

Les matériaux dans les centrales nucléaires: exigences, choix, durée de vie

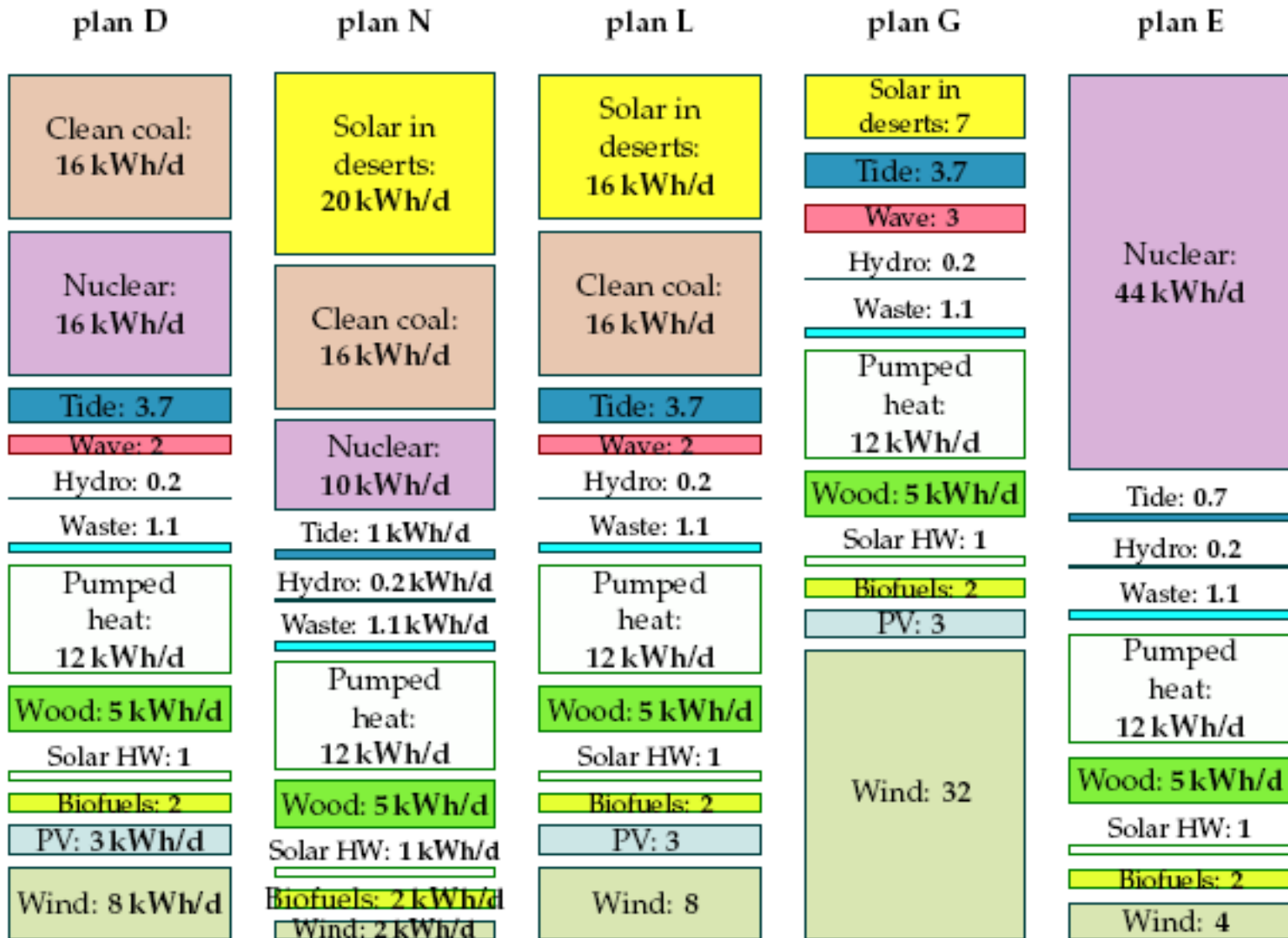
Yves Brechet, INP

Yves.brechet@grenoble-inp.fr

J.P.Massoud, C.Pokor, EDF, P.Dubuisson, CEA
M.Fivel, D.Rodney, T.Nogaret (INPG)

Pour commencer...quelques
notions simples sur le nucléaire

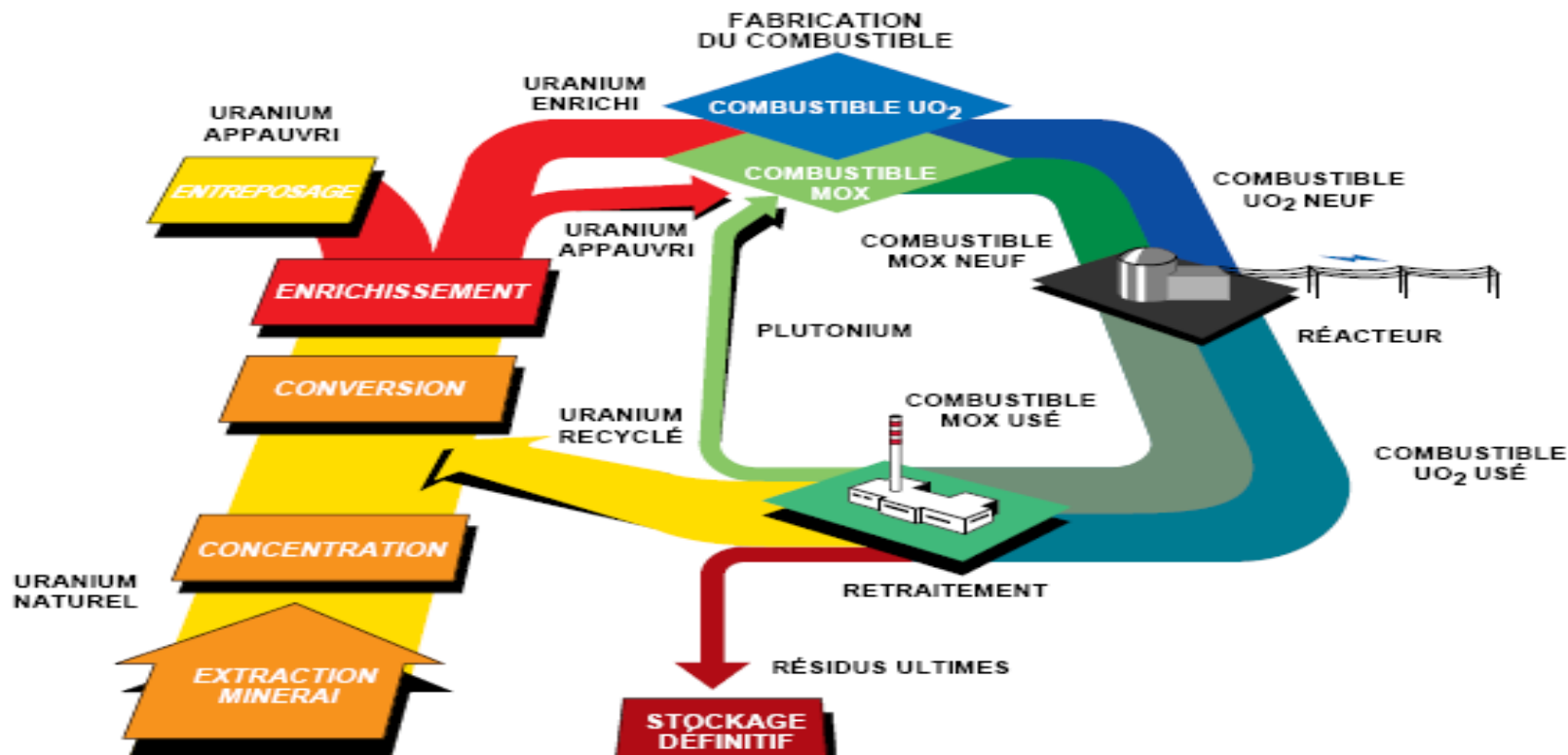
Plans énergétiques possibles (faisabilité) (D.McKay).



Ressources...

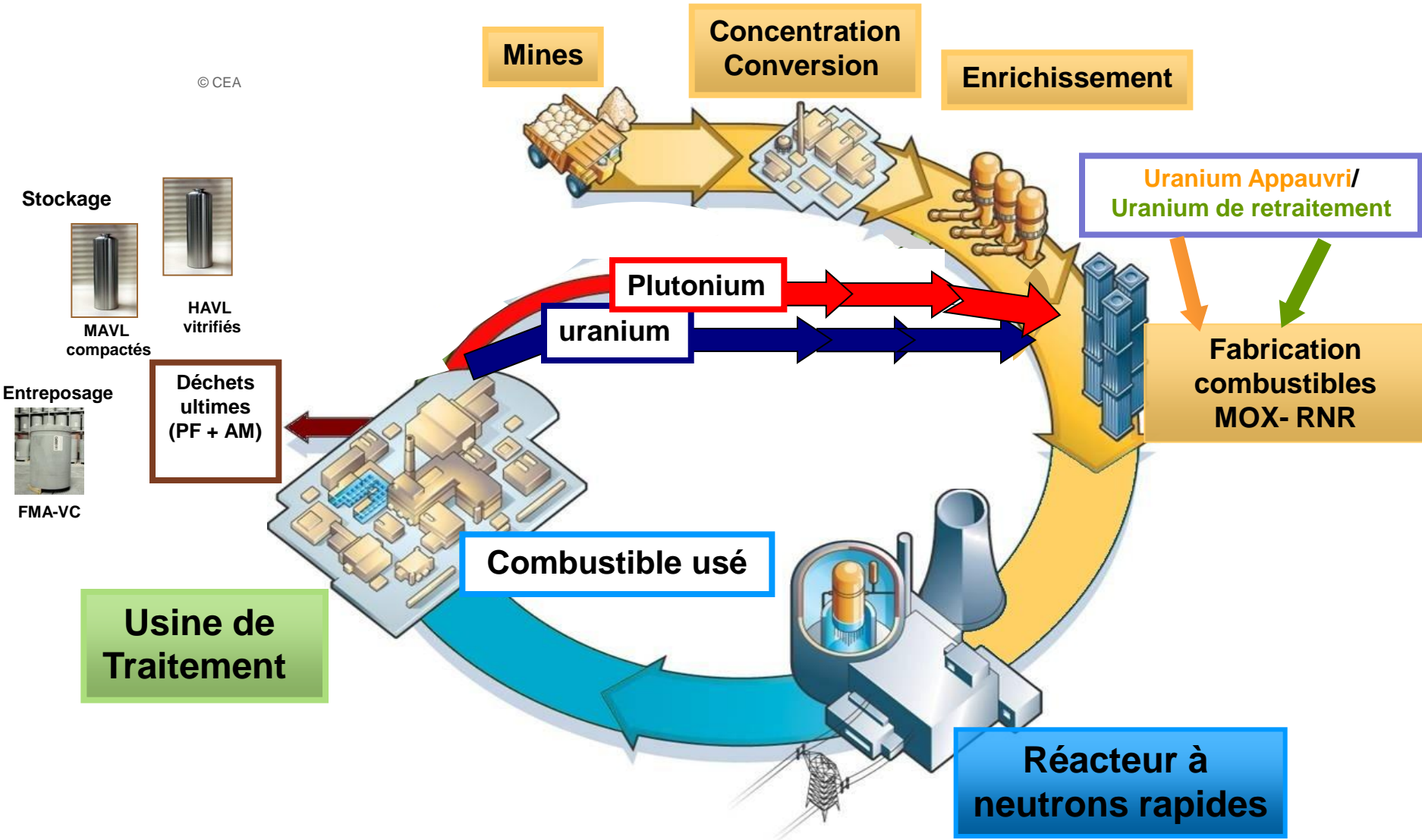
- L'énergie a besoin de ressources en matière
- La ressource la plus abondante est le charbon...
- Le pétrole est en voie d'épuisement
- L'uranium est essentiellement propre à rien...à part a fournir du combustible nucléaire

Le cycle du combustible nucléaire

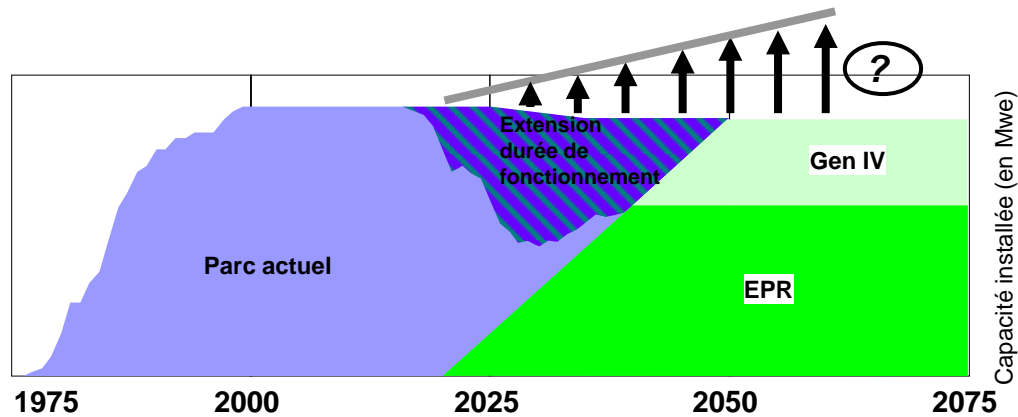


Le multi-recyclage des matières dans un parc RNR

© CEA



Pour la France



ASTRID : Un prototype industriel de 600 MWe intégrant des innovations

- ↪ Un cœur performant à sûreté améliorée
- ↪ Une résistance renforcée aux accidents graves
- ↪ Une conversion d'énergie optimisée
- ↪ Une conception du réacteur intégrant opérabilité, ISIR, ...

Les matériaux et le nucléaire

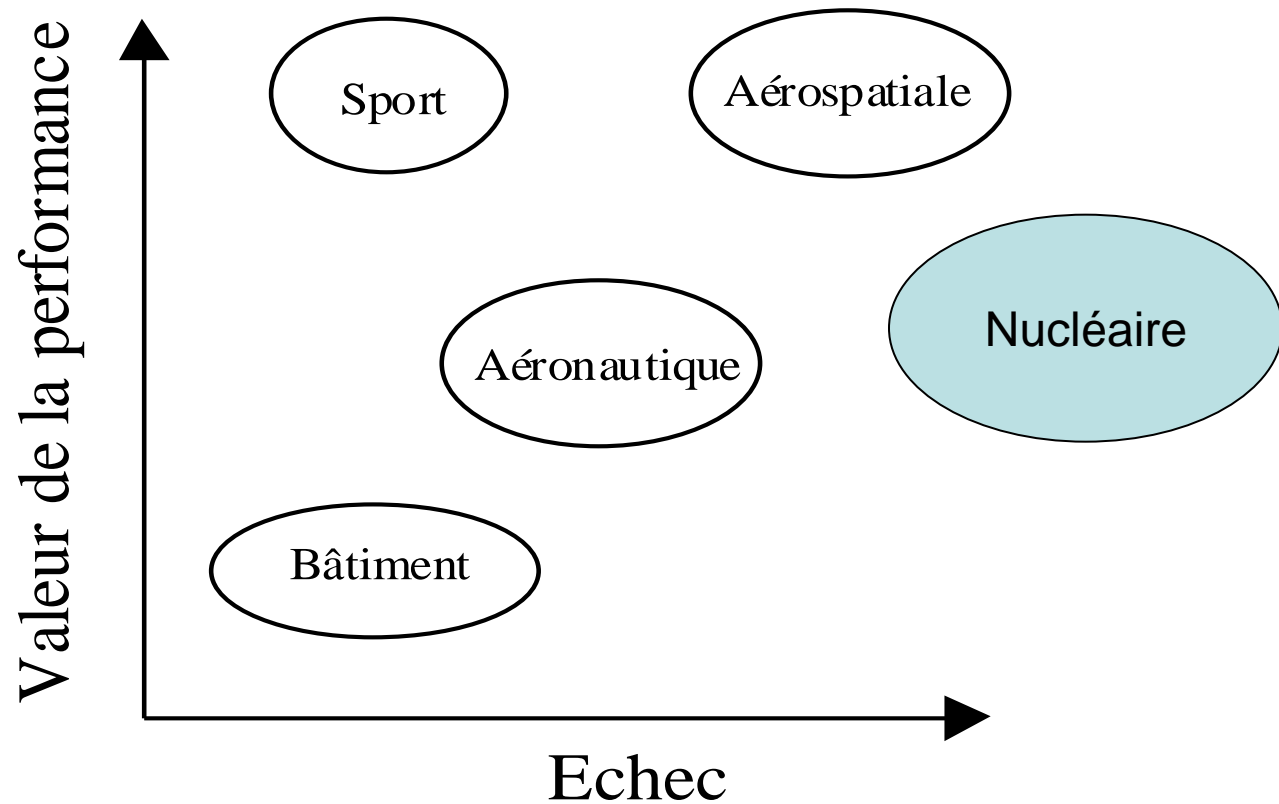
- Aujourd'hui
 - Vieillessement des centrales , remplacement, sécurité
- Demain
 - Les concepts de la génération IV: nouveaux challenges pour les matériaux
- Apres demain ?
 - ITER : une boite pour les étoiles...
 - L'entreposage et le stockage des déchets

Les matériaux dans le nucléaire
sont autant un problème de science
qu'un problème d'ingénierie

Il s'agit d'une technologie « mûre »
et non d'une technologie « en devenir

Il s'agit moins de développer de « nouveaux matériaux »
que d'optimiser des matériaux « classiques » vis-à-vis
d'une durabilité et d'une sécurité accrue

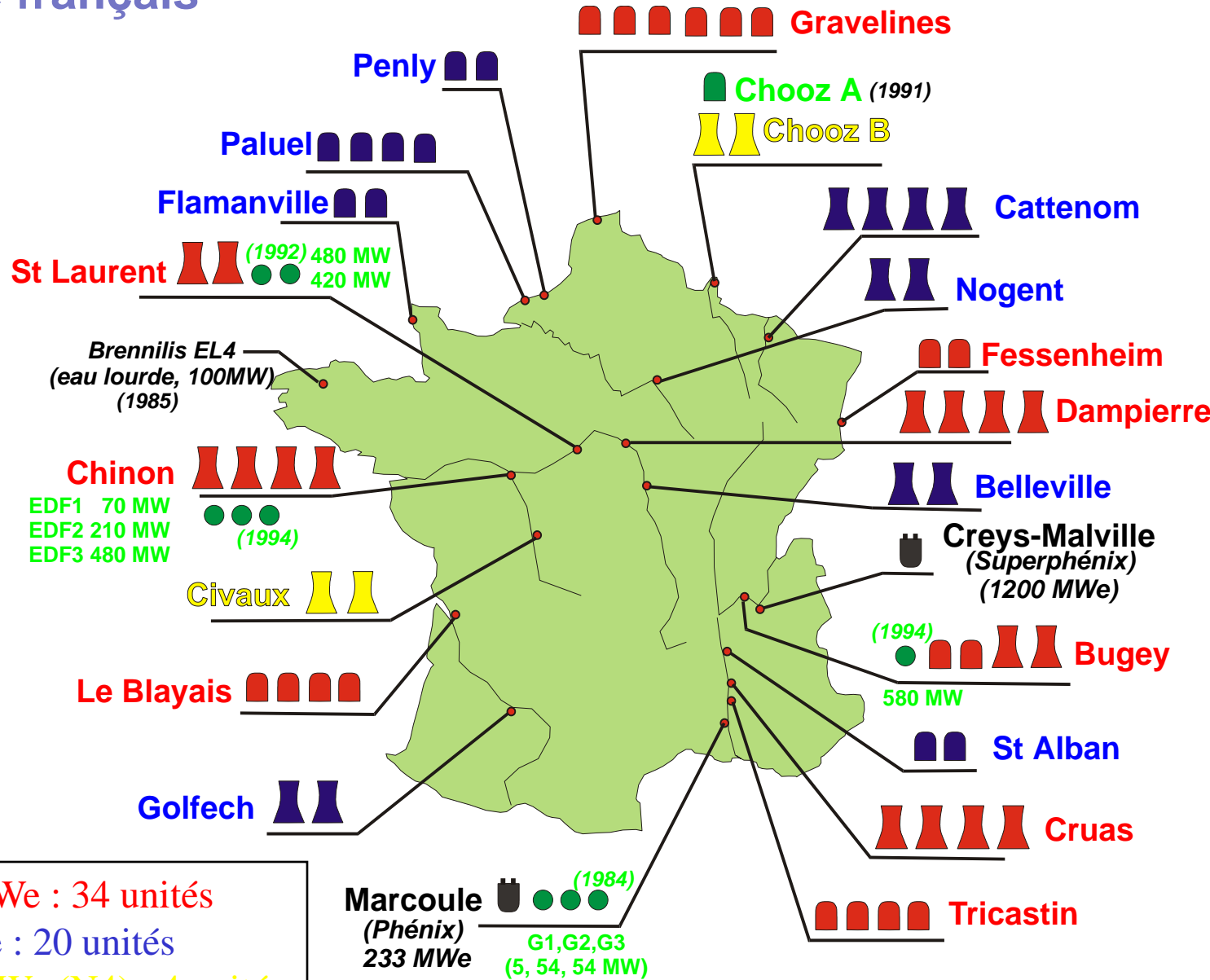
Forces limitantes à l'innovation matériaux...



Aujourd'hui

*Le vieillissement des matériaux sous irradiation
comme limitation à la durée de vie des centrales*

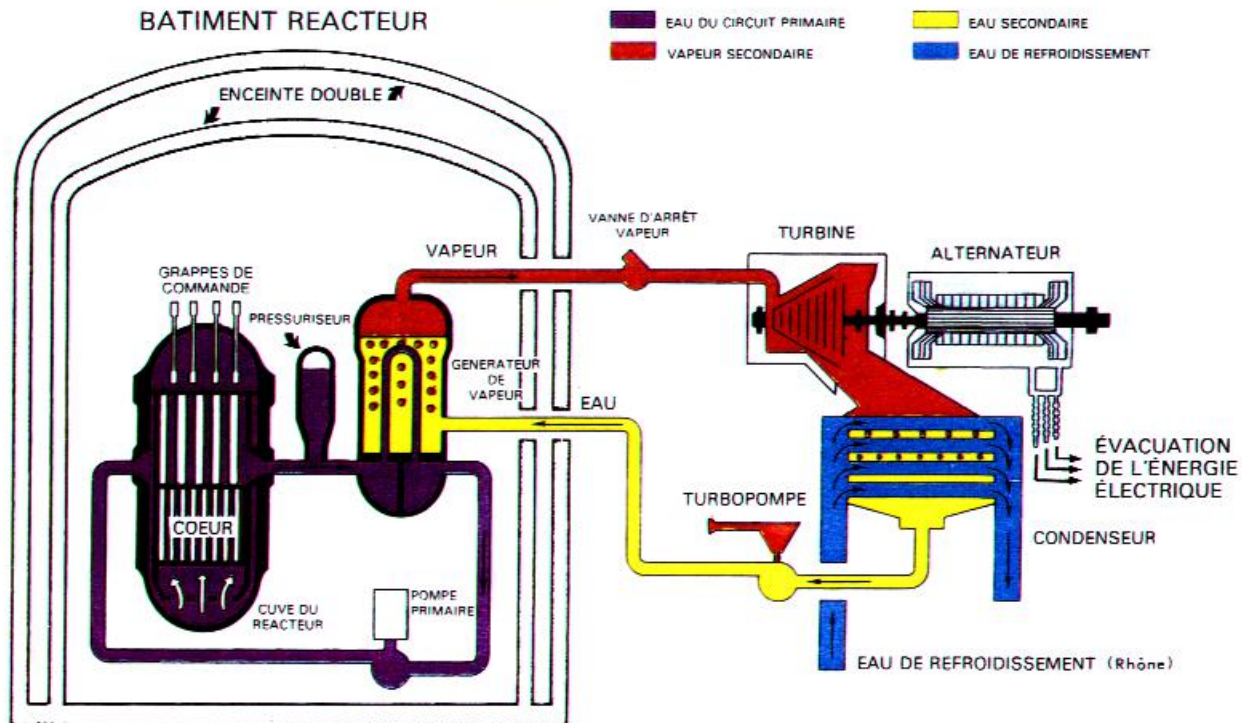
Parc nucléaire français



Rouge : REP 900 MWe : 34 unités
 Bleu : RP 1300 MWe : 20 unités
 Jaune : REP 1450 MWe (N4) : 4 unités
 Vert : anciennes tranches

Schéma de fonctionnement d'une centrale REP

Schéma de principe du fonctionnement
d'une centrale nucléaire à eau sous pression



Trois barrières : gaine du combustible, enveloppe du circuit primaire, enceinte de confinement

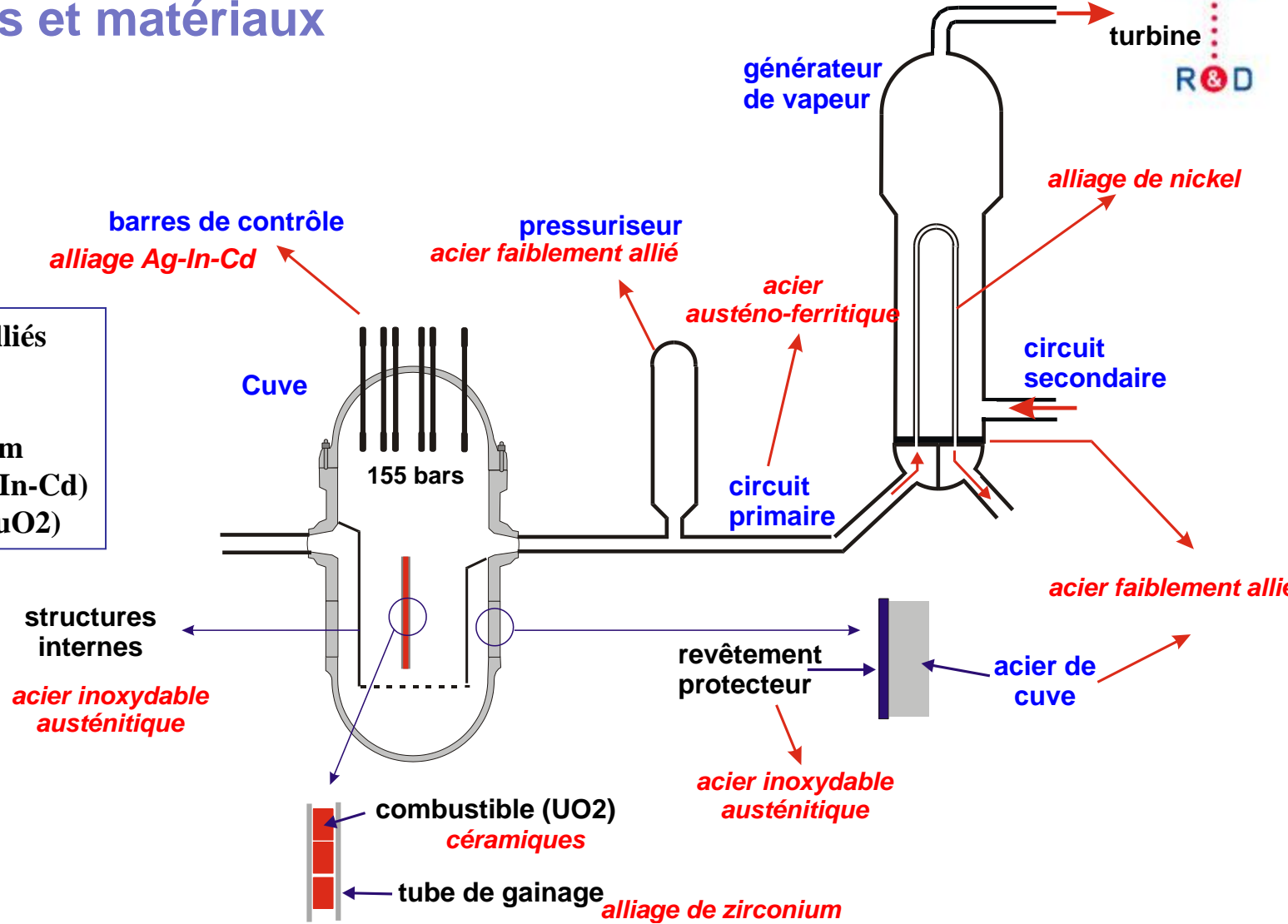
[tranche_nucleaire](#)

[presentation/fonctionnement.htm](#)

La technologie des centrales
nucléaires actuelles s'appuie
sur la technologie des
machines à vapeur

Composants et matériaux

- aciers faiblement alliés
- aciers inoxydables
- alliages base nickel
- alliages de zirconium
- alliages divers (Ag-In-Cd)
- céramique (UO₂-PuO₂)



barres de contrôle
alliage Ag-In-Cd

pressuriseur
acier faiblement allié

acier
austéno-ferritique

alliage de nickel

Cuve

155 bars

circuit
primaire

circuit
secondaire

structures
internes
acier inoxydable
austénitique

revêtement
protecteur

acier de
cuve

acier faiblement allié

combustible (UO₂)
céramiques

acier inoxydable
austénitique

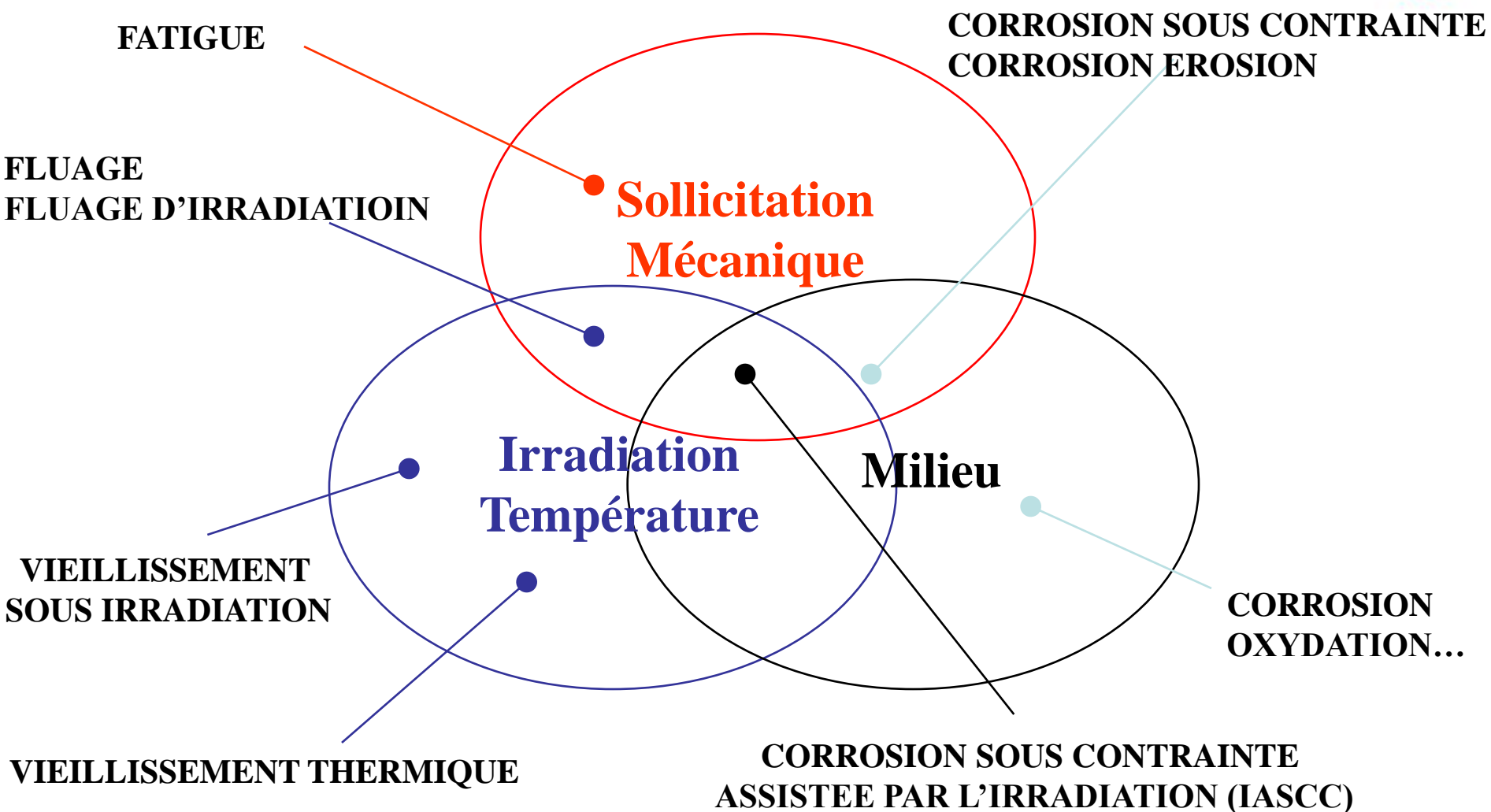
tube de gainage

alliage de zirconium

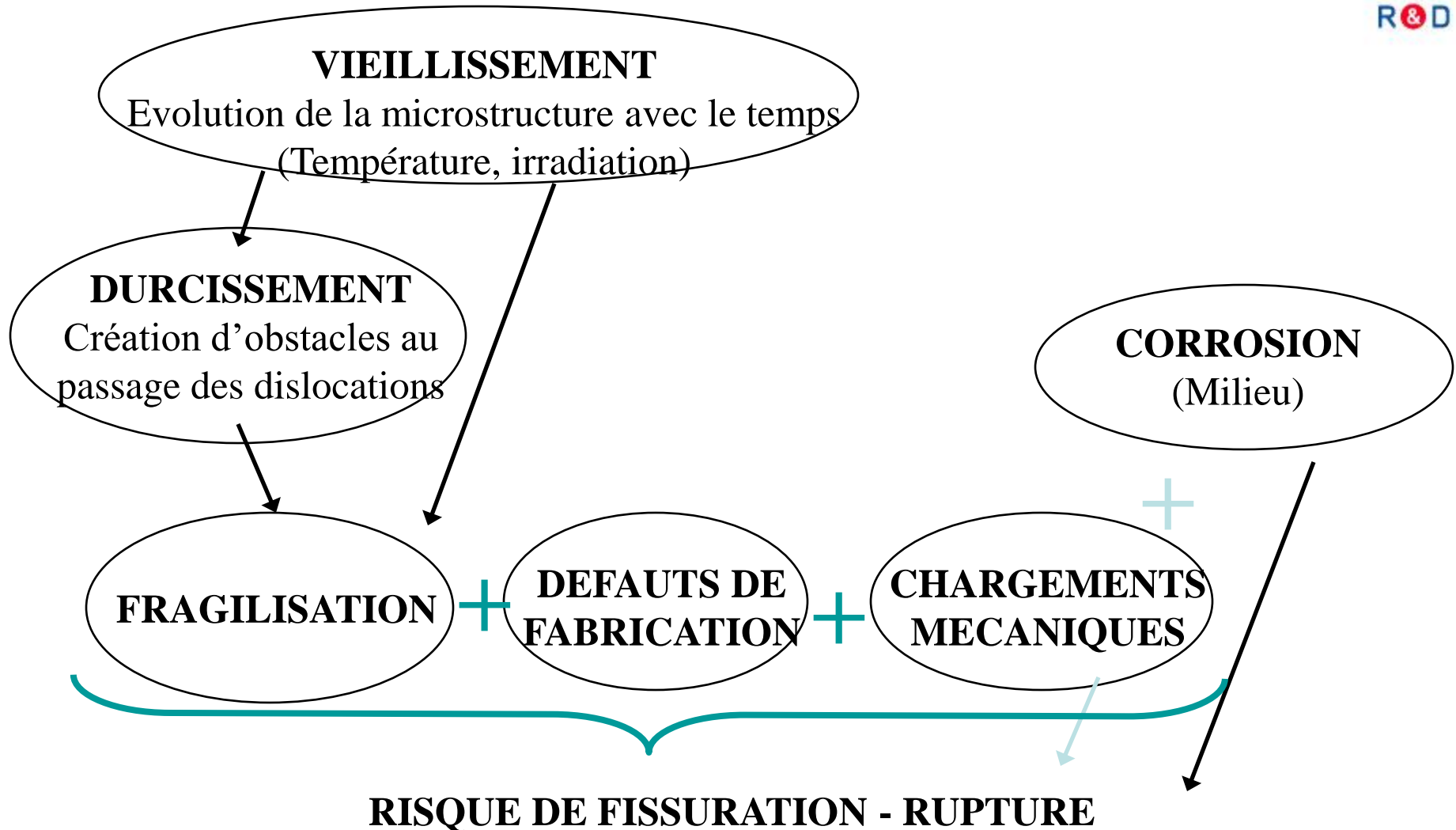
A bien distinguer...

- Les composants « consommables »
 - Gaines de combustible
 - Maximiser la durée de vie pour maximiser l'efficacité d'utilisation du combustible
- Les composants « remplaçables »
 - Internes de cuve
 - Maximiser la durée de vie pour optimiser l'utilisation des centrales
- Les composants « vitaux »
 - Cuve
 - Maximiser la durée de vie pour prolonger l'existence des centrales

Sollicitations rencontrées et « maladies » qui en découlent



Processus pouvant conduire à la fissuration d'un composant



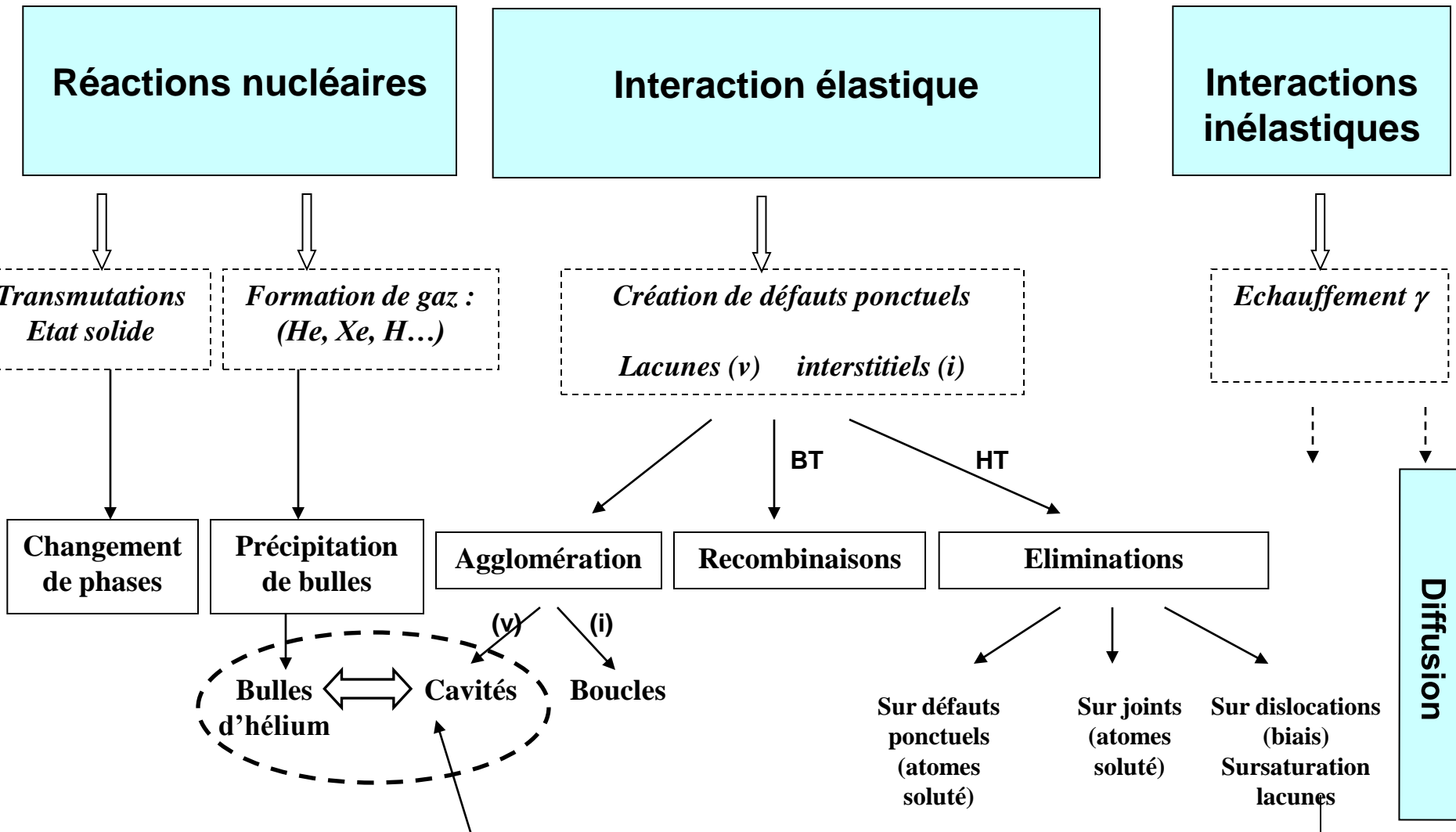
Spécificités Scientifiques

- Les effets de l'irradiation:
 - Perturbe l'ordre atomique de la matière (défauts de structure)
 - Modifie la chimie (transmutations)
 - Modifie le transport des atomes (transport ballistique)
- Une science « multi-échelle » : de l'atome a la structure
- Changer l'échelle de temps: de la picoseconde au millénaire...

Rôle clé des simulations numériques

Vieillesissement sous irradiation

Création de défauts d'irradiation par les différents mécanismes



CLASSEMENT DES DÉFAUTS D'IRRADIATION

Phénomène physique	Défaut créé	Conditions requises	Conséquences
Déplacements d'atomes	Paires isolées	Très basse température < 0,1 Tf	Gonflement par interstitiels + Accumulation d'énergie
	Boucles	Flux élevé + basse température 0,1-0,3 Tf ou anisotropie	Durcissement par les boucles Précipitation dirigée des boucles
	Cavités	Moyenne température 0,25- 0,5 Tf	Gonflement par lacunes
Réactions nucléaires	Bulles de gaz	Haute température > 0,4 Tf	Gonflement par gaz Fragilisation intergranulaire

Vieillessement sous irradiation

Conséquences sur les matériaux

1 – MODIFICATION DE LA DIFFUSION

(concentration de défauts ponctuels accrue)

- Généralement accélération des phénomènes de diffusion
- Apparition de phases ne figurant pas sur les diagrammes d'équilibre.

2 – MODIFICATION DE LA MICROSTRUCTURE

- dislocations, boucles de dislocations
- recristallisation
- morcellement (oxydes)

- ségrégations intergranulaires,

- bulles, cavités, précipités

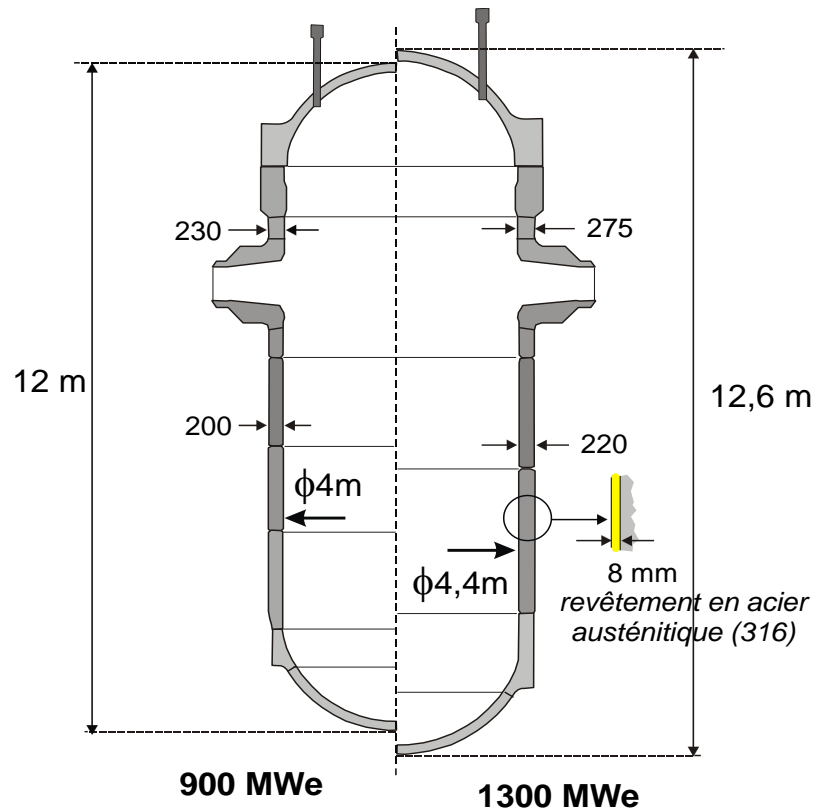
3 – MODIFICATION DES PROPRIETES D'USAGE

- Durcissement,
- Adoucissement,
- Perte de ductilité,
- Fragilisation,
- Fluage-Irradiation,
- Sensibilisation à la corrosion sous contrainte,
- Gonflement ...

La cuve/Vessel

DESCRIPTION

Principales caractéristiques de la cuve



Le corps de cuve est constituée :

- une bride forgée
 - 5 viroles forgées, soudées entre elles
- Ces viroles sont réalisées à partir de lingots en acier ferritique faiblement allié (AFNOR : 16MND5, Européenne : 16MnNiMo-5)
- un fond sphérique percé de 50 traversées pour le passage des sondes.

Le couvercle :

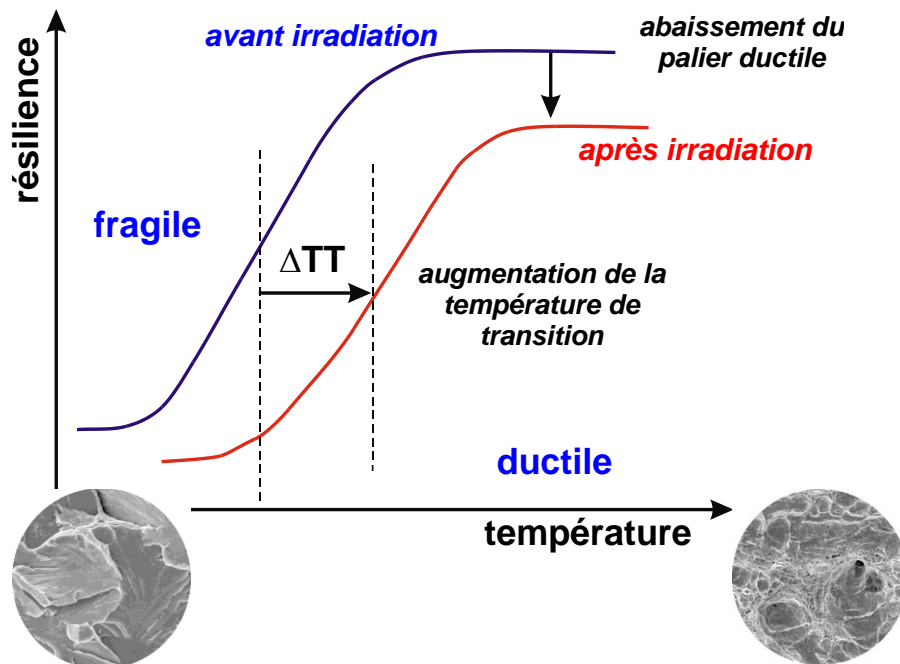
- une bride forgée
- une calotte sphérique percée de 65 orifices équipés de manchons appelés adaptateurs et soudés sur la calotte (manchons en alliage nickel, Pb de CSC)

La fixation cuve-couvercle assurée par 58 goujons et l'étanchéité obtenue par deux joints

Cuve soumise à l'irradiation neutronique : **Fluence max (40 ans) = $7 \cdot 10^{19}$ n.cm⁻² = 0,1 dpa**

Sous l'effet du bombardement neutronique, on observe au cours du temps une dégradation des propriétés mécaniques de l'acier :

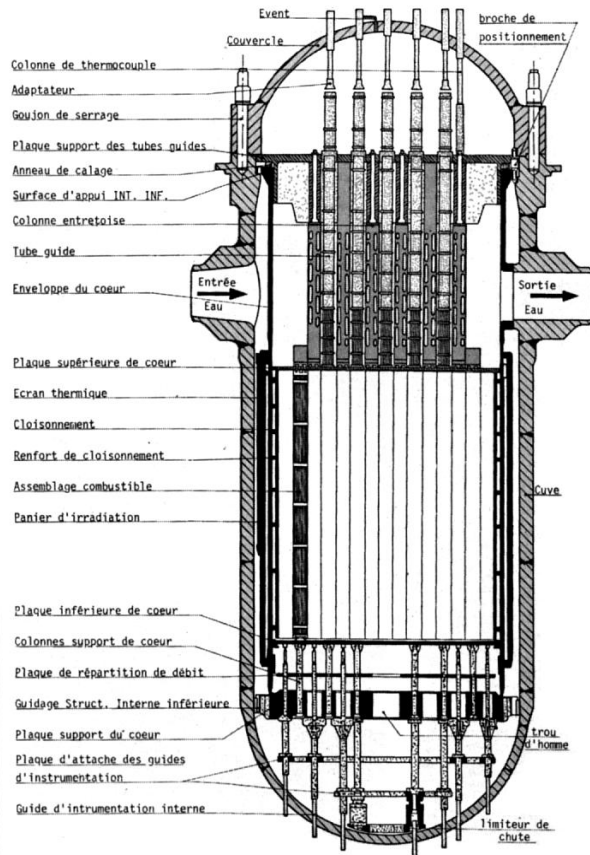
- augmentation de la dureté, de la charge à rupture et de la limite élastique
- diminution de la ténacité (résistance à la fissuration)
- diminution de la résilience (résistance aux chocs) et de la ductilité
- augmentation de la température de transition fragile-ductile



Les internes de cuve

LEUR ROLE

Schéma des internes d'un réacteur 900 MW.



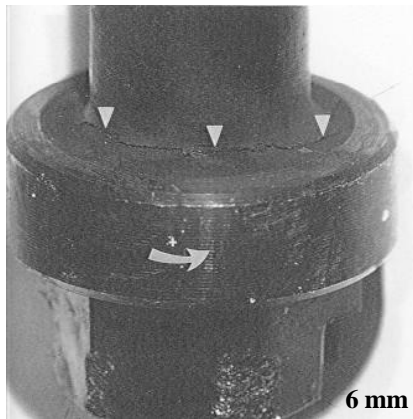
Les structures internes inférieures :

- Porter le poids du cœur,
- Maintenir en alignement les assemblages combustibles, les grappes de commande et l'instrumentation,
- Canaliser l'écoulement du fluide caloporteur,
- Protéger la cuve contre les rayonnements émis par le cœur (→ *vieillesse sous irradiation*),
- Conserver toujours une grande rigidité étant donné la précision d'alignement requise,

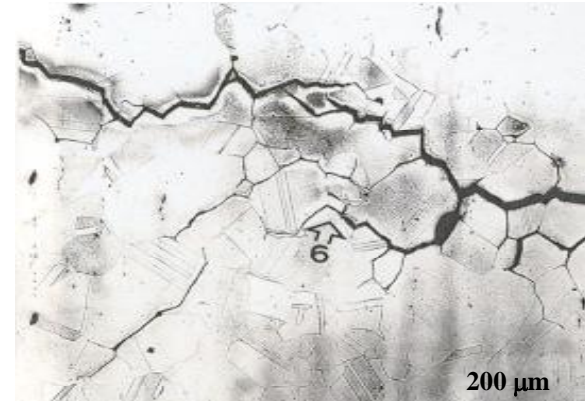
Les structures internes supérieures :

- Positionner les grappes de commande dans l'axe des assemblages combustibles
- Immobiliser les assemblages combustibles

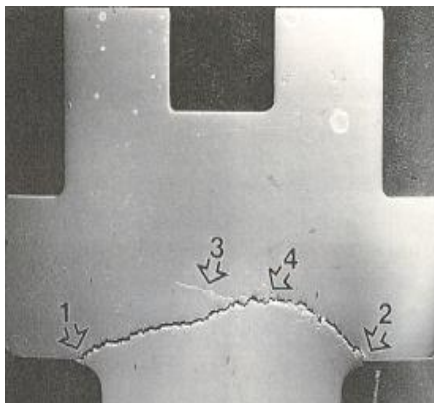
Fissuration en service des vis du cloisonnement par corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation (IASCC)



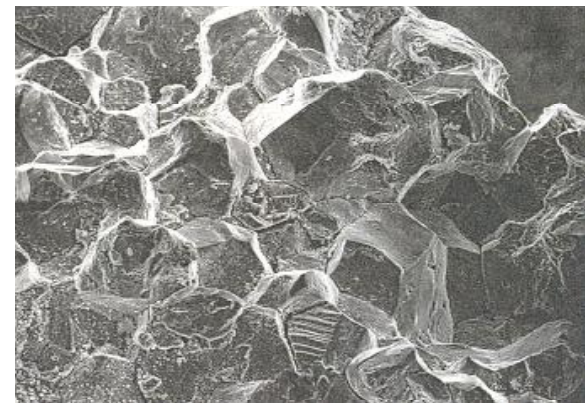
Aspect macrographique d'une vis fissurée



Aspect micrographique d'une fissuration intergranulaire



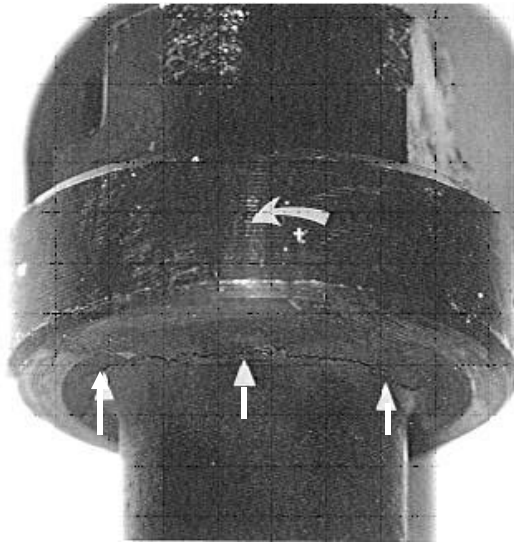
Vue en coupe d'une vis fissurée



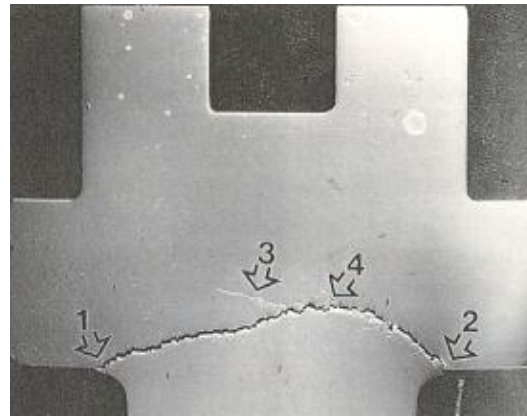
Facès de rupture intergranulaire d'une vis fissurée

Fracture des internes de cuve

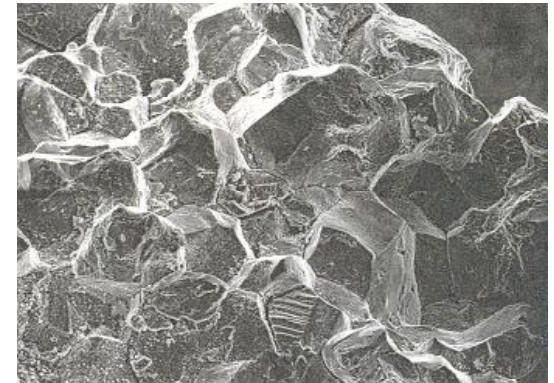
irradiation dose: 5 - 10 dpa



5 mm



5 mm



25 μ m

fracture inter

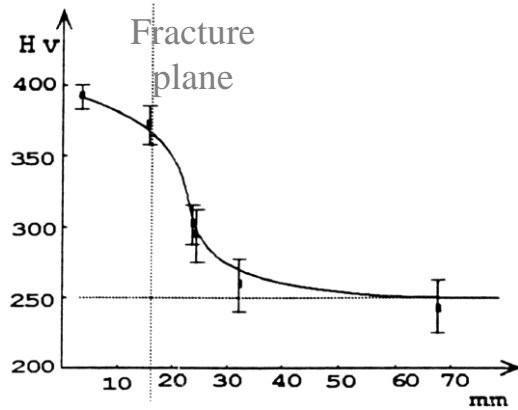
Effets d'environnement
Couplés avec le durcissement et
la localisation de la déformation

Fracture des vis d'attache des internes de cuve

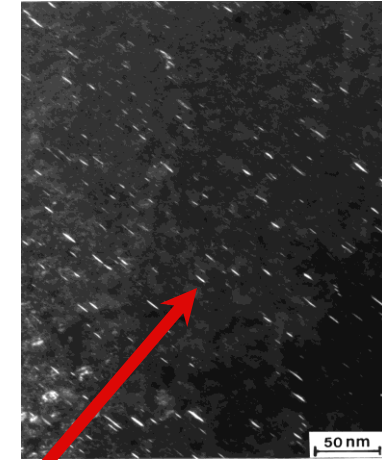
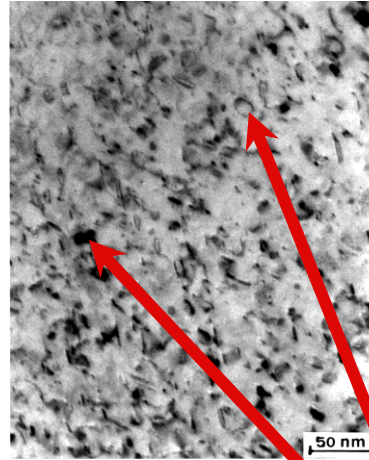


10 dpa

2 dpa

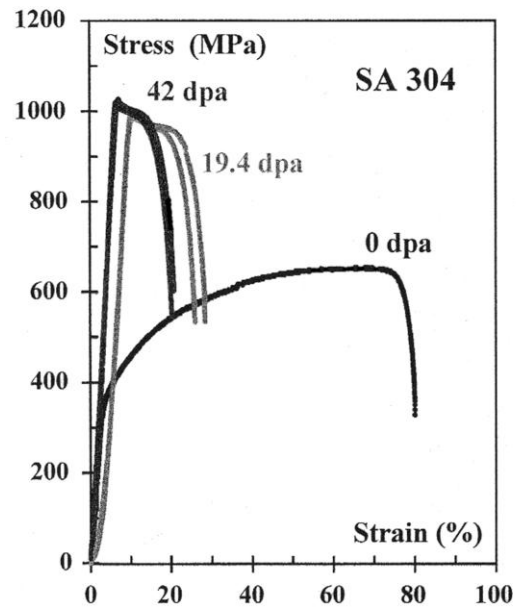


Durcissement et fragilisation

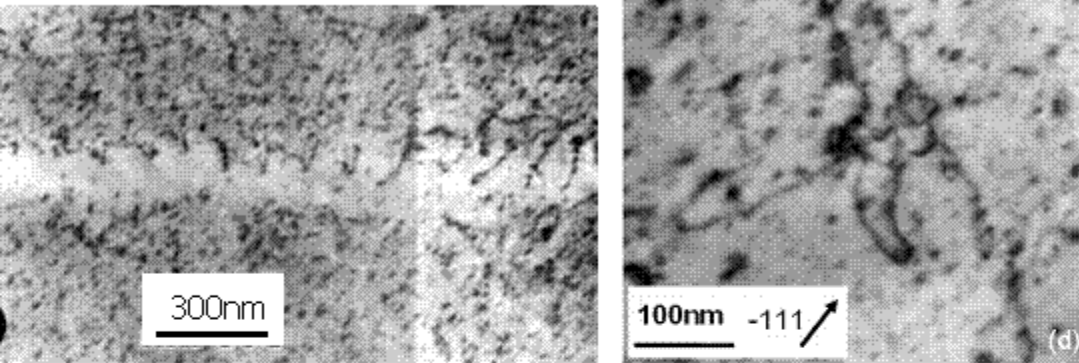


Boucles de Frank
 $\rho \approx 2 \cdot 10^{22} \text{ m}^{-3}$ $\phi \approx 12 \text{ nm}$

Channelling , adoucissement et localisation

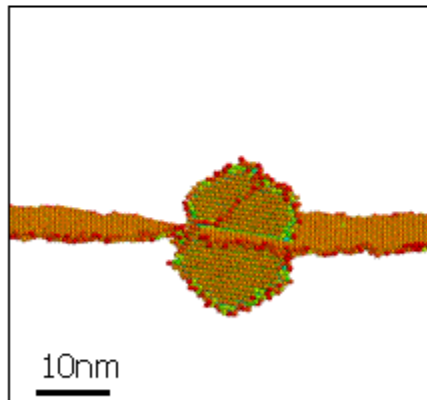


Exemple : Localisation de la déformation plastique (aciers inox. irradiés)



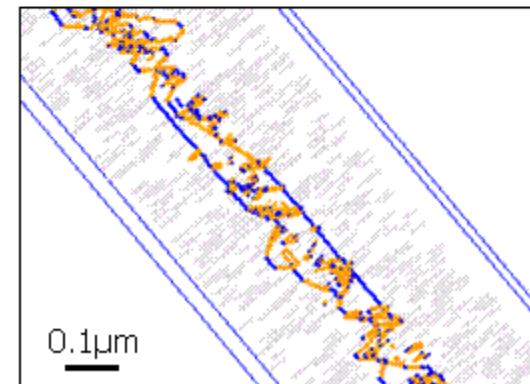
Acier inox. 316L austénitique (cfc)

Mécanismes élémentaires d'interaction ?



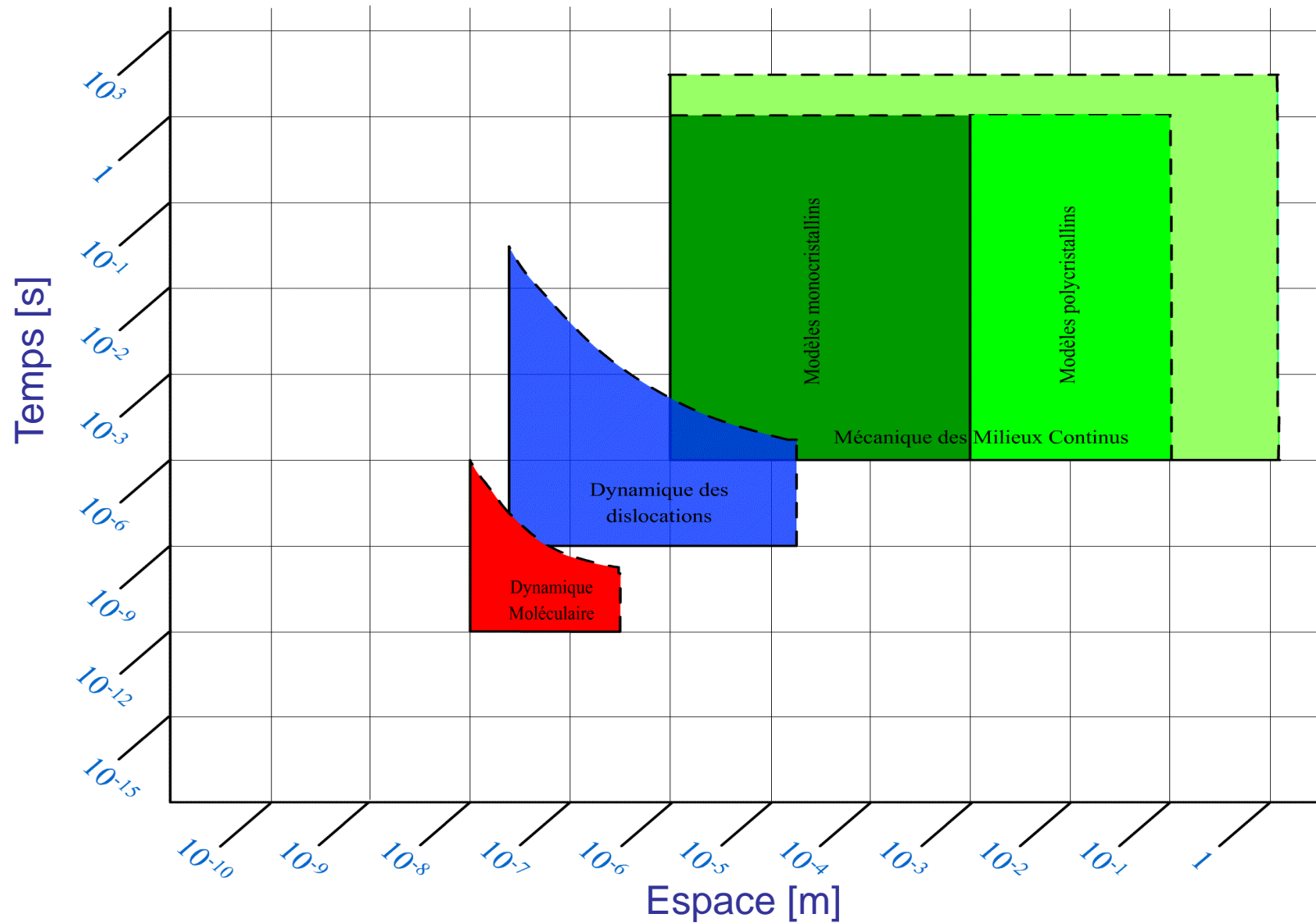
Dynamique Moléculaire

Mécanismes collectifs ?



Dynamique des Dislocations

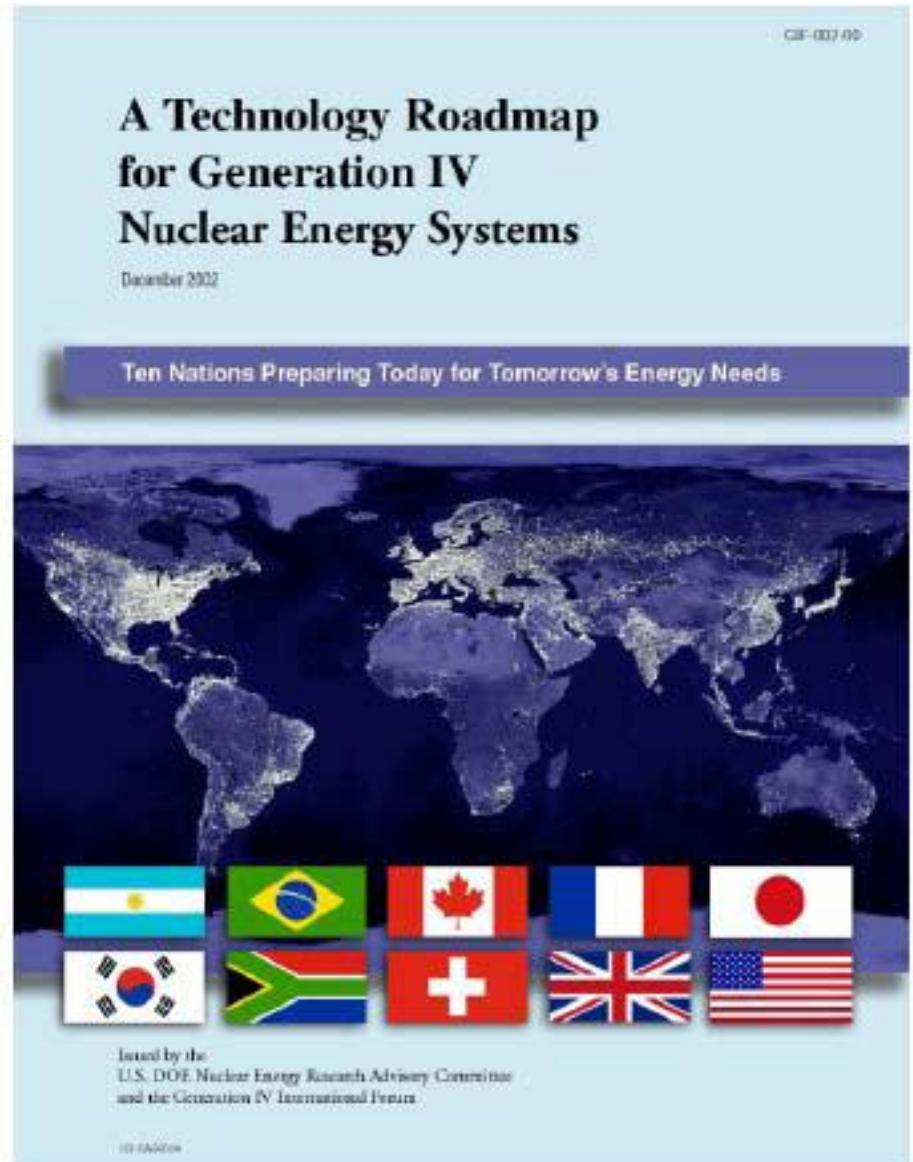
Les simulations multiéchelles



Peut on prolonger la durée de vie des centrales REP à 60 ans et au-delà?

- Retour d'expertise matériaux
- Etudes expérimentales sur le comportement sous irradiation
- Modélisation à toutes les échelles

Demain



Le projet Gen IV

Un projet international

Des exigences accrues:

- Durabilité
- Sureté et fiabilité
- Economie
- Non prolifération

Six concepts de réacteurs retenus

- Gas Cooled Fast Reactor GFR
- Lead Cooled Fast Reactor LFR
- Sodium Cooled Fast Reactor SFR
- Molten Salt Reactor MSR
- Supercritical Water Reactor SCWR
- Very High Temperature Reactor VHTR

Peut on réellement construire
et faire durer
ces « réacteurs concepts »?

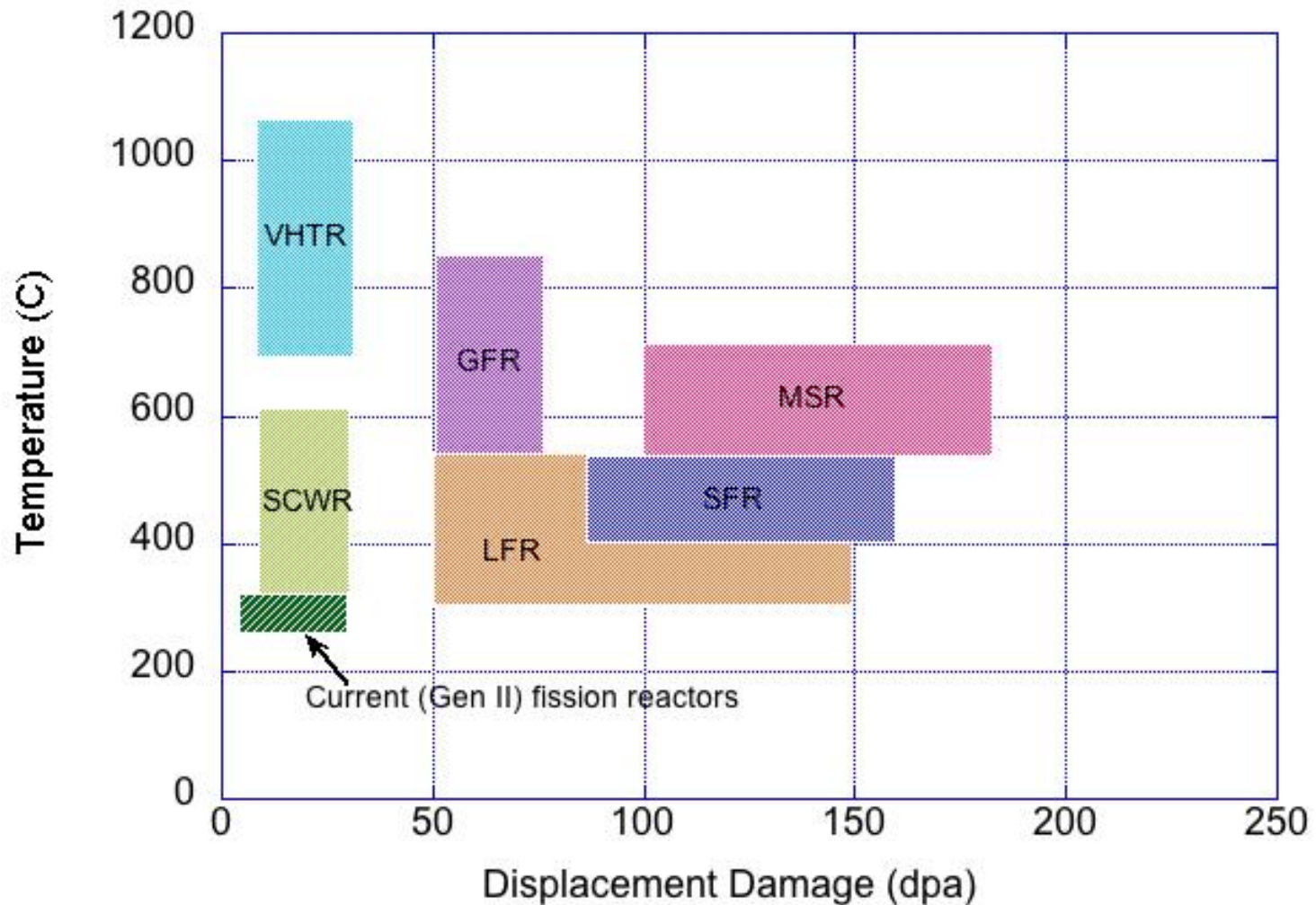
Les nouvelles difficultés en
terme de matériaux sont
principalement liées au fluide
caloporteur

Exigences en terme de matériaux

- SFR:
 - Une technologie explorée en terme de tenue au sodium liquide => modification des échangeurs?
 - Des améliorations incrémentales pour la tenue a chaud sous irradiation
 - Techniques de CND?
- VHTR
 - Des exigences en terme de température irréalistes...
- MSR
 - Matériaux en sel fondus...

Nouveaux réacteurs : Gen IV et Fusion

Comparison avec les REP



Environment des matériaux. Comparaison avec les REP

	Fission (Gen. I/II) PWR...	Fission (Gen. IV)	Fusion (Demo)	NASA space reactor
temperature maximale	<300°C	500-1000°C	550-1000°C	~1000°C
dose maximale	~50 dpa	~30-200 dpa	~150 dpa	~10 dpa
transmutation concentration He	~0.1 appm	~3-10 appm	~1500 appm (~10000 appm pour SiC)	~1 appm
Fluides caloporteurs	H₂O (REP: pression 155 bars)	He, H₂O, Pb- Bi, Na	He, Pb-Li, Li	Li, Na, or He-Xe

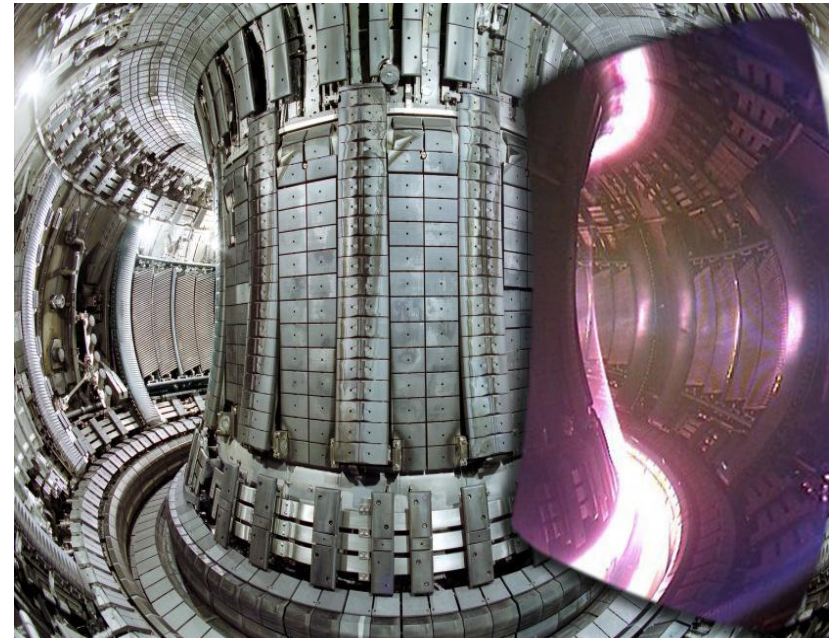
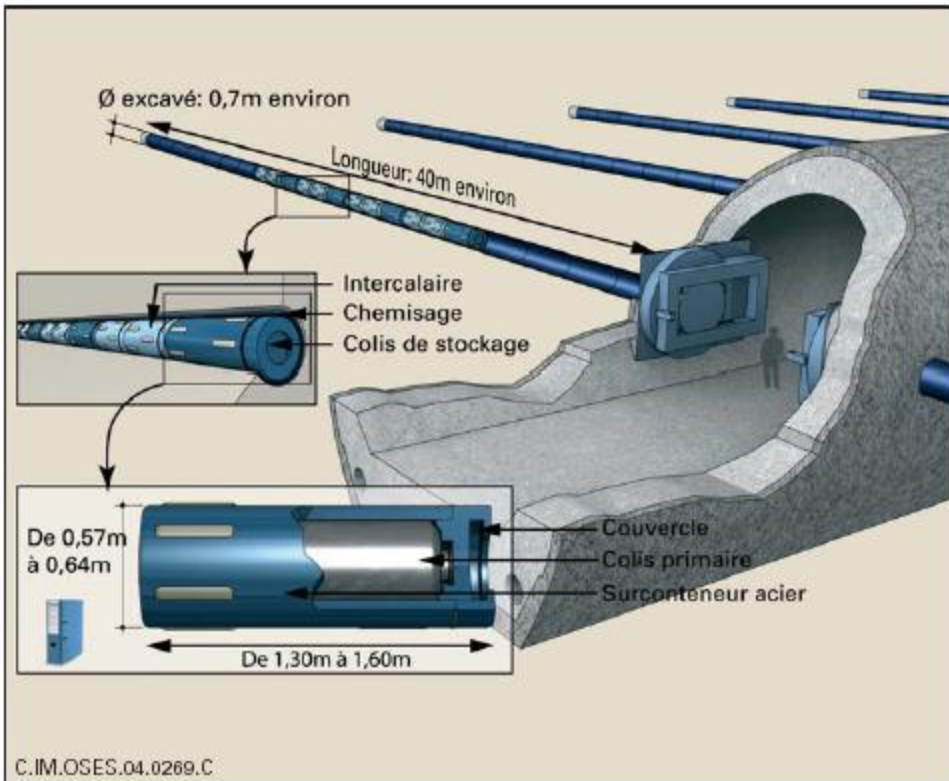
Pas nécessairement dimensionné comme appareil à pression

Considérations complémentaires

- **Disponibilité et coût des matériaux**
- **Fabricabilité et technologie d'assemblage**
- **Inspection en service (milieu Na pour SFR)**
 - ➔ **Techniques de contrôle non destructif**
- **Approche de sûreté et certification**
 - ➔ **Codification pour la conception nucléaire**
 - ➔ **Effort spécifique au-delà de la R&D pour établir les règles et normes de conception mécanique pour le nucléaire**
- **Démantèlement et gestion des déchets**



Après Demain ?



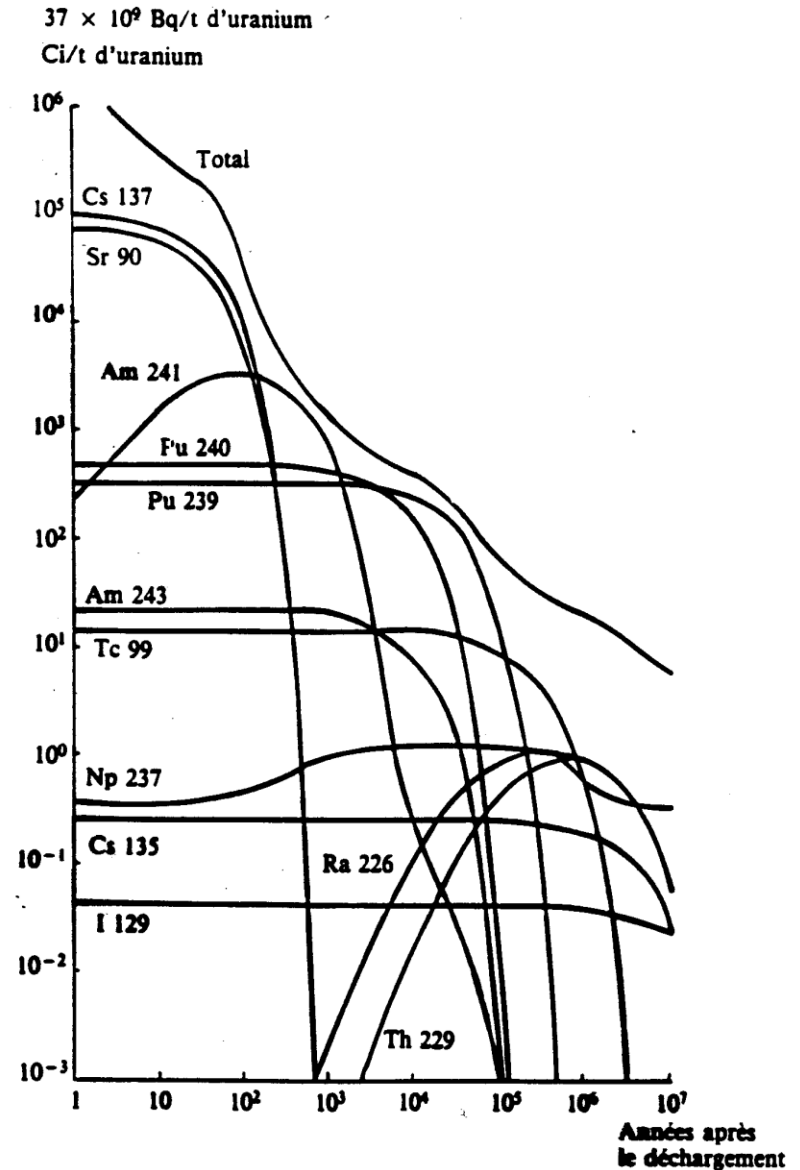
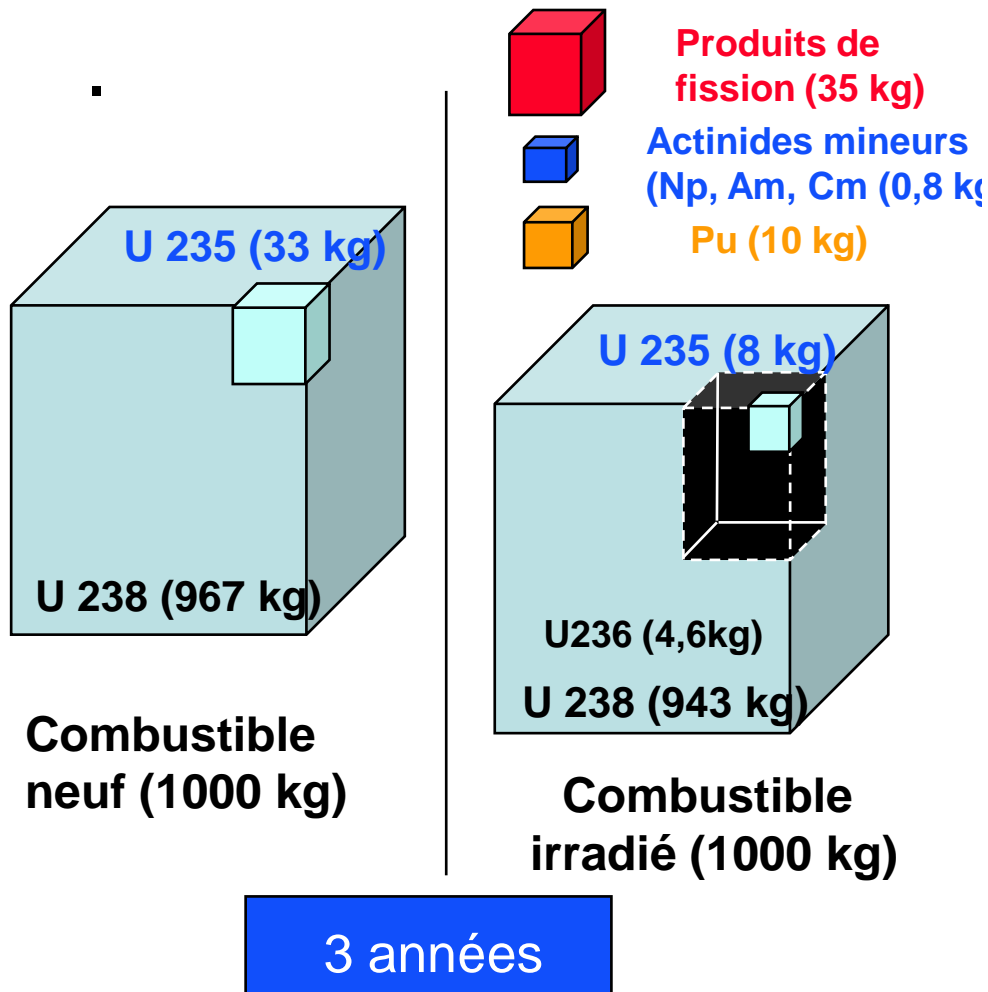
Alvéole de stockage de déchets C

« C'est une idée magnifique de mettre le soleil en boîte...à part que nous ne savons pas construire la boîte! » (Sébastien Balibar)

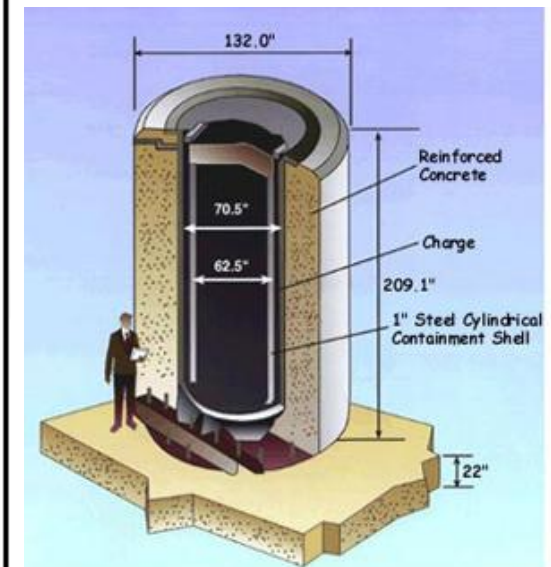
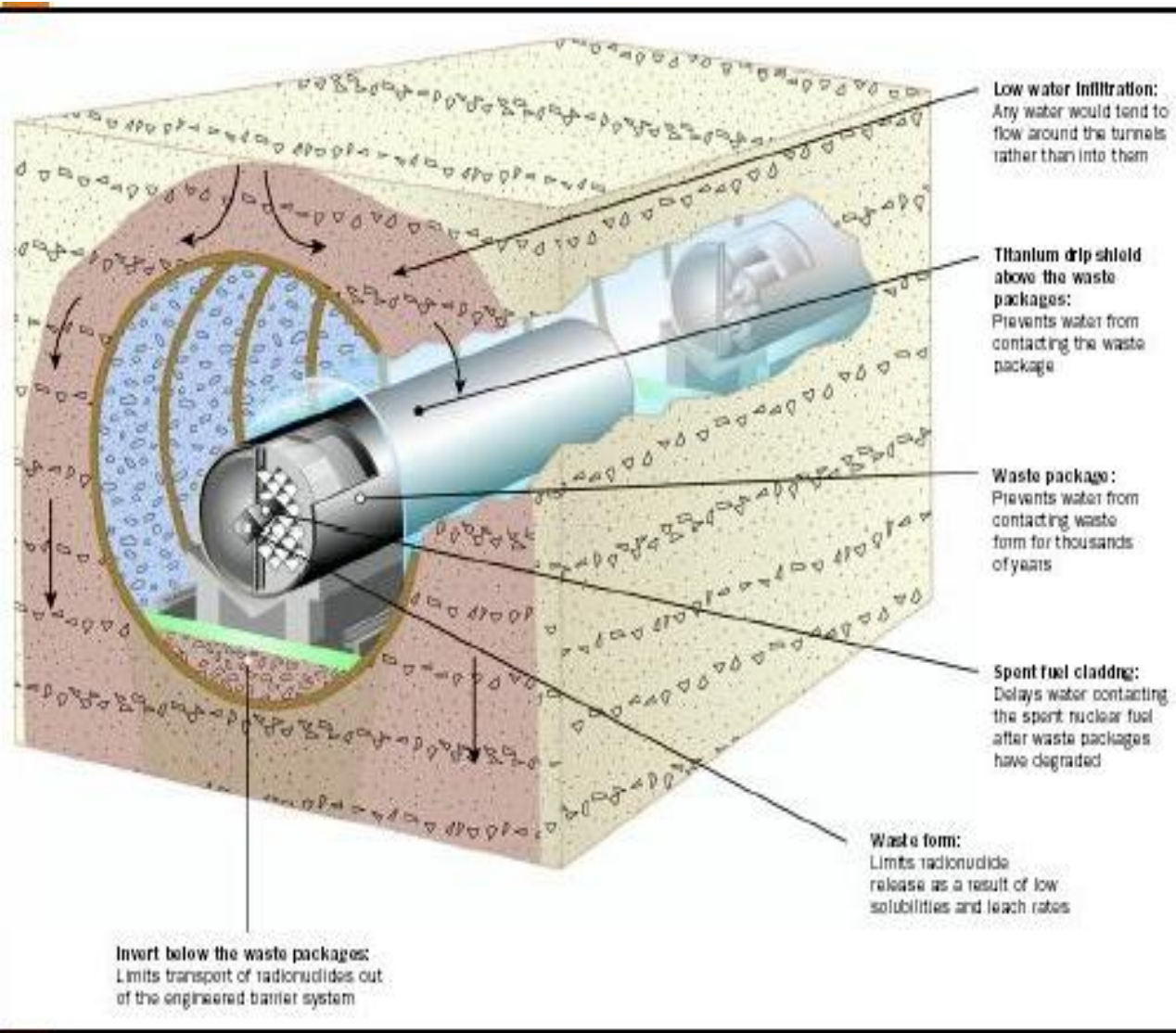
- Matériau devant faire face à un plasma à haute température, très réactif
- Matériau du divertor soumis à une très forte érosion
- Matériaux de structure très fortement irradiés (fragilisation, gonflement...)

Un vrai défi
pour le scientifique et pour l'ingénieur

Les déchets HAVL



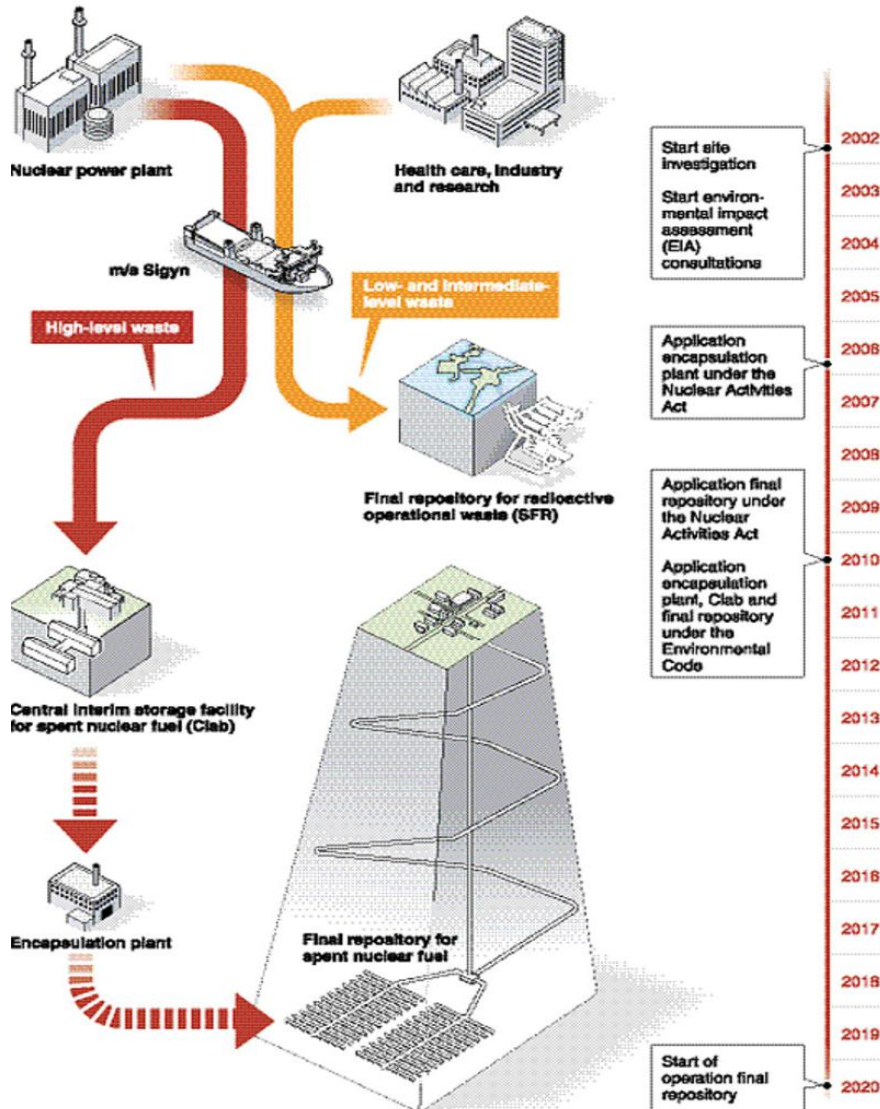
La « non solution » américaine sans retraitement



Spent Fuel Storage Cask

La solution suédoise sans retraitement

The Swedish system



La stratégie française

- **Produits de Fission:**

- Vitrification
- Protection par des gaines d'aciers inox évitant le contact avec l'eau

Option de barrière d'ingénierie (Verres) pour éviter la diffusion des PF

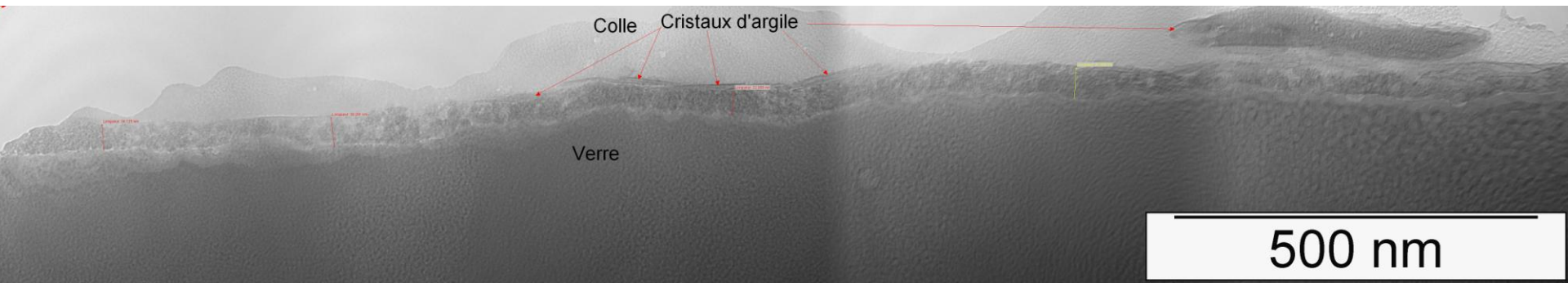
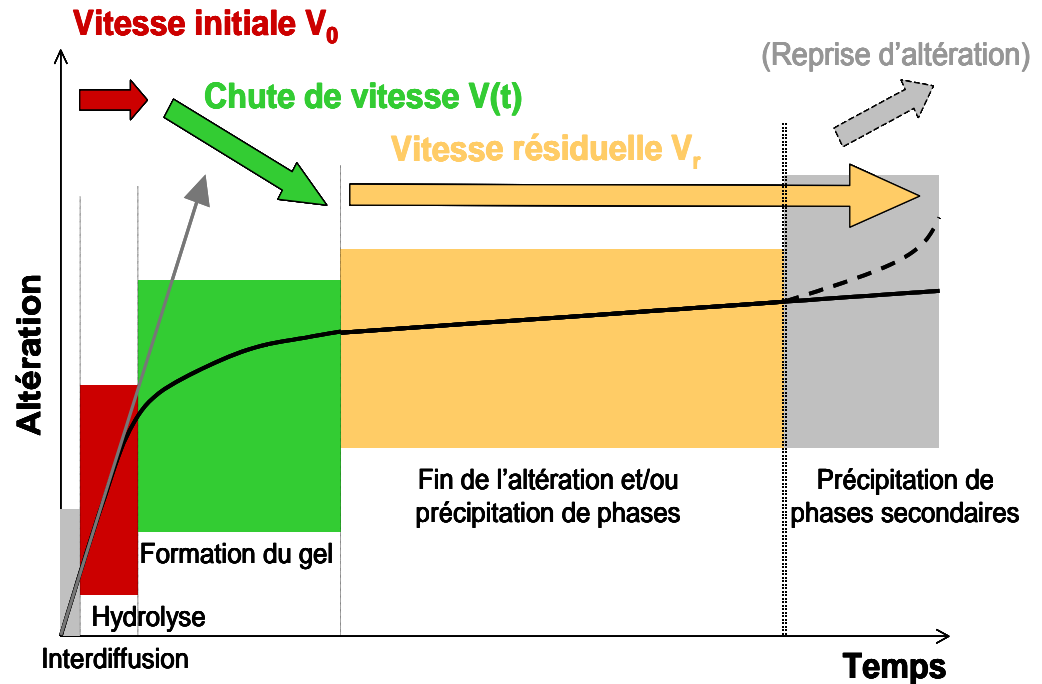
- **Actinides**

- Plutonium: réintroduit dans le cycle
- Actinides mineurs (Am, Cm, Np)
- ⇒ Transmutation?
- ⇒ Stockage profond

Option de barrière géologique (argilite) qui piège les actinides

Les enjeux matériaux : les verres

- Conforter la ddv : 300000 ans
 - Essais dans l'argile
 - Étude de la sorption du Si sur PC
 - Modélisation chimie



La corrosion

- Améliorer la prévision des vitesses de corrosion de l'acier dans l'argilite de Bure → terme source H₂ ; ddv sur-conteneur
- La corrosion des déchets métalliques → terme source RN et H₂
 - Déchets compactés / colis béton : Zr ; inox ; 718 ; Al ; Mg

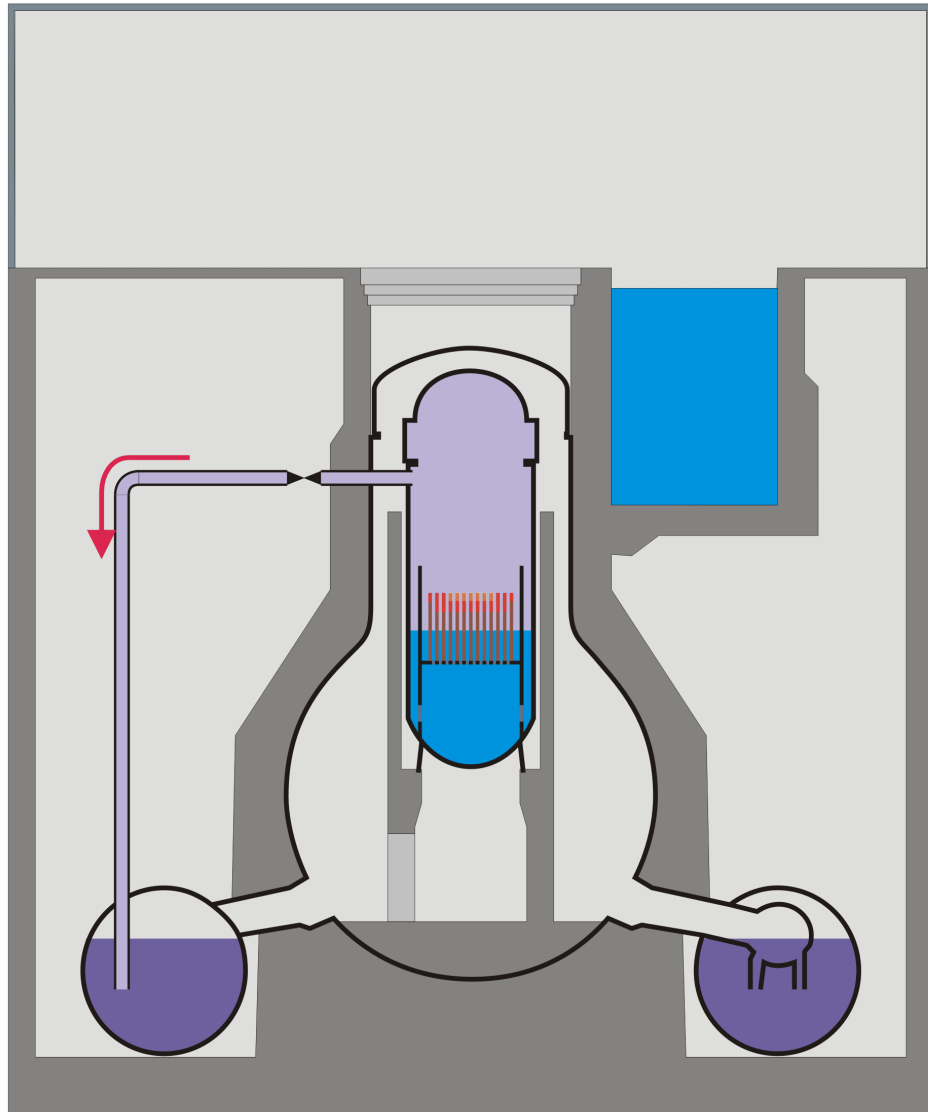


Pour finir...

L'incident de Fukushima Daiichi

2. Progression de l'accident

- ▶ La mesure du niveau liquide indiquée ici est le niveau tassé. Le véritable niveau est supérieur du fait des bulles de vapeur présentes dans le liquide (émulsion)
- ▶ ~50% du coeur découvert
 - ◆ La température des gaines augmente, sans dégât significatif au coeur
- ▶ ~2/3 du coeur découvert
 - ◆ La température des gaines dépasse $\sim 900^{\circ}\text{C}$
 - ◆ Gonflement / rupture des gaines
 - ◆ Relâchement de produits de fission par les ruptures de gaines

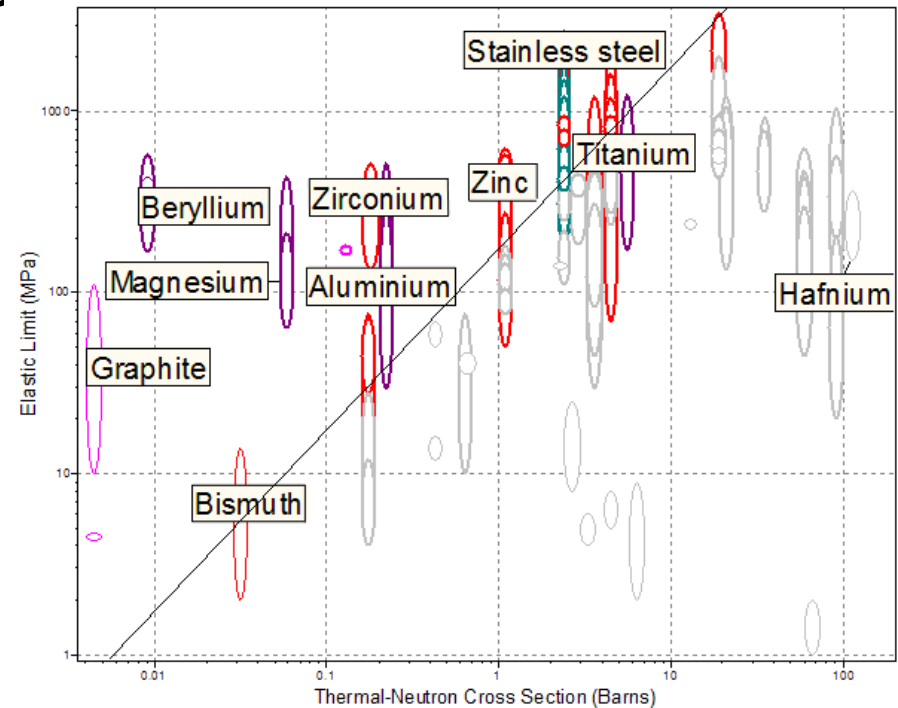


Gaines combustibles:

- Transparence aux neutrons
- Resistance mécanique
- Résistance à la Corrosion
- Tenue à l'Irradiation

$$M = \sigma_y / \lambda$$

- Zirconium alloys
 - Zircaloy-4
 - Sn (1.2%)
 - O (0.01%)
 - Fe,Cr (~30ppm)



Conclusions

Le matériaux et le nucléaire

- Une nécessité pour construire des dispositifs fiables et durables , aujourd'hui et demain
- Un passage obligé pour les options innovantes et pour la gestion du futur: indispensable pour « matérialiser les rêves »
- Un défi scientifique et technologique sans cesse renouvelé: la **modélisation multiéchelle** au cœur du problème