRIMAIRE

- Rupture non postulée dans la démonstration de sûreté
 - Aucune disposition raisonnable de limitation des conséquences de la rupture, en tant qu'événement initiateur, ne peut être définie
- Certaines parties soumises à une forte irradiation
 - Viroles de la zone de cœur
- Remplacement non envisagé
 - La garantie de son intégrité conditionne la durée d'exploitation



Quelques ordres de grandeur

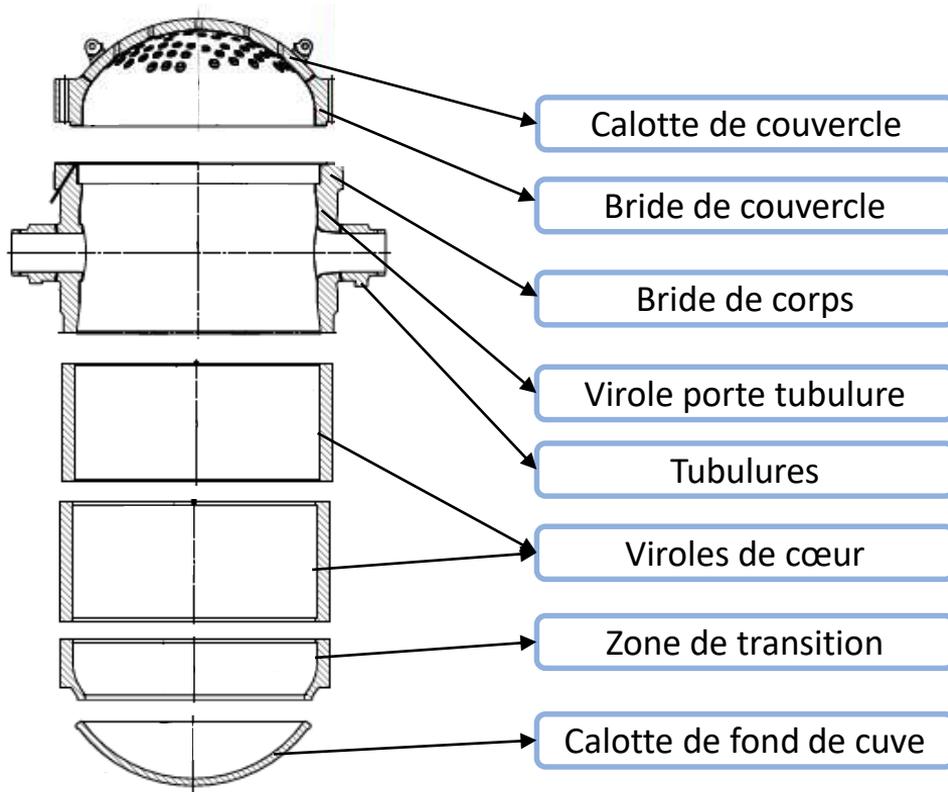
	900 MWe	1300 MWe	N4	EPR
H (m)	12	12,5	12,9	12,7
Epaisseur (mm)	200	220	225	250
Diamètre (m)	3,9	4,39	4,48	4,85
Poids (t)	330	440	460	510



- Protection par un revêtement interne en inox pour résister à la corrosion
- Soumises aux conditions du circuit primaire
 - Pression 155 bar, Température 300°C en fonctionnement nominal



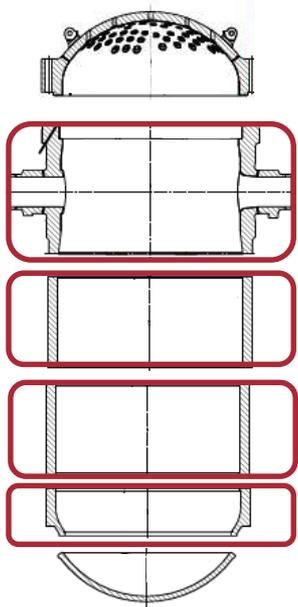
Fabrication



Assemblées par soudage



Forgeage des viroles de cuve



Lingot plein

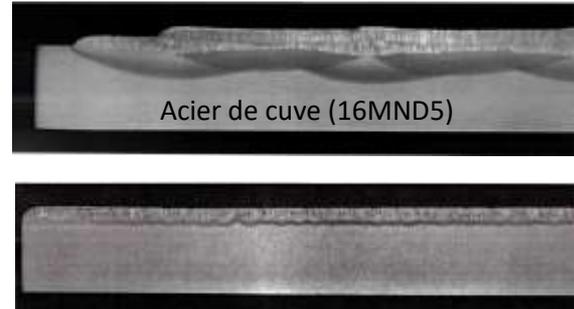


Lingot creux



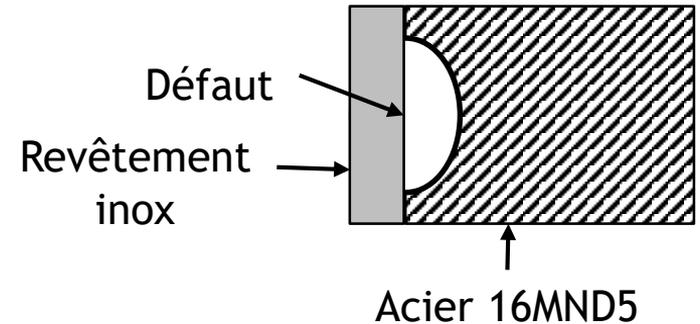
Bigornage

Revêtement interne en inox



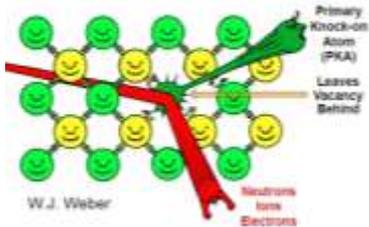
Revêtement (2 couches)
→ acier inoxydable

- Quelques cas de défauts sous revêtement (DSR)
- Faible nombre pour les réacteurs de 1300 MWe
 - ❑ 3 DSR sur l'ensemble des cuves
 - ❑ Sur 3 cuves différentes



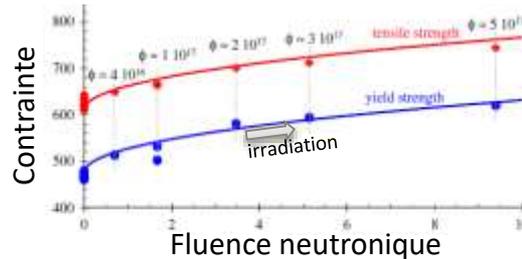
Effets de l'irradiation sur le comportement mécanique de l'acier des cuves

Irradiation neutronique



Durcissement de l'acier

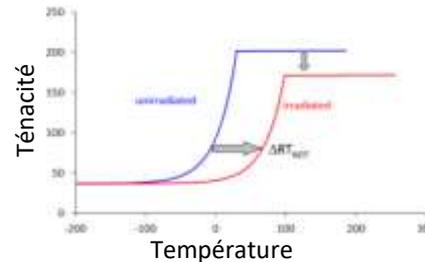
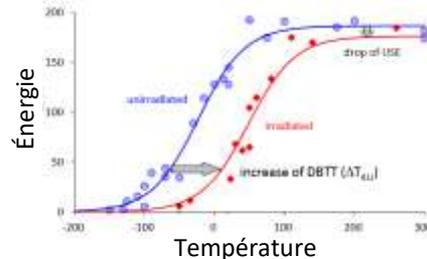
- Augmentation des caractéristiques de traction
- Diminution de la capacité de déformation



Risque
pression non
impacté

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

Transitoires considérés dans la démonstration de sûreté

Une situation se traduit par :

- un/(des) événement(s) initiateur(s)
- un scénario
- un classement

Caractérisée par **un transitoire**, défini en considérant un jeu d'hypothèses pénalisants vis-à-vis du risque mécanique

Il s'agit de situations accidentelles postulées à faible fréquence d'occurrence estimée

Chaque **transitoire** est caractérisé par l'évolution temporelle des paramètres thermohydrauliques

- La pression du fluide primaire
- La température du fluide primaire
- Le coefficient d'échange thermique fluide/paroi à la paroi interne de la cuve

Ces grandeurs permettent de déterminer le chargement thermomécanique s'appliquant sur la cuve

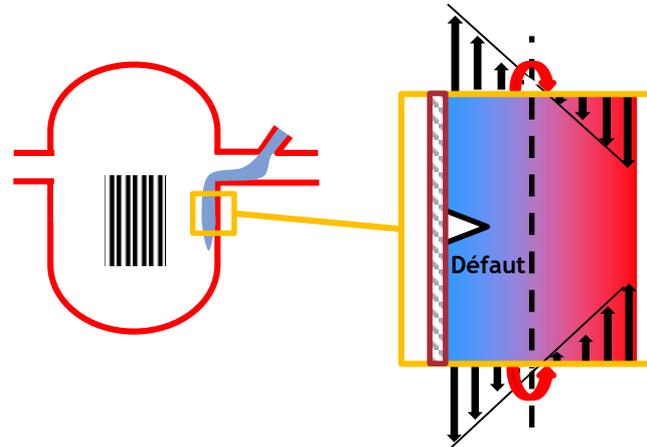
Transitoires de choc froid

[SITUATIONS DE FONCTIONNEMENT PÉNALISANTES

- Les situations pénalisantes sont celles qui pourraient conduire à l'ouverture d'un défaut et la propagation d'une fissure
- La nocivité d'une situation dépend principalement de la variation de température, du sens de cette variation et de la localisation du défaut
- Pour l'essentiel, il s'agit des situations associées aux chocs thermiques froids qui sollicitent des défauts sous revêtement de la cuve

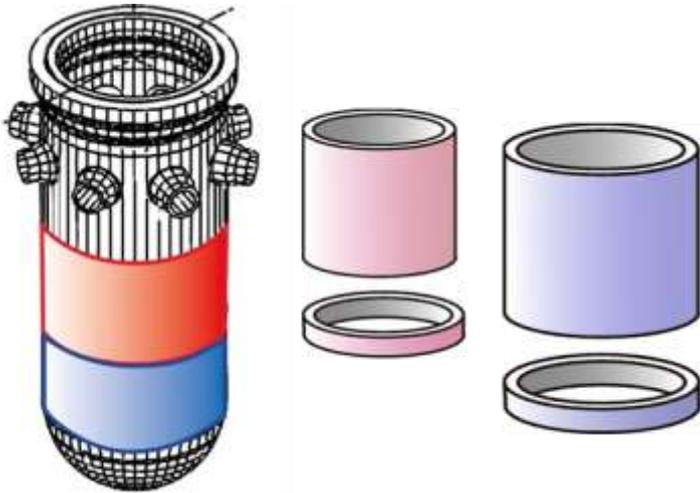
Choc thermique froid

Défaut sous revêtement situé en peau interne du composant



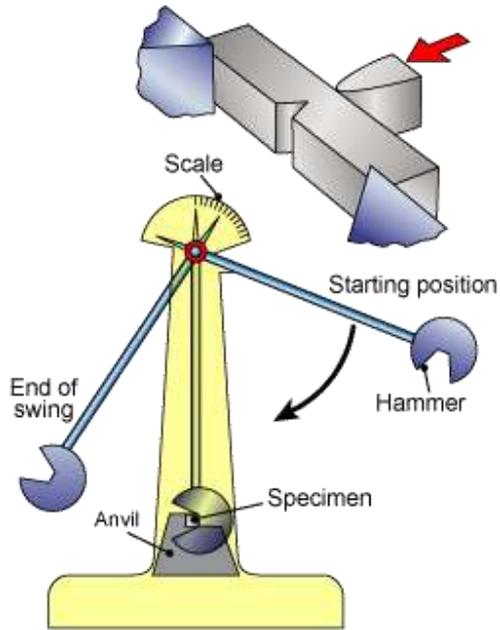
Programme de surveillance des effets de l'irradiation (PSI)

- 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

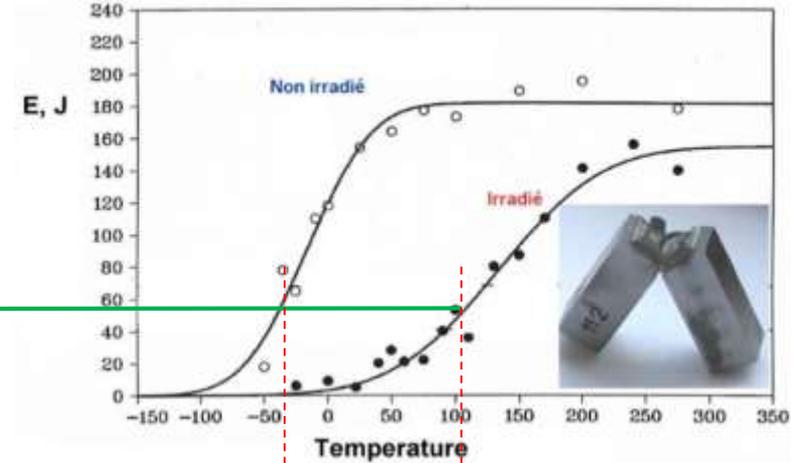
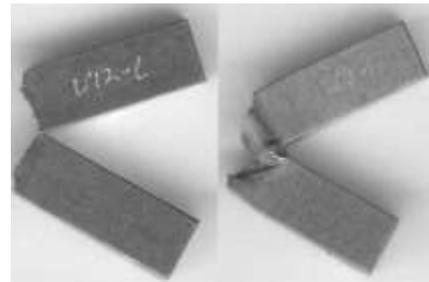
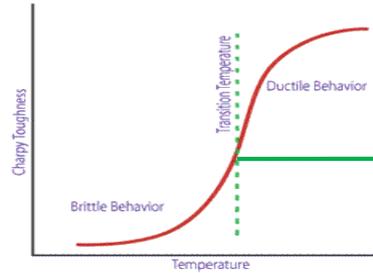


- Le même matériau issu de la fabrication des viroles de cuve (anneau de recette) est utilisé pour
 - ❑ déterminer les caractéristiques initiales
 - ❑ être inséré dans la cuve (capsules) afin de subir à des irradiations représentatives mais plus rapides que celle de la cuve
- Le PSI permet d'anticiper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

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



Mouton-pendule

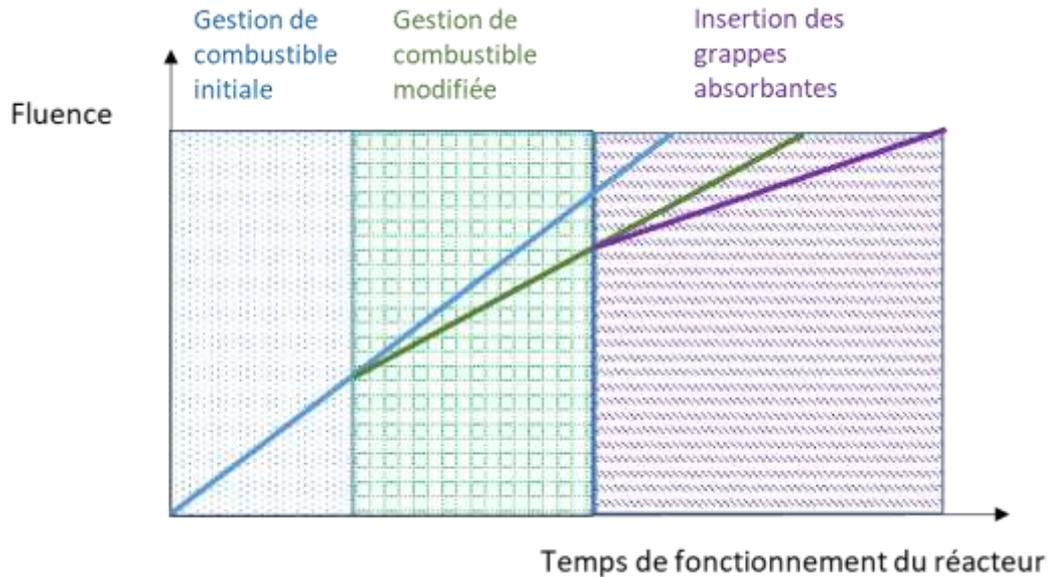


« ΔRT_{NDT} mesuré »

→ Vérifier le conservatisme de la formule de prévision FFI

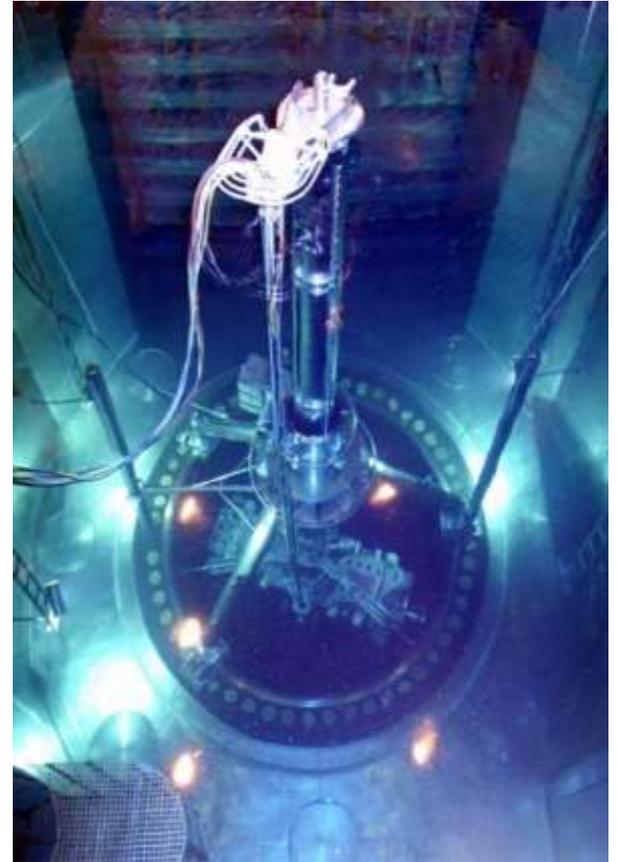
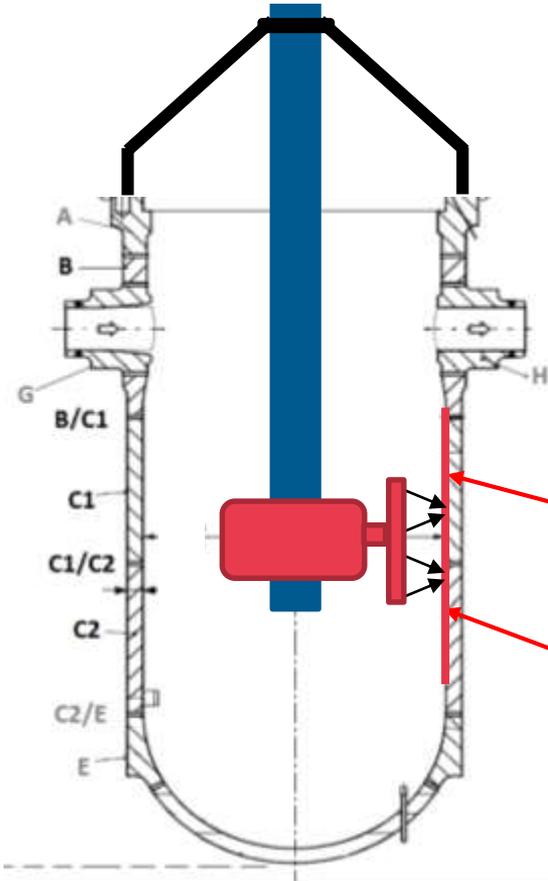
Limitation des effets de l'irradiation

- Par rapport aux conditions d'exploitation initiales des réacteurs, des dispositions permettent de limiter l'accroissement de l'irradiation des cuves



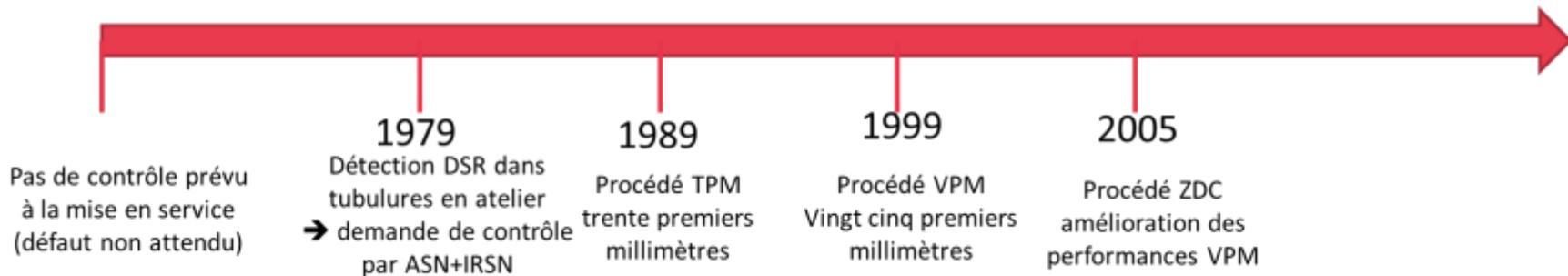
- Modification des plans de chargement des assemblages combustibles dans le cœur pour éloigner les plus irradiants de la cuve
- Introduction en VD4 de grappes de crayons absorbants en hafnium

Examen des cuves – Machine d’inspection en service (MIS)



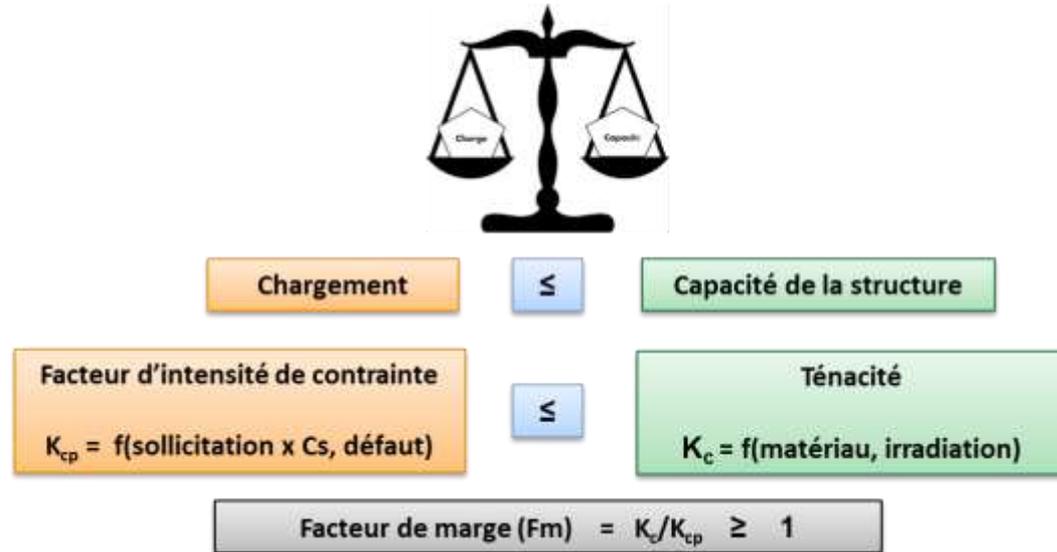
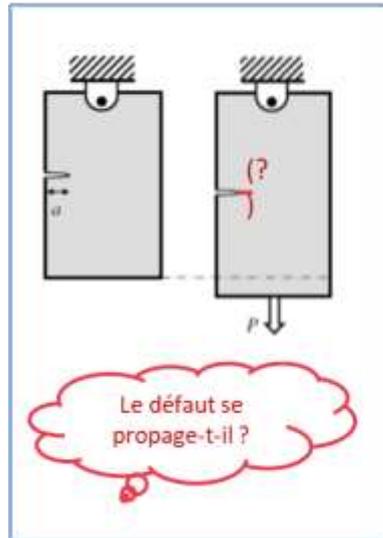
Suivi en service

- Les zones de cœur des cuves sont contrôlées tous les 10 ans
- Le procédé a été amélioré au fil du temps
- Le procédé utilisé est le procédé « Zone de Cœur » (ZDC), qualifié selon l'Arrêté d'Exploitation et mis en œuvre avec la Machine d'Inspection en Service (MIS)
- Il garantit la détection d'un défaut de 5 x 25 mm, sous le revêtement, dans les viroles et soudures de cœur, selon les orientations longitudinale et circonférentielle

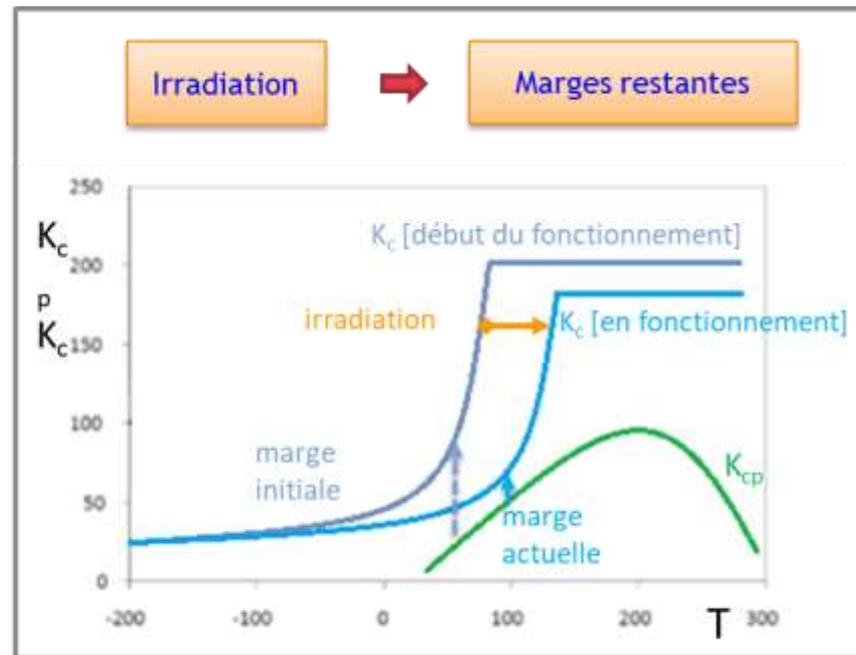
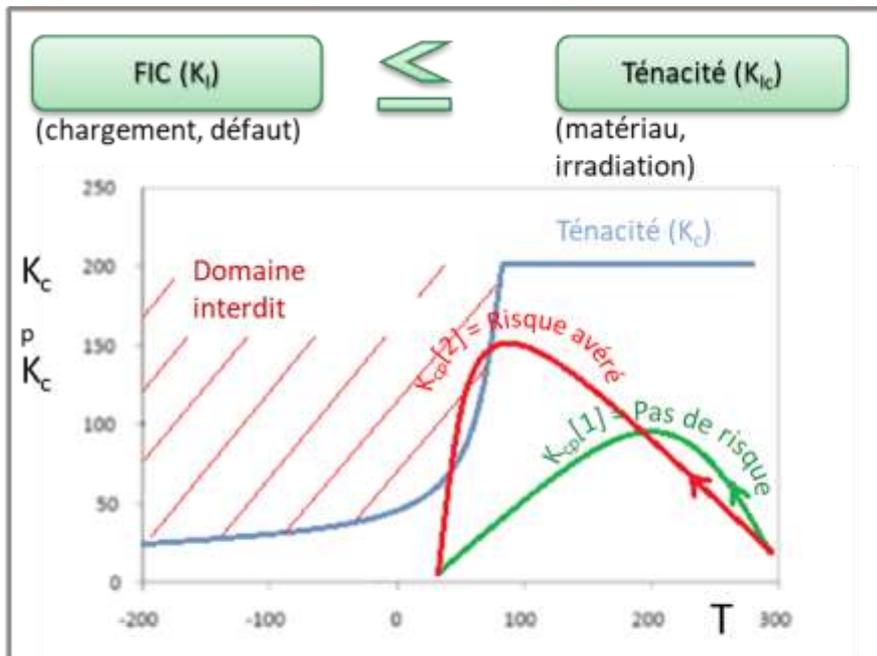


Principe de démonstration de l'intégrité des cuves

- Les analyses mécaniques ont pour but de démontrer l'absence de propagation des défauts
 - Défauts réels (DSR)
 - Défauts postulés considérés plus grands que le plus petit défaut détectable placés au point le plus pénalisant



Principe de démonstration de l'intégrité des cuves



L'exploitant doit justifier que les marges existent toujours malgré le vieillissement sous irradiation de la cuve

Expertise de l'IRSN dans le cadre du RP4 des réacteurs de 1300 MWe



- L'expertise de l'IRSN portera notamment sur
 - ❑ Les caractérisations mécaniques des éprouvettes du PSI
 - ❑ L'adéquation de la formule de fragilisation par l'irradiation
 - ❑ Le choix des transitoires pénalisants et leur caractérisation
 - ❑ La justification de l'absence de propagation des défauts réels ou postulés
 - ❑ Les résultats des examens non destructifs
- Il n'est cependant pas attendu d'évolution méthodologique notable par rapport au dossier expertisé dans le cadre du RP4 des réacteurs de 900 MWe
- Le dossier complet de l'exploitant sera soumis fin 2023

Dialogue technique RP4 1300 – Cuves des réacteurs

Questions

