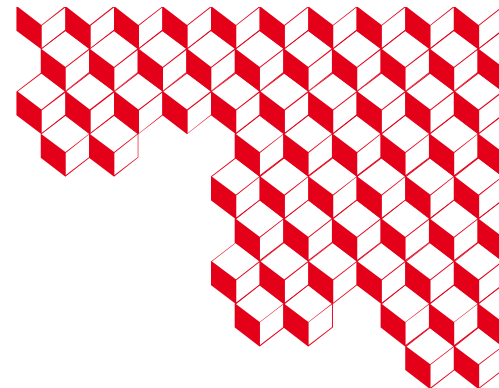




La sûreté nucléaire

N. SEILER & D. GENTET

nathalie.seiler@cea.fr & david.gentet@cea.fr

Nathalie SEILER

CEA Research Director- Fellow Expert

Direction des énergies

IRESNE | DTN | SMTA | LMAG - Laboratoire de Modélisation des Accidents Graves

Site de Cadarache

+33 4 42 25 64 73 / +33 6 37 55 59 32

Objectifs de l'exposé:

La sûreté nucléaire

- 1- Définition de la sûreté nucléaire**
- 2- Expériences et Leçons du passé**
- 3- Acteurs de la sûreté nucléaire**
- 4- Approches de Sûreté**
- 5- Conception & ingénierie pour la sûreté**
- 6- Innovation et Futur de la sûreté nucléaire**





1 ■ Définition de la sûreté



Qu'est ce que la sûreté

La sécurité des installations est une préoccupation majeure pour toutes les entreprises énergétiques.

Sécurité dans le nucléaire : ensemble des risques liés à l'énergie nucléaire (malveillance, prolifération)

Sûreté couvre le risque de dispersion de produits radioactifs.

Définition : *La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques, humaines et organisationnelles mises en œuvre à toutes les étapes de la vie d'une centrale nucléaire pour protéger, en toutes circonstances, la population et l'environnement contre une éventuelle dispersion de produits radioactifs, en particulier, il s'agit :*

- d'assurer le **fonctionnement normal** de l'installation en limitant, autant que possible, la production d'effluents et de déchets radioactifs, ainsi que l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisant,
- de **prévenir** les incidents et les accidents,
- dans l'hypothèse de survenue de telles situations, malgré les mesures prises pour les éviter, de limiter les effets (**mitigation**) de la dispersion incontrôlée de produits radioactifs sur les populations et l'environnement.



Le domaine caractérisant la sûreté

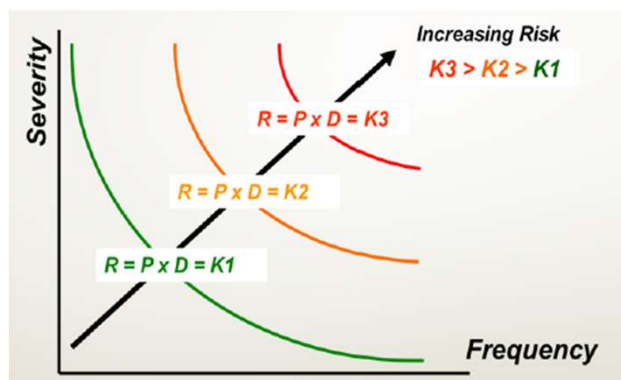
La sûreté n'est pas un concept absolu (Notion de risque acceptable)

Notion de Risque : le **Risque** de dispersion peut se caractériser comme la **Sévérité/Gravité (D)** d'un processus fois sa **Fréquence d'occurrence (P)**

Notion d'acceptabilité :

- choix économiques (prix de l'électricité...),
- sociétaux (guerre, insécurité..),
- politiques (fermeture de Superphénix)
- susceptible d'évoluer dans le temps et d'un pays à l'autre

décision finale **politique** (Experts consultatifs).



un processus dangereux peut est sûr si de fréquence négligeable

Risques d'un réacteur nucléaire:

- inventaire important de matières radioactives dans le cœur (produits de fission et actinides), activation possible de caloporteur (Pb)
- processus : réaction en chaîne → possible emballement,
- densité de puissance / Puissance résiduelle long terme
- susceptible d'évoluer dans le temps et d'un pays à l'autre

REX : accidents plus graves que ceux redoutés à la conception (TMI, Tchernobyl, Fukushima)



Le domaine caractérisant la sûreté

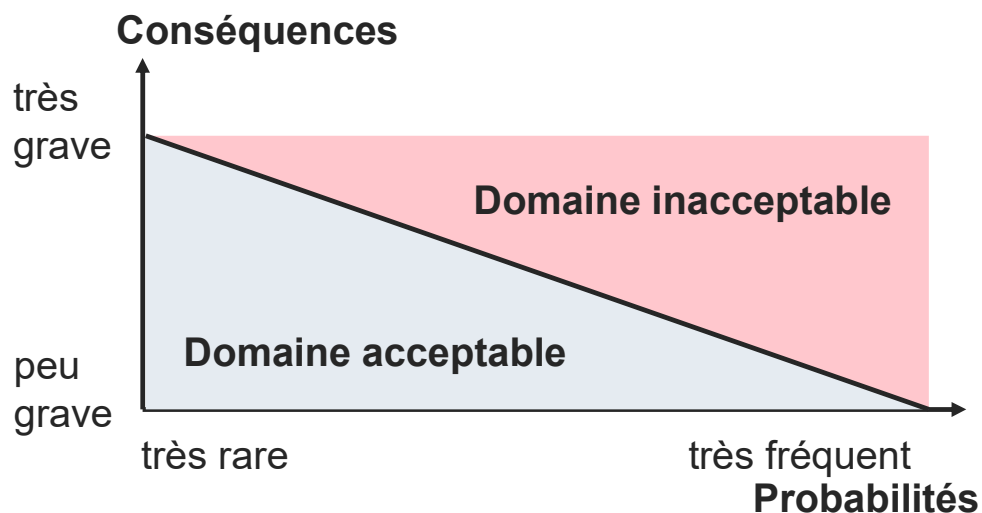
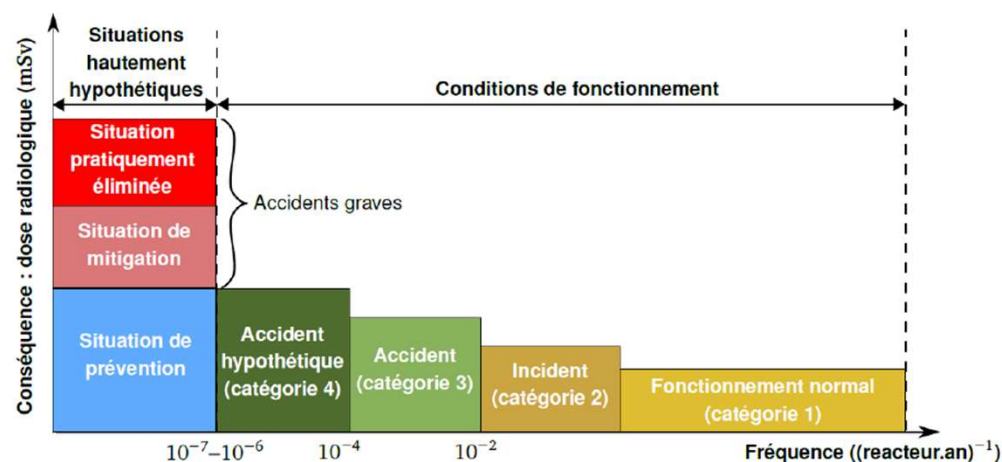


Diagramme de Farmer du projet **ASTRID** (RNR-Na)

Risque accidentel **double appréciation** = f (proba d'occurrence, gravité) vis-à-vis des conséquences en terme de **relâchement radioactifs**

70', **Farmer** propose un diagramme probabilités-conséquences, une limite entre domaine acceptable et inacceptable





Sûreté nucléaire

Principe général de la démarche d'acceptabilité de Farmer :

=> Plus l'accident est probable, plus ses conséquences doivent être limitées par des **contre-mesures**.

Le concepteur doit préciser les couples de plages de probabilités et de conséquences radiologiques considérées comme acceptables & proposer des moyens pour rester dans le domaine acceptable du diagramme (**études de sûreté, retour sur la conception**)

L'appréciation des risques liés à l'exploitation d'une installation nucléaire conduit à distinguer :

- les risques **potentiels**, ceux qui seraient à craindre en l'absence de toute mesure de protection,
- les risques **résiduels**, qui subsistent, en dépit des dispositions prises pour gérer les accidents (prévention/*mitigation*).

→ **principes (ligne de défense) et méthodes (approche déterministe / probabiliste) de sûreté** applicables à toutes les phases de la vie de l'installation.

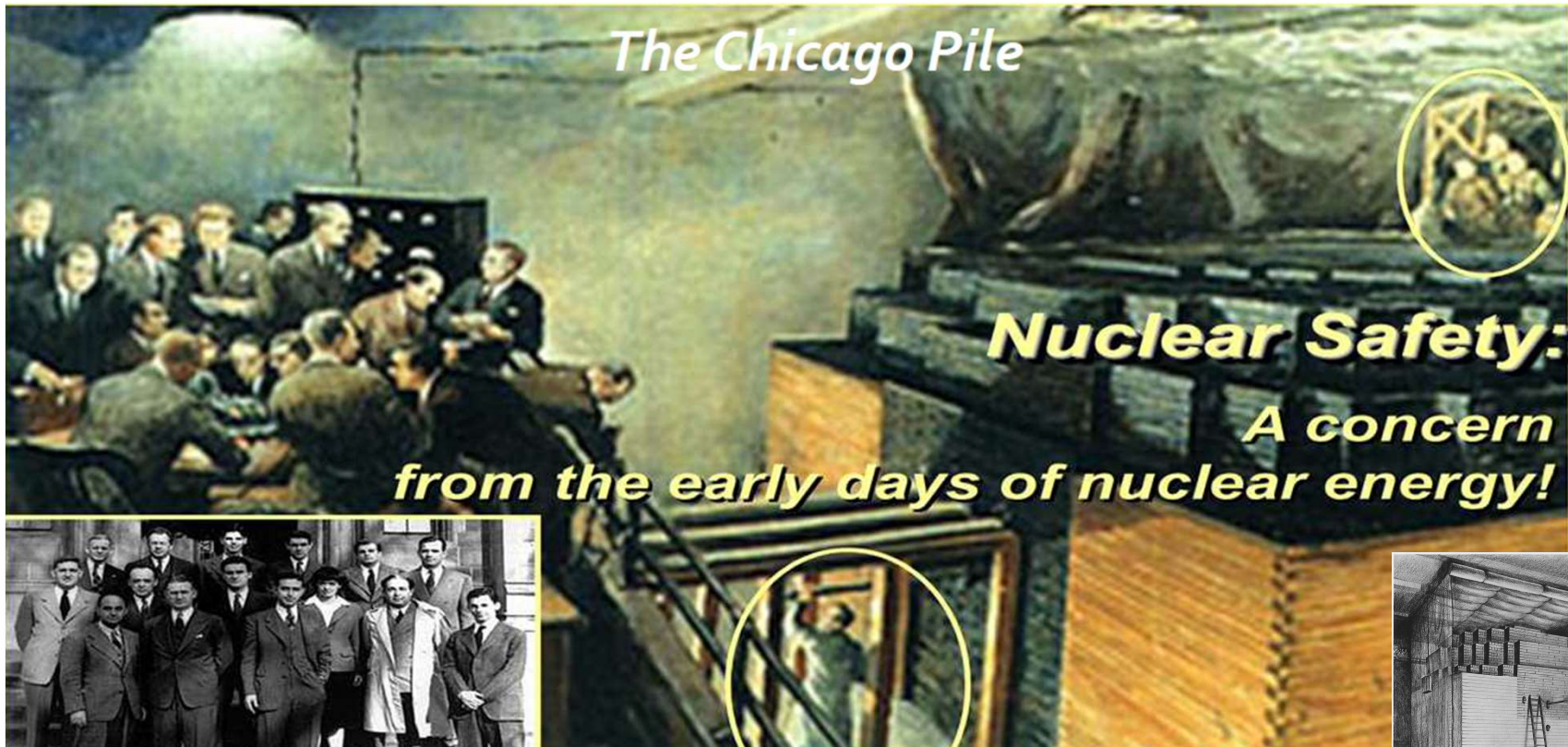
Approche **évolutive** car phénomènes :

- complexes (diversité des transitoires combinatoire de défaillances possibles, nombreuses interactions et contre-réactions)
- sociotechniques (facteurs organisationnels et humains)
- évolution de conception de réacteurs

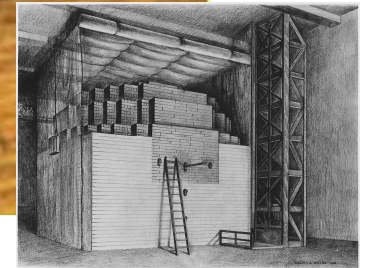


2. Expériences et Leçons du passé

La sûreté a évolué avec la connaissance et l'expérience



Nécessité d'un blindage, d'un confinement (1947) et d'un pilotage éloigné.
Nécessité de mesures de protection et de contrôle.



Premières évaluations systématiques de sûreté



Rapport WASH-3 (USA-1950)

Hypotheses: - Un accident grave postulé (grosse surchauffe/fusion).

- Rupture du système de refroidissement du réacteur.

Résultats: - Zone exclusion : $P=50 \text{ MWth} \rightarrow R=2.8\text{km}$; $P=3000 \text{ MWth} \rightarrow R=27.8\text{km}$

Rapport WASH-740 (USA-1957) – ‘Worst Case’ Nuclear Accident

Consensus : - Très faible probabilité d'accidents de fusion du coeur

- Rupture du confinement non crédible

Pourtant 1^{er} accidents dans les zones peuplées des USA dans les années 50's → fusion partielle du coeur :

- *Shippingport (PWR – 1965, incident-fuite);*
- *Dresden-1 (BWR – 1979, LOCA);*
- *Indian Point 1 (PWR- 1962, LOCA);*
- *Enrico Fermi (RNR Na – 1966, LOCA).*

Premières évaluations systématiques de sûreté



Rapport WASH-1400 (USA-1975) – 1^{er} analyse probabiliste - rapport Rasmussen

Une nouvelle méthodologie basée sur :

- Identification des initiateurs
- Délimitation des sequences par manière **d'arbres d'événements** (event trees)
- Estimation de **probabilités** de défaillance des systèmes à travers des **arbres de défaillance** (fault trees)



Résultats:

- Les accidents graves d'incidence négligeable sur le risque pour le public !
- Probabilité plus élevée qu'on ne le pensait auparavant ! ($\sim 5 \cdot 10^{-5}$ /réacteur/an).
- Risque principalement attribuable aux accidents de fusion du cœur.
- Une grande variété de séquences d'accidents peuvent conduire à une fusion du cœur.
- Différentes conceptions de confinement, différentes capacités de résistance

Risk Assessment Review (1978): critiques de WASH-1400

base de données inadéquate, traitement statistique pauvre, propagation d'incertitude non cohérente ...

→ **WASH -1400 discrédité mais conforté par TMI-2**

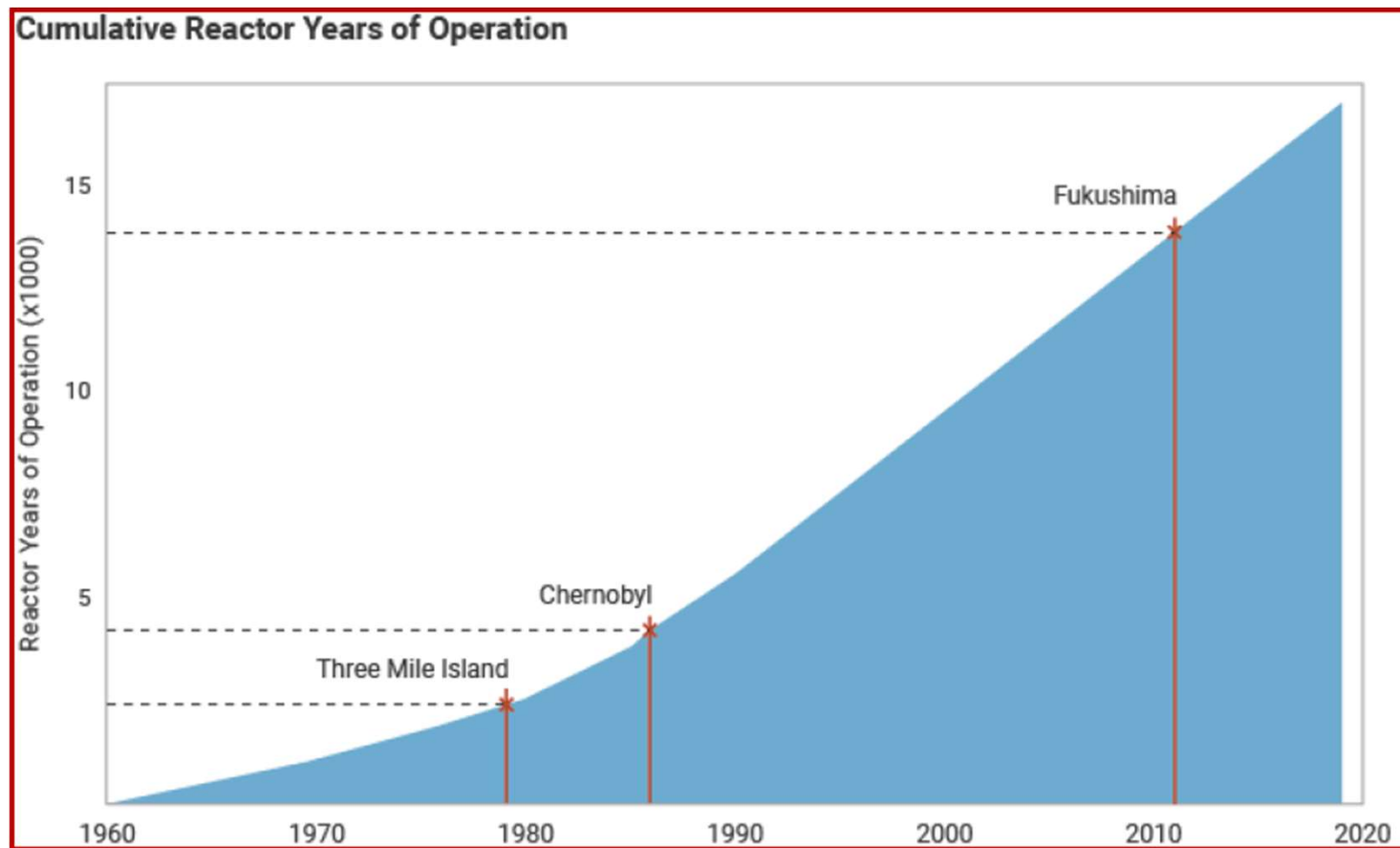
Quelques accidents de réacteurs nucléaires

Some Reactor Accidents

Reactor	Date	Immediate Deaths	Environmental Radioactive Effects	Status
NRX	1952	No	No	Fixed Shut down 1992
Windscale-1	1957	No	Contamination	Under concrete. Being demolished
SL-1	1961	3	Small release	Decommissioned
Fermi-1	1966	No	No	Fixed and restarted. Shut down 1972
Lucens	1969	No	Very small release	Decommissioned.
Browns Ferry	1975	No	No	Fixed
TMI-2	1979	No	Negligible doses to public	Site Cleanup
Saint Laurent-A2	1980	No	Small release	Fixed
Chernobyl-4	1986	31	Large release	In Sarcophagus
Vandellós-1	1989	No	No	Decommissioning
Fukushima 1-3	2011	No	Large release (10-20% Chernobyl)	Decommissioning phase

This document is not intended for reproduction or distribution outside of NUGENIA TA2/SARNET

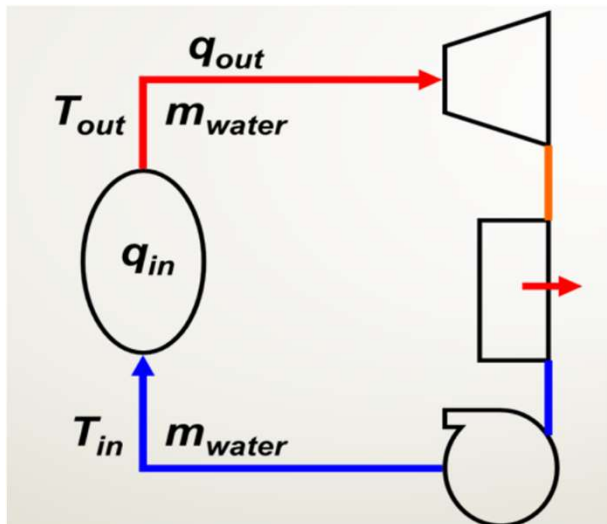
Accidents de réacteurs nucléaires



22/05/2023

Différents types d'accidents sur différents types de réacteurs

Schéma d'un réacteur:



Fonctionnement normal (permanent):

$$q_{out} = q_{in}(= q_{fission})$$

Accidents: $q_{in} > q_{out}$

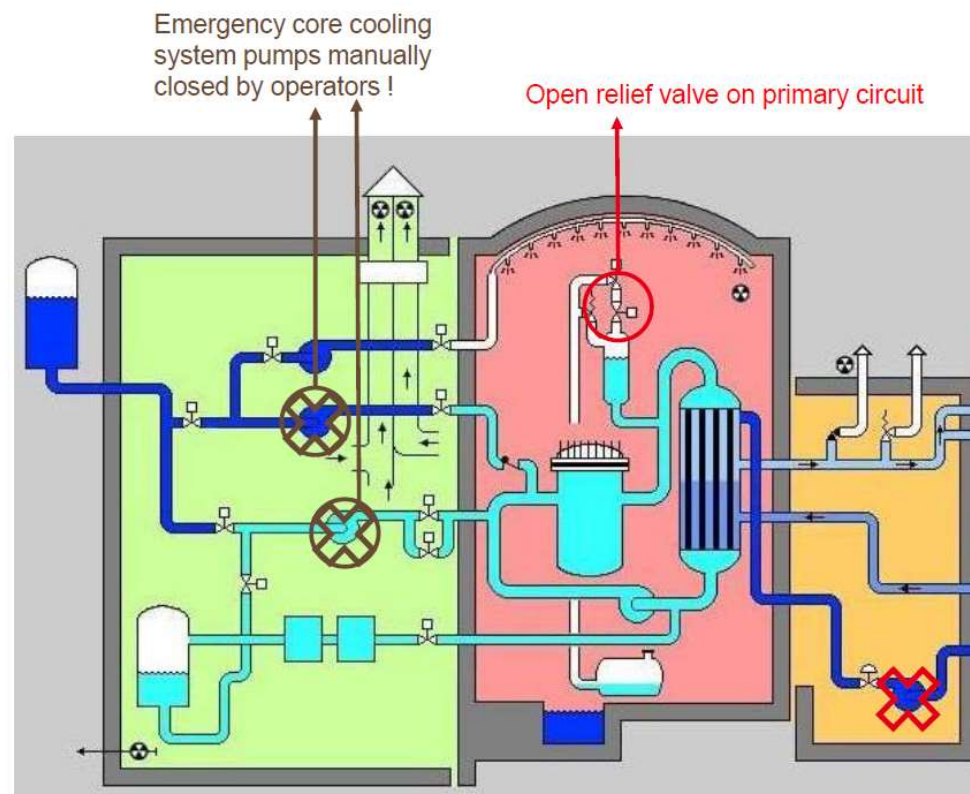
$q_{in} > q_{out}$	cause	type	Exemple (réacteur)
$q_{in} \nearrow$	$q_{fission} \nearrow$ (ms)	Accidents de réactivité (RIA)	Tchernobyl (LWGR)
$q_{out} \searrow$	$\dot{m}_{water} \searrow$	Bouchage	St Laurent des Eaux (UNGGR)
$q_{out} \searrow$	$M_{water} \searrow$	Accident de perte de réfrigérant primaire (APRP)	TMI2 (PWR)
$q_{out} \searrow$	$T_{in} \nearrow$ & $M_{in} \searrow$	Perte totale d'électricité	Fukushima (BWR)

Accident de TMI-2 (PWR)- LOCA

États-Unis, État de Pennsylvanie, 1979

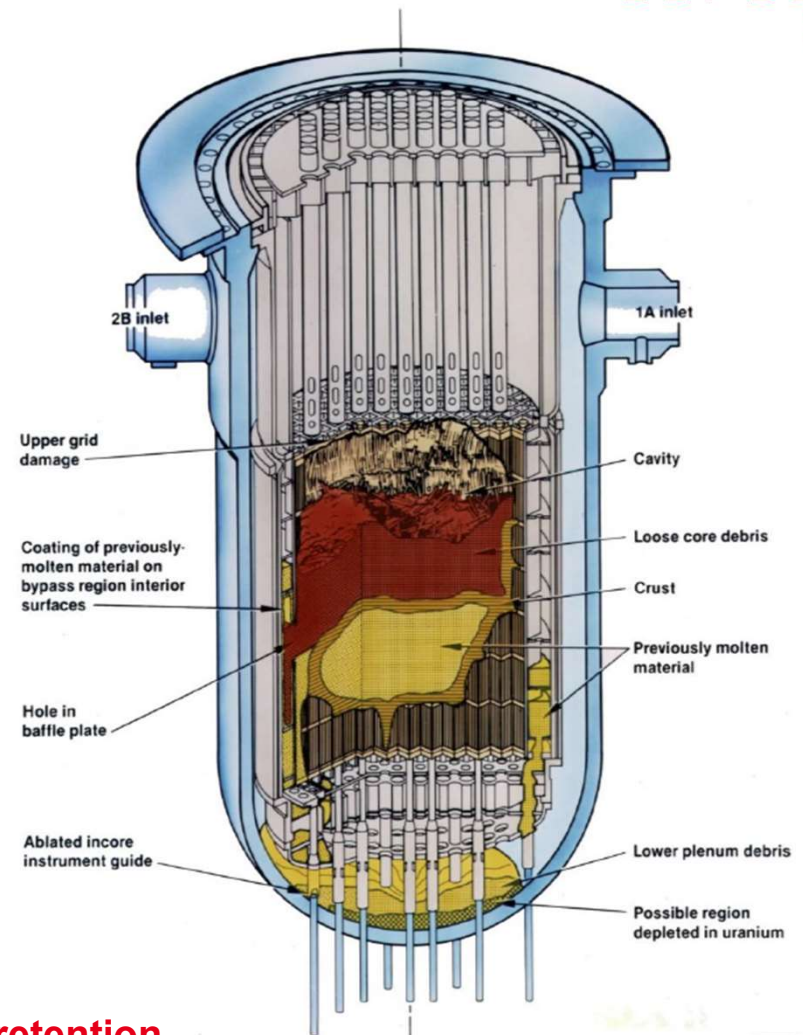
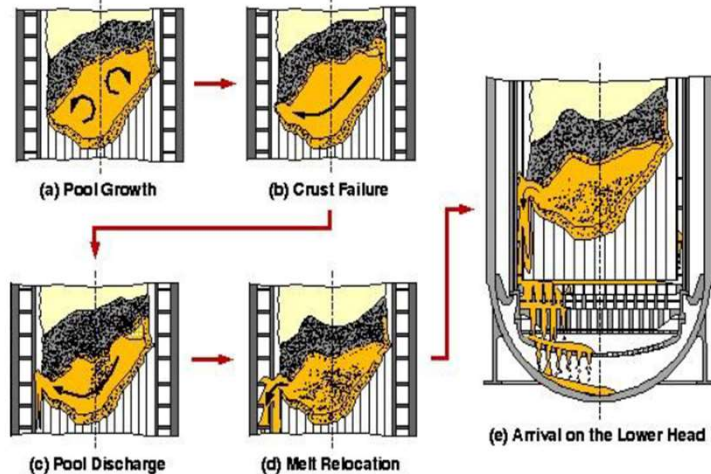
Combinaison d'un **incident initialement basique** avec des **erreurs humaines** et des malentendus concernant les signaux, conduisant à une perte importante de réfrigérant (LOCA)

- Transitoire de pression dû à une perte d'alimentation en eau de refroidissement du générateur de vapeur.
- Étanchéité défectueuse de la soupape de décharge (PZR).
- Arrêt prématuré des pompes d'injection de sécurité et des pompes primaires **par les opérateurs**.
- Fusion partielle du cœur et contamination importante du confinement
- Rejet radioactif très limité dans l'environnement.



Accident de TMI-2 – état final

- 20 tonnes de corium (magma de matériaux du cœur fondus) écoulés en dehors du cœur dans le fond de cuve (130 tonnes initiales)
- Les interactions thermiques du combustible avec l'eau → débris de combustible (mm) et pression ~ 200 bars pendant environ 15 minutes
- La cuve n'a pas cédée et a retenu le corium, malgré ($T \sim 1\,000\text{ K}$). On ne comprend toujours pas entièrement pourquoi elle n'a pas cédé sous l'effet du fluage – hypothèse micro-canaux.
- Aucune explosion de vapeur externe ne s'est produite.

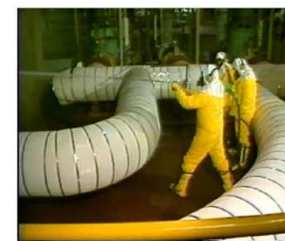


In-Vessel retention



Leçons tirées de TMI-2

- Importance du facteur humain, entraînement des opérateurs, amélioration des IHM, modifications des dispositifs de surveillance - INPO (*Institute of Nuclear Power Operators*)
- Informations sur les phénomènes physiques liés aux accidents graves :
 - Oxydation du zirconium et production d'hydrogène
 - Fusion du cœur → Début de la modélisation des accidents graves (fusion des matériaux, processus d'oxydation, dommages thermochimiques du réacteur, défaillance du réacteur, progression du corium, etc.) → codes de calcul
 - Importance de l'enceinte de confinement pour le contrôle du terme source
- Nouvelles technologies de sécurité (contrôle H₂, recombineurs, ventilation filtrée, etc.)
- En France :
 - Changement de la valve PZR par la technologie SEBIM
 - EDF « Approche par État » (aide aux opérateurs), toujours appliquée aujourd'hui
- In-Vessel Retention : peu de rejets
- Coût d'un accident grave : sociétal (peur= syndrome chinois, 200 000 personnes ont fui, maladies, communication de crise), financier (~2,7 G \$ sur **14 ans**)



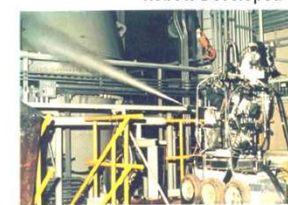
High Pressure Washing



Robots Developed



Radioactive Sludge on Floor



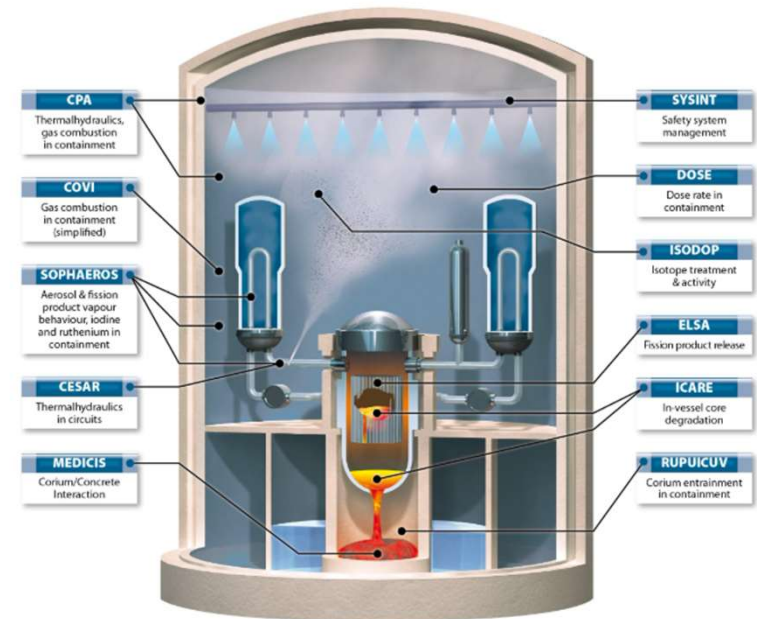
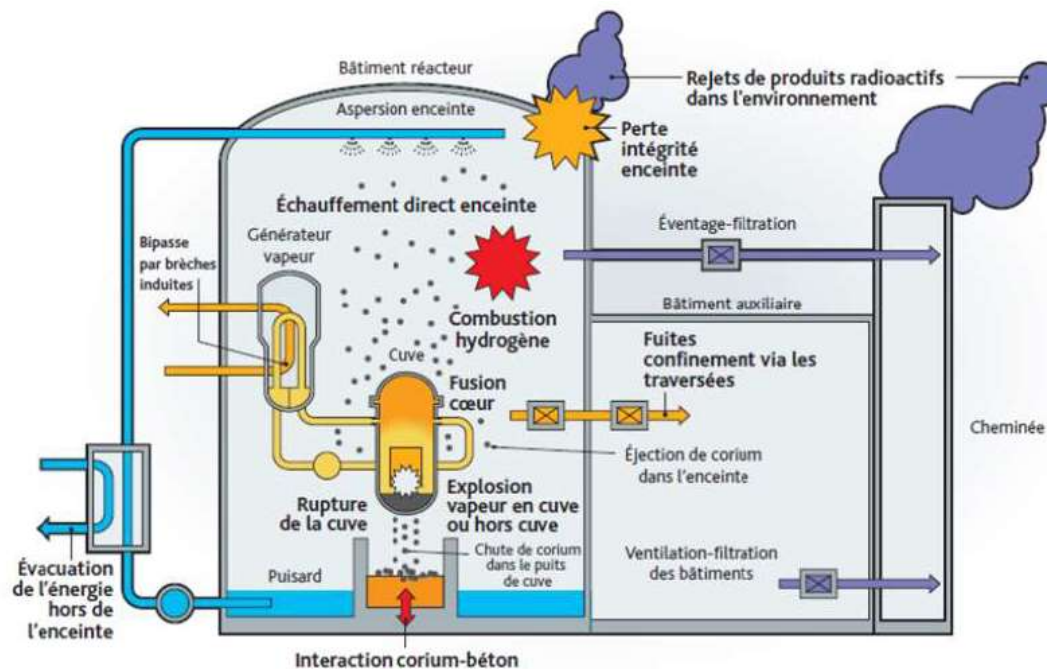
Robotic HP Washing

L. Barrett Consulting LLC

Codes Accidents Graves

Code de calculs 'Accident Grave' : ASTEC, RELAP, MAAP

Physiques modélisées : Thermo-hydraulique eau/vapeur, corium (multi-phasique, multi constituant), thermo-chimique, thermo-mécanique, produits de fission, hydrogène, ...



Différents modules du code ASTEC (ASNR)



Tchernobyl (LWGR) - RIA

Ex-URSS, Ukraine, Prypiat, 1986

Défauts de conception et violations graves des règles de sécurité

Transitoire critique de surpuissance déclenché par des rétroactions positives des neutrons dans un RBMK

En exercice – faible puissance, barres absorbantes extraites

✓ **L'effet positif** de la décroissance de la densité de l'eau sur la réactivité du cœur >> **effet négatif**
Doppler

Faiblesse de conception connue → exploitation à $P < 700$ MWth déconseillée mais pas interdite

✓ Graphite en bas de barres de contrôle (modération) → **réactivité augmente**

Les règles de fonctionnement statuaient que 15 barres devaient toujours être insérées → raison physiques de ces règles non connues des opérateurs

Pas de bâtiment de confinement (tel qu'un PWR)

Accident de Tchernobyl - conséquences



- Réacteur détruit (10 % du combustible nucléaire libéré).
- Le corium a coulé sur le sol
- Principale source de rejets (exposition radiologique de la population) :
 - I-131 : (demi-vie de 8 jours) → 5000 cancers de la thyroïde sur des enfants.
 - Cs-137 (demi-vie de 30 ans) → demi-vie plus longue
- Grosses particules sont tombées à 100 km de la centrale.
- Petites particules portées par le vent, tombées au sol lors de pluies → radioactivité détectée dans le monde.
- 2 morts immédiates (h) + 29 autres (opérateurs et pompiers).
- 134 personnes souffrent d'un syndrome d'irradiation aiguë.
- Pripjat : ville morte – zone d'exclusion 30 km – 135 évacués
- Dôme de 38 000 tonnes fini en 2021 scellé au-dessus du premier sarcophage





Leçons tirées de Tchernobyl

- Une conception du système présentant des défauts assez spécifiques → **sûreté à la conception**
 - Importance de la défense en profondeur – plusieurs barrières de protection pour prévenir le relâchement de matériaux radioactif et donc le **confinement**
 - Importance de la **culture de sûreté – Transparence et Communication**
 - Aspect international d'un accident nucléaire – retombées radiologiques mesurées en France, au US, Japon
 - Conséquences humaines – nécessité de gestion des risques et Plan d'Urgence pour protéger la population
-
- 1989 : WANO (Association mondiale des exploitants nucléaires) - nécessité d'une **coopération internationale**
 - 1991 : création de l'**Échelle INES** (International Nuclear Event Scale)



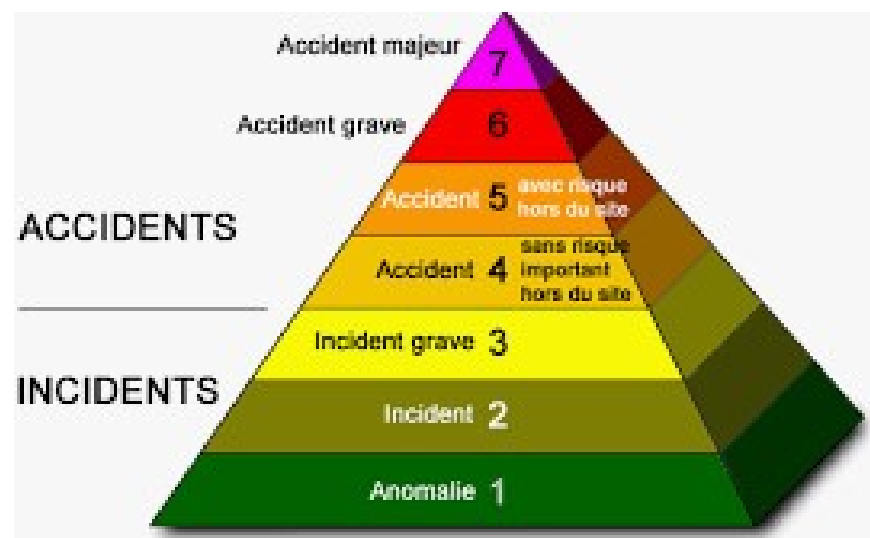
Suite à l'accident de Tchernobyl → Echelle INES

Depuis 1991 - **Échelle INES** (International Nuclear Event Scale)

Accident nucléaire → **dimension internationale** : échelle internationale standardisée pour classer les incidents et les accidents nucléaires en fonction de leur gravité et de leurs conséquences

But : faciliter la communication et la compréhension des risques nucléaires

2011 – Fukushima	– niveau 7
1986 – Tchernobyl	– niveau 7
1980 – St Laurent des Eaux	– niveau 4
1979 – TMI2	– niveau 5



Accident de Fukushima (REB – SBO & LOCA)

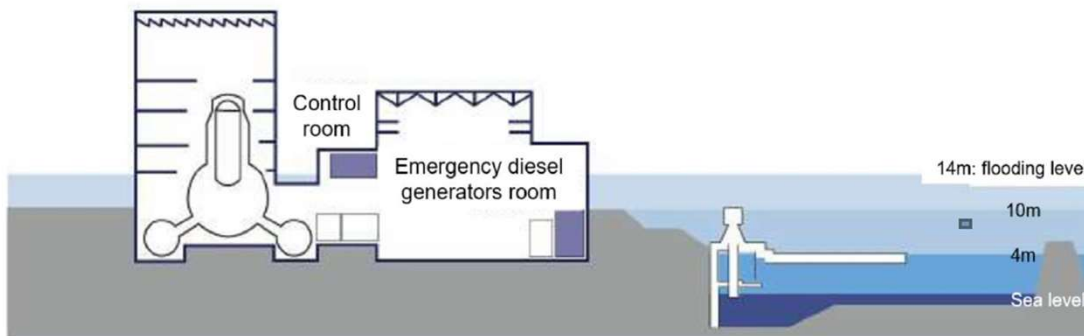
Japon, 2011, préfecture de Fukushima

Impact du grand séisme de l'Est (magnitude 9,1)

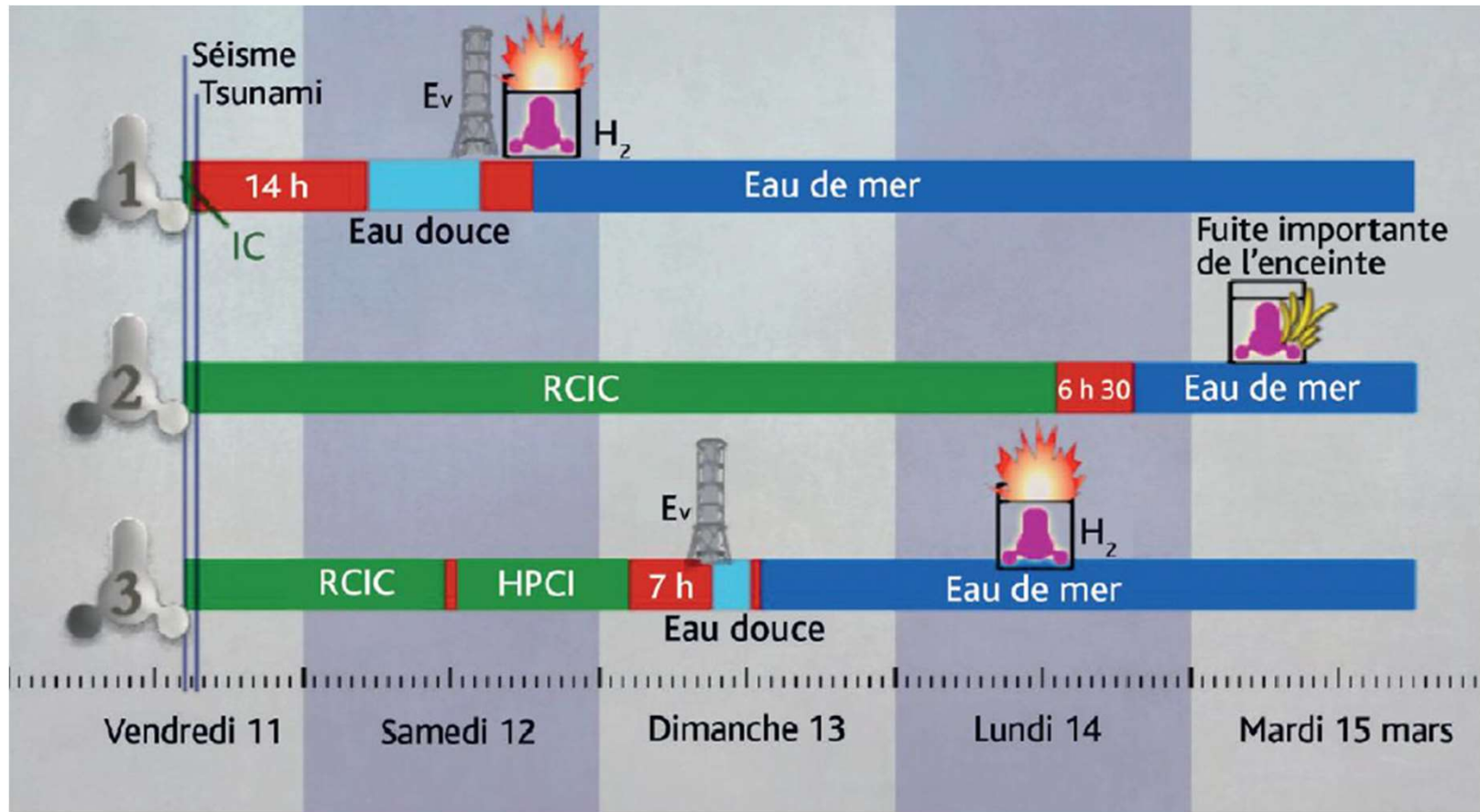
Fusion du cœur due à une panne générale après un tsunami de 15 mètres de haut.

Événement naturel externe (séisme + tsunami).

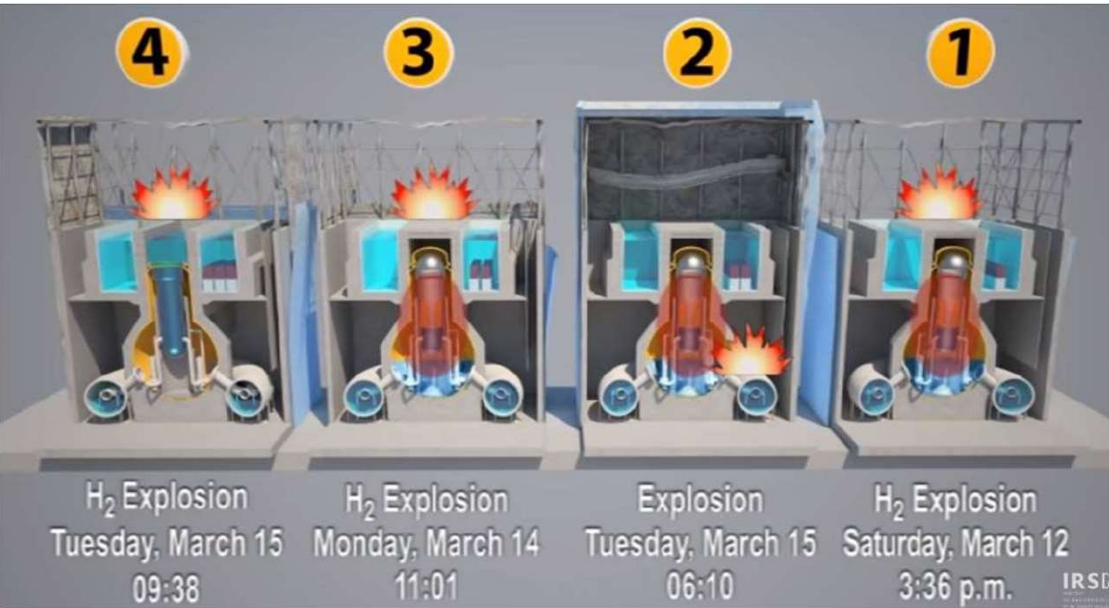
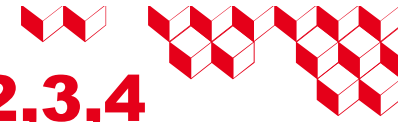
- ✓ **Perte totale d'alimentation électrique.**
- ✓ 3 réacteurs : différents accidents liés à la perte de refroidissement.
- ✓ Erreur de jugement des opérateurs sur le condenseur de l'Unité 1
- ✓ Arrêt refroidissement éléments stockés dans les piscines de 2 autres réacteurs
- ✓ **Rejet radioactif dans l'environnement (aucune victime radiologique).**



Accident de Fukushima – descriptif Unités 1,2,3



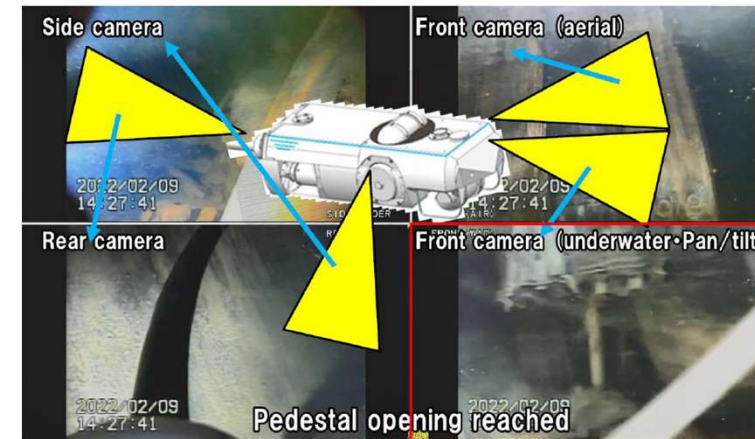
Accident de Fukushima – descriptif Unités 1,2,3,4





Accident de Fukushima - résumé

- Séisme majeur et tsunami majeur entraînant la perte du refroidissement du cœur et difficultés d'intervention → Perte rapide des fonctions de sûreté après le tsunami
- **Interactions entre les réacteurs**
- Les cœurs des réacteurs 1, 2 et 3 ont fondu
- L'évacuation a été ordonnée en raison du risque lié à la piscine de stockage du combustible usé
- Population déplacée (50 000 personnes → santé mentale), aujourd'hui rapatriement difficile et certaines zones sont encore inhabitées
- D'intenses travaux de décontamination (assainissement des sols) sont toujours en cours aujourd'hui (mur de glace)
- **Démantèlement depuis 15 ans** → développement de robots, IA représentation 3D pour l'entraînement, quelques g de 2 échantillons recueillis
- Coût de démantèlement (en 2021) : **~39 G€**
- Coopération internationale pour le démantèlement, traitement de l'eau contaminée
- Le gouvernement allemand a décidé de fermer progressivement les centrales nucléaires allemandes après la catastrophe



Zones de stockage d'eau tritiée



Leçons tirées de Fukushima

- Renouvellement de l'attention portée aux **événements externes** (tests de résistance).
- **Effet combiné** d'accidents sur différents unités d'un même site (sites multi-unités)
- Les **piscines de stockage** du combustible usé pourraient contribuer au risque plus que prévu (déjà évoqué par l'IRSN).
- **La culture de la sûreté** et la responsabilité doivent être clairement énoncées → **formation des opérateurs**
 - Recombineurs d'H2 de première importance
 - Revisiter les actions de gestion des accidents → force d'intervention
- **R&D** encore nécessaire pour comprendre la physique
- **Coût pharaonique** d'un accident nucléaire : estimation coûts d'un accident nucléaire en France (IRSN):
 - ✓ 120 G\$ (level 6)
 - ✓ 450 G\$ (level 7)- principalement agriculture, tourisme, export...

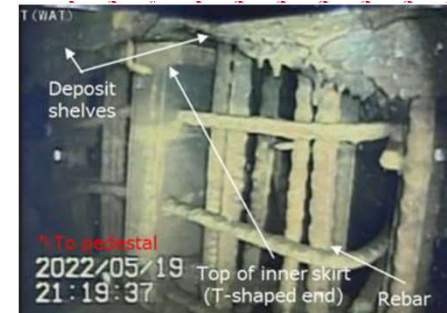
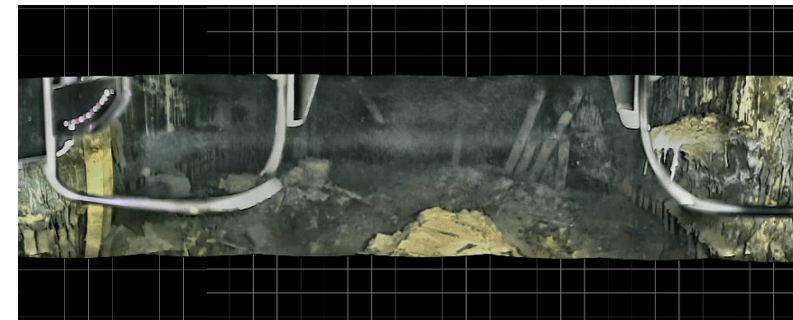


Fig. 6 Degradation of concrete in the vicinity of the pedestal opening (right wall of the opening)





3 ■ Acteurs de la sûreté nucléaire

Acteurs de la sûreté en France :

L'**ASN** Autorité de sûreté nucléaire (**indépendante depuis 2006** – avant émanation du CEA):

- **Rôle** : sûreté nucléaire et la radioprotection en France
- **Responsabilité** : délivre des autorisations, effectue des inspections, et peut imposer des sanctions en cas de non-conformité

L'**IRSN** Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (**2007**) :

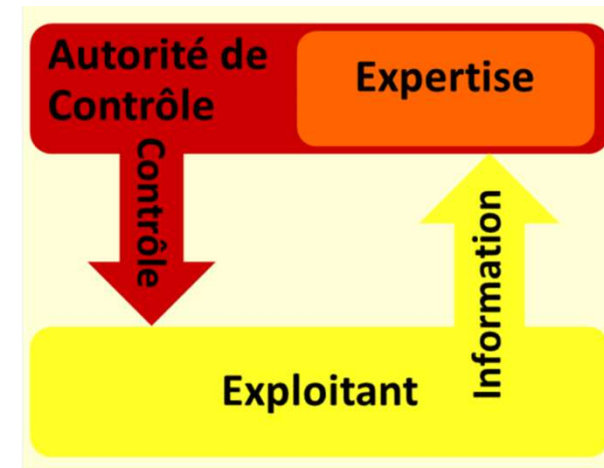
- **Rôle** : **expertises techniques et scientifiques** pour soutenir les décisions de l'ASN → **transparence**
- **Responsabilité** : R&D, des études et des évaluations pour améliorer la sûreté nucléaire et la radioprotection.

Exploitants nucléaires (EDF) :

- **Rôle** : la conception, de la construction, de l'exploitation et du démantèlement des centrales nucléaires
- **Responsabilité** : assurer la sûreté des centrales, respecter les réglementations de l'ASN, et mettre en œuvre des mesures de sûreté pour protéger les travailleurs et le public → **dossiers de sûreté**

Ministère transition écologique:

- **Rôle** : politique énergétique et de la régulation des activités nucléaires
- **Responsabilité** : politiques et les réglementations en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection



ASNR (**2025**)

Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection



Acteurs de la sûreté dans le monde:

Chaque pays a son autorité de sûreté

Organisations **Nationales** de Sûreté Nucléaire:

- **Rôle** : Chaque pays dispose de son propre organisme de régulation nucléaire, qui est responsable de la sûreté nucléaire et de la radioprotection au niveau national
- **Responsabilité** : réglementations, effectuent des inspections, et veillent à ce que les centrales nucléaires respectent les normes de sûreté.

Nuclear Regulatory Commission (NRC) aux USA, Agence fédérale de Contrôle nucléaire (AFCN) en Belgique ...

Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) Vienne:

- **Rôle** : organisation internationale qui promeut l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire et veille à ce que les applications nucléaires soient sûres, sécurisées et conformes aux normes internationales
- **Responsabilité** : normes de sûreté nucléaire, évaluations de sûreté, et recommandations pour améliorer la sûreté nucléaire à l'échelle mondiale

World Association of Nuclear Operators (WANO):

- **Rôle** : organisation internationale qui regroupe les exploitants de centrales nucléaires. Elle promeut la sûreté nucléaire et la performance des centrales nucléaires à travers le monde.
- **Responsabilité** : WANO facilite l'échange de meilleures pratiques, de connaissances et d'expériences entre les exploitants de centrales nucléaires.



4. Approche de sûreté



Approche de sûreté - déterministe

L'approche de sûreté **déterministe** (issue de la pratique nord-américaine)

- Imagine un certain nombre **d'événements initiateurs** et **scénarios induits** ayant des conséquences pour l'homme ou l'environnement.
- Pour chacune de ces situations, on cherchera à définir les **parades matérielles (conception)** et **organisationnelles (exploitation)** qu'il convient de mettre en œuvre pour que les conséquences demeurent acceptables.

La démonstration de sûreté repose sur le respect de **fonctions de sûreté**.

*'en cas de situation accidentelle susceptible où une ou plusieurs de ces fonctions n'est plus respectée → se ramener rapidement à un **état sûr** où la fonction est respectée'*

3 fonctions de sûreté:

- **Contrôle de la réaction en chaîne**
- **Evacuation de la puissance – refroidissement du combustible**
- **Confinement des produits radioactifs**

Les grandes fonctions de sûreté → conception

1. Contrôler la réaction en chaîne

- Donc la puissance produite
- Éviter une surcriticalité intempestive

- Bonne conception
- Barres de contrôle
- Bore soluble dans l'eau du circuit primaire

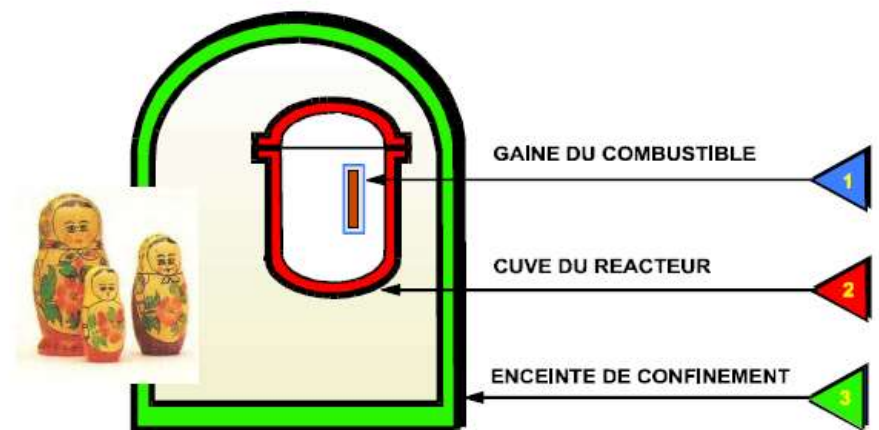
2. Refroidir le combustible

Y compris à l'arrêt

- Alimentation de secours des Générateurs de Vapeur
- Injections de sécurité, accumulateur, aspersion dans l'enceinte
- Refroidissement du réacteur à l'arrêt

3. Confiner les produits radioactifs

- Trois barrières



Pour les REP: 3 barrières physiques

Barrières de confinement

Pour garantir le confinement – trois barrières physiques entre les produits radioactifs et l'environnement :

Les trois barrières (cas REP, REB, VVER...)

On interpose une série de **trois barrières** physiques entre la radioactivité et l'environnement

Elles sont « classées sûreté », c'est-à-dire soumises à des **critères sévères** de **dimensionnement** et de **contrôle** car leur étanchéité (non parfaite) se dégrade avec le temps.

La première barrière (très exposée) surveillée en mesurant l'activité du fluide caloporteur

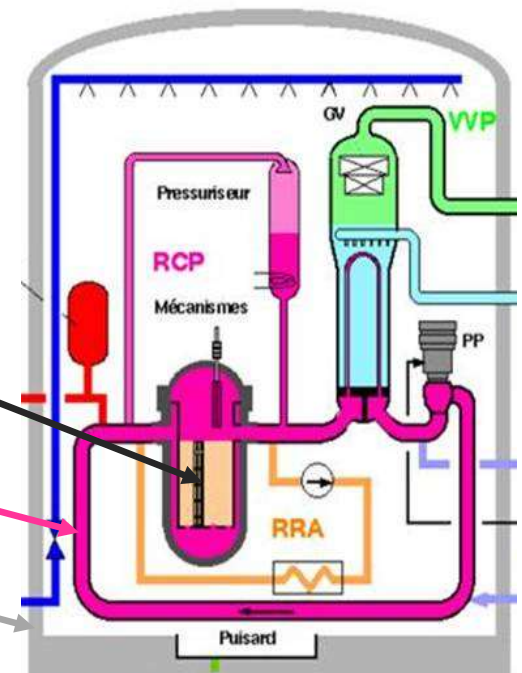
De façon à assurer **trois barrières fortes** pour **tous les risques identifiés**
→ Définition d'un ensemble de dispositions matérielles et organisationnelles selon une **logique de lignes de défense successives** s'opposant au développement d'une situation accidentelle.

C'est le principe de la **défense en profondeur**.

La gaine du combustible

L'enveloppe du circuit primaire

L'enceinte de confinement



Exemple de ligne de défense

Protection contre les fuites du circuit primaire

Exemple perte 2^{ème} barrière

Première ligne : éviter les fuites

- Qualité de fabrication des tuyaux, joints et soudures
- Contrôles périodiques

Deuxième ligne : détecter les fuites

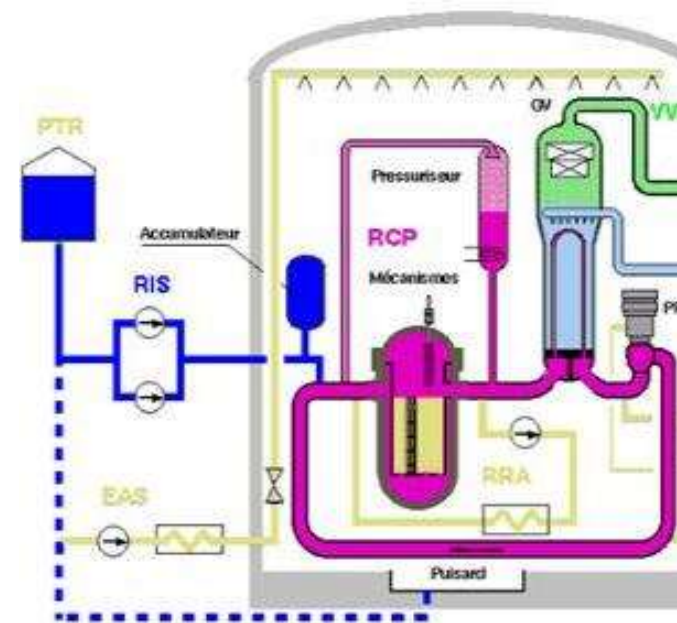
- Avant qu'elles ne dégénèrent
- Mesures d'activité dans l'enceinte

Troisième ligne : si fuite, retrouver un état sûr

- Circuit d'injection de sécurité (baptisé RIS)
- Accumulateurs d'eau + pompes
- 3 trains indépendants assurant la fonction à 50%

Quatrième ligne : si en plus perte étanchéité gaine (1^{ère} barrière), minimiser les rejets à l'extérieur

- Circuit d'aspersion dans l'enceinte (baptisé EAS)
 - Pour réduire pression et température
 - Pour protéger la 3^{ème} barrière, l'enceinte du bâtiment



Exigence de sûreté- principes de défense en profondeur

Concept : malgré les mesures prises pour établir une ligne de défense forte, on **envisage sa défaillance** et on conçoit alors une **nouvelle ligne en aval pour faire face à la situation**

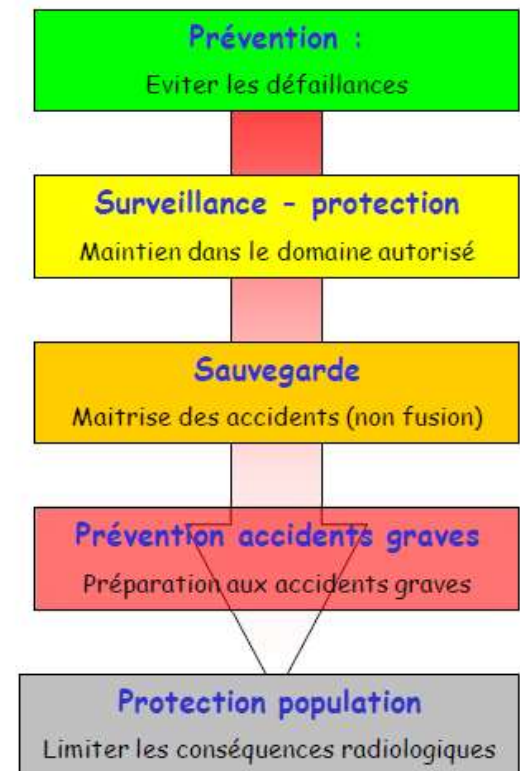
→ Initialement élaborée pour la conception maintenant appliquée en exploitation

1^{er} niveau : s'assurer de rester dans le domaine de fonctionnement optimal (**prévention**)

Qualité de la conception (marges suffisantes). En exploitation, l'application rigoureuse des spécifications techniques des règles générales d'exploitation (RGE)

2nd niveau : surveiller et, en cas d'incident, ramener dans les limites du fonctionnement autorisé (**protection**).

Mise en place de systèmes et de procédures destinées à minimiser les conséquences des défaillances (redondants, diversifiés, arrêt automatique...)- par familles d'événement initiateur (approche par Etat)



Exigence de sûreté- principes de défense en profondeur

3^e niveau : en cas d'accident, maîtriser la situation en restant dans les limites de conception, puis ramener en état sûr l'installation (**sauvegarde**)

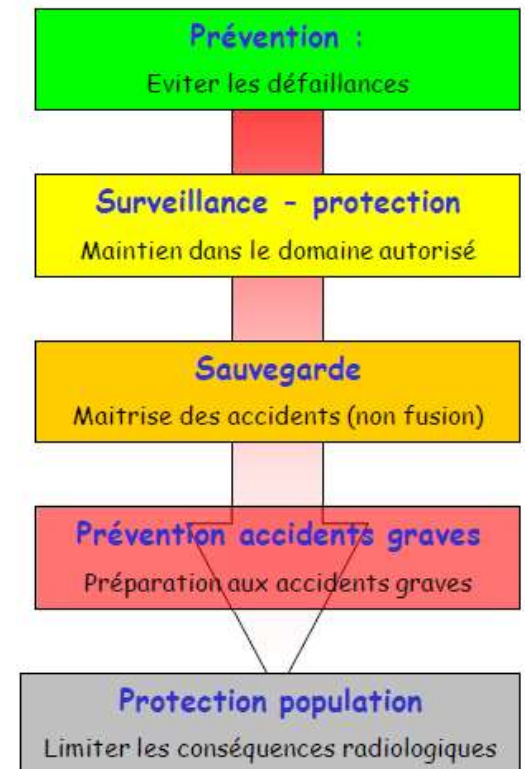
Systèmes de sauvegarde, procédures incidentelles et accidentelles (ramener et maintenir l'installation en état sûr, en préservant le combustible d'un dénoyage prolongé, en garantissant la disponibilité d'une source froide, du confinement... systèmes régulièrement testés, pour garantir l'efficacité de leur mission)

2 lignes de protection supplémentaire introduites après l'accident de TMI (1979)

4^e niveau : prévenir la dégradation des scénarios accidentels (cumuls) et limiter les rejets en **cas d'accident grave** (dégradation du combustible).

Mise en œuvre de procédures et de moyens spécifiques permettant de limiter la progression de l'accident et mitiger les conséquences (**PUI- Plan Urgence Interne de l'installation**)

5^e niveau : limiter les conséquences pour les **populations** en cas de rejets importants (**gestion de crise**) → **Equipes de crise, plans d'urgence** (Préfet déclenche le **PPI- Plan Particulier d'Intervention**, appui autorité de sûreté nucléaire + organisme national de crise))





Situations de fonctionnement

La démarche de sûreté repose sur l'étude de **situations de fonctionnement** auxquelles peut être confrontée l'installation, depuis le fonctionnement normal jusqu'aux accidents postulés, avec la **justification de l'adéquation des parades** mises en œuvre, en application des **principes de Farmer** et de la **défense en profondeur**.

- Différentes catégories de situations de dimensionnement selon leur probabilité d'occurrence.
- A chaque catégorie est associée à un **niveau de défense** et des **conséquences admissibles**.

Situations/ Conditions de fonctionnement (CF)

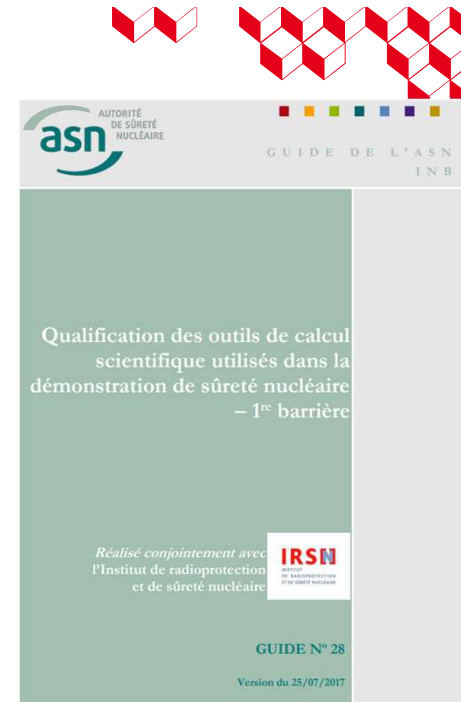
	CLASSE 1	CLASSE 2	CLASSE 3	CLASSE 4	ACCIDENT GRAVE
Fréquence initiateur (par réacteur et par an)	>1	$1 - 10^{-2}$	$10^{-2} - 10^{-4}$	$10^{-4} - 10^{-6}$	Séquences accidentelles
Type de transitoire	Fonctionnement normal	Incidentel	Accidentel		Au delà du dimensionnement
Système concerné	régulation Niveau 1	protection Niveau 2	Sauvegarde Niveau 3		Mitigation des accidents graves Niveau 4
Conséquences	Aucune	Redémarrage possible après actions correctives Aucune conséquence externe	Endommagement combustible limité Aucune conséquence externe	Pas de relâchement pouvant entraîner un risque inacceptable pour le public	Limitées à l'extérieur

Niveau de défense



Principe de la démarche déterministe

- **Identification d'un événement initiateur**, car susceptible d'affecter une fonction de sûreté (ex : perte de débit);
- **Classement suivant sa probabilité d'occurrence** → fixe la limite de ses conséquences admissibles ;
- Etude d'un **scénario 'enveloppe' / pénalisé** (~tous les scenarios possibles) **majorant du point de vue de ses conséquences** - *le caractère enveloppe = règles d'études conservatives (conditions initiales pénalisantes (avec incertitudes), le cumul d'un événement aggravant ou l'action d'un opérateur retardée)* ;
- Les études sont réalisées avec des outils de **calcul qualifiés (OCS Outils de calcul Scientifique)** – respect du Guide 28 de l'ASN ;
- En lien avec l'intégrité des barrières, **des critères de sûreté à respecter sont généralement introduits** ; ils permettent de découpler les problèmes, tout en garantissant le respect des conséquences admissibles de la catégorie (**critère de découplage**) ;
- De façon à vérifier le respect des critères de sûreté et l'atteinte d'un état sûr, il est alors mis en place des parades adaptées → retour sur la conception possible



La liste des situations de fonctionnement de dimensionnement « de base » n'est pas figée et est régulièrement revue sur la base du retour d'expérience d'exploitation.



Ex: Critères de découplage associés

Fonctionnement normal (Classes 1 & 2):

- T_{max} du combustible $< T_{\text{fusion}}$

2800°C pour l'oxyde non irradié et décroissant de 3.2°C par GWj/t au cours de l'irradiation

- Flux thermique $<$ Flux critique (avant crise d'ébullition & asséchement)



Situations accidentelles de classe 4 :

L'exigence de sûreté : le maintien de la refroidissabilité du cœur se déclinant suivant 3 critères à respecter :

- température de gaine $< 1204^{\circ}\text{C}$: limiter l'oxydation de la gaine par la vapeur d'eau $\rightarrow$ réaction exothermique $\rightarrow$ *Peak Cladding Temperature*
- oxydation max de la gaine $< 17\%$: limiter la fragilité de la gaine en vue de permettre le renoyage du coeur
- oxydation moyenne de la gaine en Zr $< 3\%$: limiter la concentration d'hydrogène dans l'enceinte

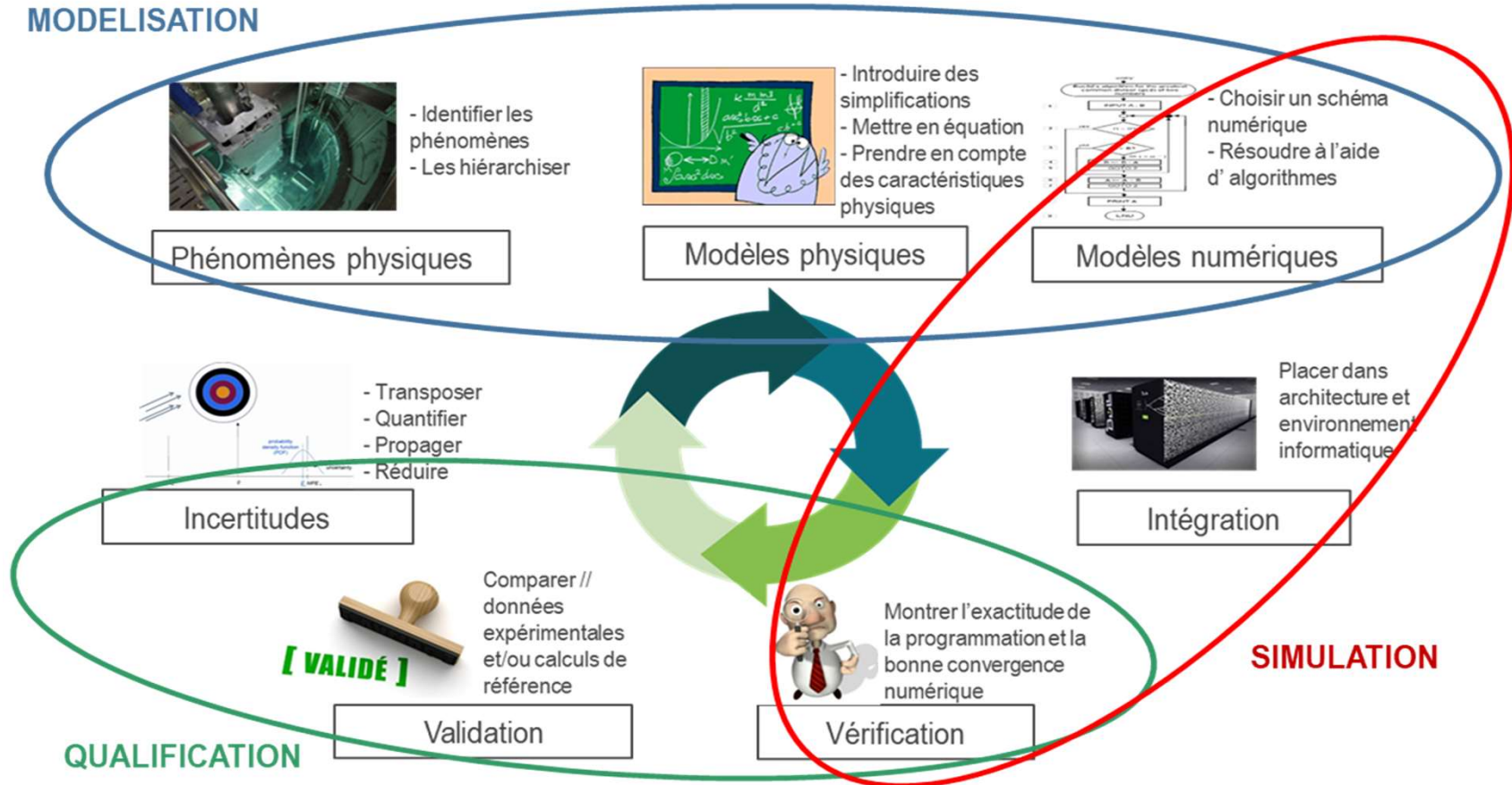
Il s'agit d'éviter le bouchage des canaux et de garantir une ductilité suffisante des gaines (résister au renoyage du cœur)

Appendix K10CFR 50 – 1974 – établi sur l'installation LOFT sur un LB-LOCA

Création d'OCS & démarche VVQI



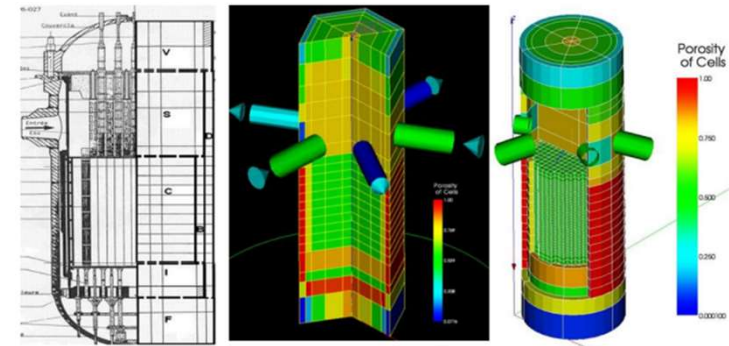
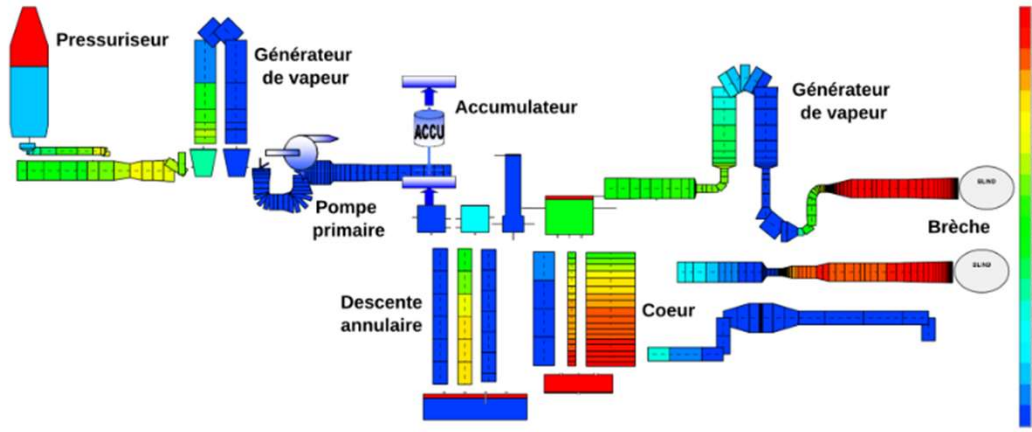
MODELISATION



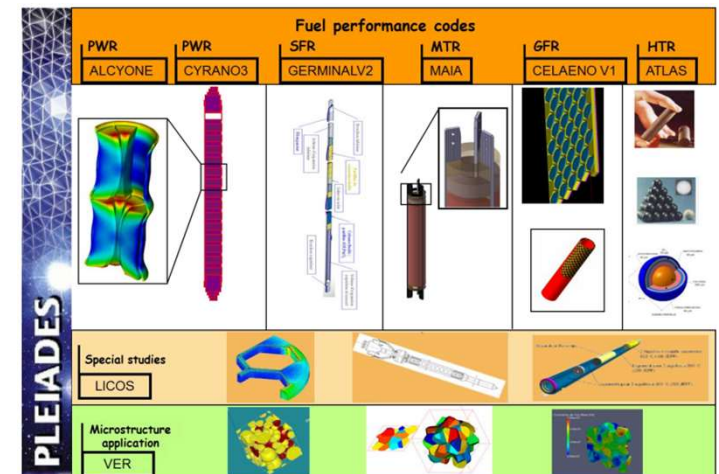
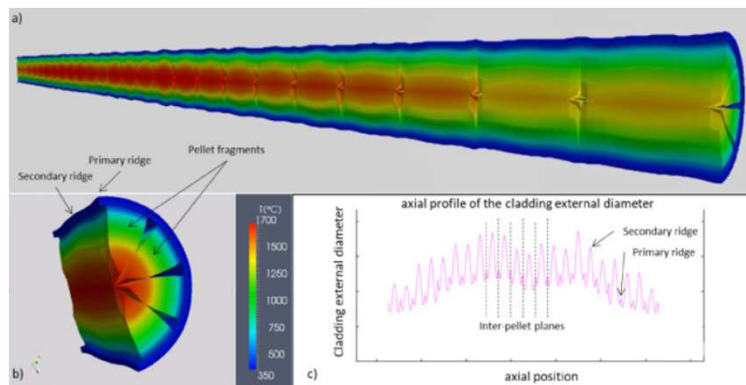
OCS de référence pour les études de sûreté

Simulation Thermo-hydraulique

Code système **CATHARE** (Code Avancé de Thermo-hydraulique pour les accidents des Réacteurs à Eau)

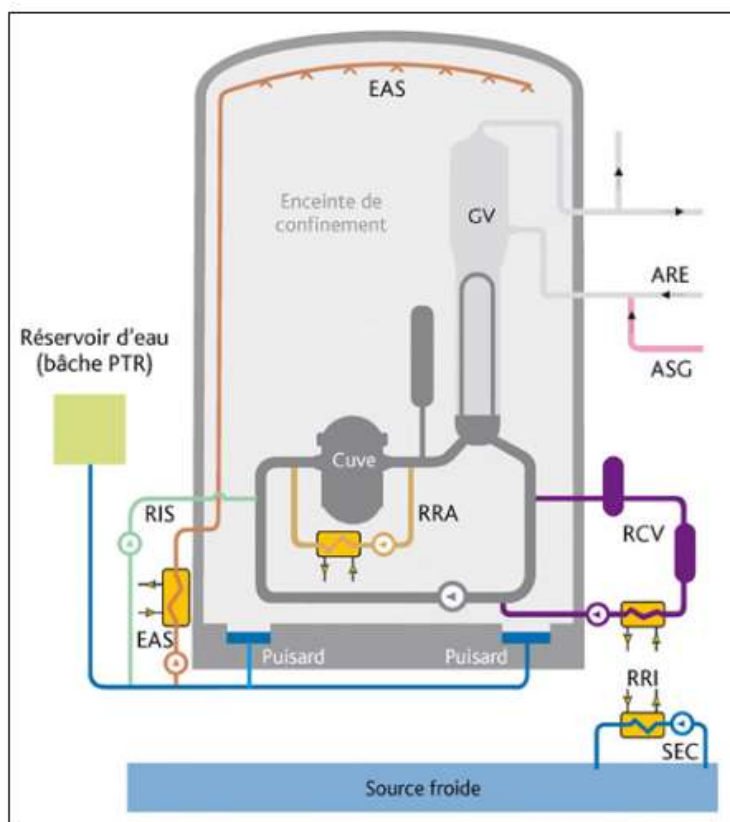


Simulation thermomécanique combustible : plateforme **PLEIADES**





Architecture des circuits de sauvegarde et auxiliaires – REP- simulé par CATHARE



EAS : circuit d'aspersion dans l'enceinte

ARE : circuit normal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur

ASG : circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur

RCV : circuit de contrôle chimique et volumétrique

RRI : circuit de réfrigération intermédiaire

SEC : circuit d'eau brute secouru

RRA: circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt

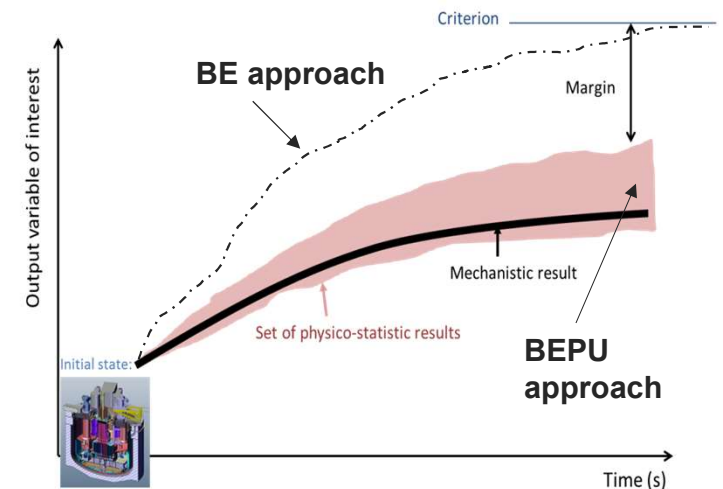
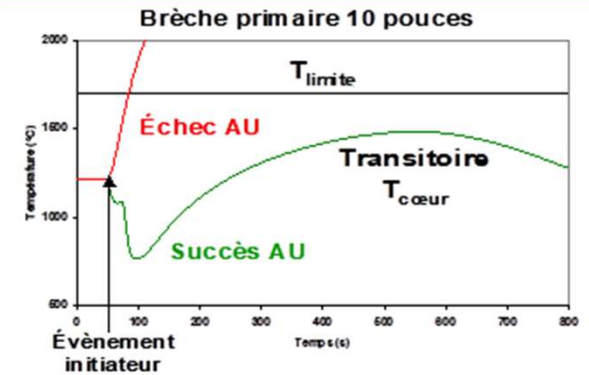
RIS : circuit d'injection de sécurité

PTR : circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines

Approche de sûreté déterministe

- **Identification des initiateurs des transitoires** pour différentes catégories d'incidents et d'accidents (2,3 et 4)
- Identification des phénomènes importants / influents pour chaque transitoire (**Phenomena Identification Ranking Table**)
- **Modélisation & Simulation** des transitoires de référence avec des Outils de Calcul Scientifique (**OCS**) **qualifiés** (Guide 28 de l'ASN) → **approche déterministe Best Estimate (BE)**
- **Pénalisation** des transitoires suivant différentes règles (ex : Critère de Défaillance Unique) → simulation des transitoires 'extrêmes' pénalisés → **approche BE + pénalisation**
- Recensement des différentes **sources d'incertitudes** (Condition initiale, incertitudes de modèle, incertitudes de scénario...) → analyse de sensibilité avec propagation des incertitudes → **approche probabiliste Best Estimate + Uncertainties (BEPU)**

Études de transitoires avec conservatismes



Non prise en compte de certains initiateurs. Transitoires Hors Dimensionnement → Prévention, Mitigation



Etudes probabilistes (PSA - Probabilistic Safety Assessment)

→ **Quantifier** le risque **global** induit par une installation mais aussi les contributions des **différents scénarios** au risque et leurs poids relatifs

Approches **probabiliste complémentaire** à l'approche **déterministe** (socle de la démonstration de sûreté) dans l'analyse de sûreté.

Grands Principes :

- **Identification des potentiels scénarios d'accidents**

scénarios incluant des événements initiateurs (EIs) comme les pertes de réfrigérant, les pertes de puissance, et les erreurs humaines..

- **Analyses des conséquences**

dommages au cœur du réacteur, rejets de matériaux radioactifs, et impacts sur la santé publique et l'environnement

- **Evaluation des probabilités**

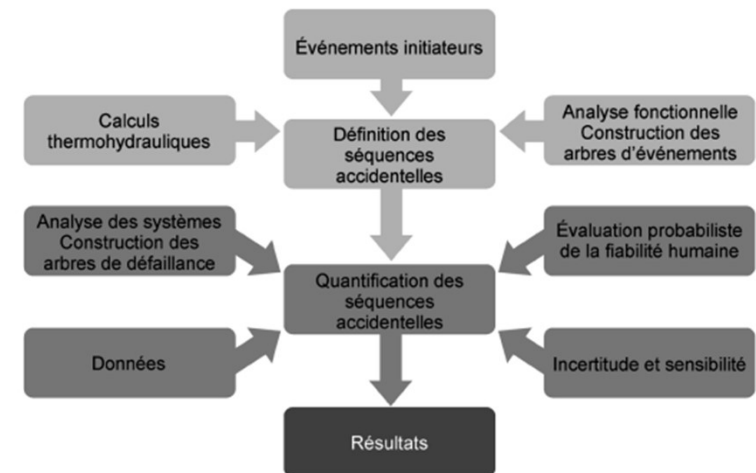
estimation des **probabilités d'occurrence** : analyse des défaillances des composants, des systèmes de sûreté, et des erreurs humaines

- **Modélisation des systèmes de sûreté**

modélisation des systèmes de sûreté et les procédures d'intervention pour évaluer leur efficacité

- **Optimisation des mesures de sûreté**

identification des mesures de sûreté les plus efficaces pour réduire les risques associés: améliorations des systèmes de sûreté, procédures d'intervention, formation du personnel





Etudes probabilistes (PSA)

Différents niveaux d'EPS définis en termes de conséquences :

EPS1 (Étude Probabiliste de Sûreté de Niveau 1) :

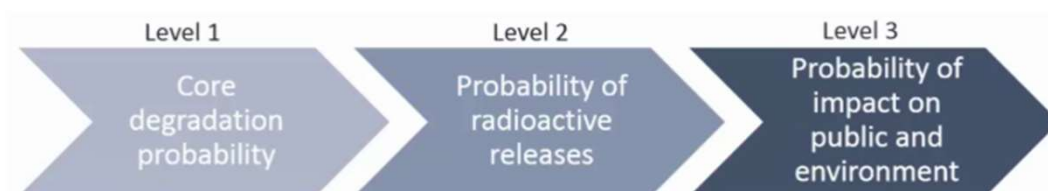
Évaluer les risques **de défaillance du cœur du réacteur** (quantification des probabilités de fusion du cœur et les conséquences associées).

EPS2 (Étude Probabiliste de Sûreté de Niveau 2) :

Évaluer les risques (probabilités) de **rejets de matériaux radioactifs (Produits de Fission)** dans l'environnement au-delà des barrières de confinement.

EPS3 (Étude Probabiliste de Sûreté de Niveau 3) :

Évaluer les impacts sur la **santé publique** et l'environnement.



Selon les pays, introduction variable des EPS dans la réglementation.

- plus souvent dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté (10 ans en France pour les réacteurs existants (règle RFS 2002-01) ,
- la conception de nouveaux réacteurs.

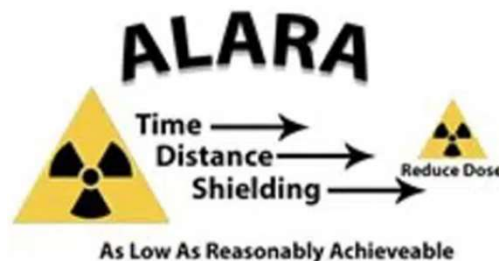
Principe ALARA

Le principe ALARA "As Low As Reasonably Achievable" (autant que raisonnablement possible)

→ concept fondamental **en radioprotection** et en sûreté nucléaire. Il vise à minimiser les expositions aux rayonnements ionisants pour les travailleurs, le public et l'environnement, tout en tenant compte des contraintes économiques et pratiques.

Basé sur :

- ❑ **Justification** : justifier une activité ionisante en démontrant qu'elle procure un bénéfice net pour la société.
- ❑ **Optimisation** : optimiser les conditions de réalisation pour minimiser les expositions aux rayonnements.
- ❑ **Limitation des doses** : respecter les limites de doses réglementaires (ASN) pour protéger les travailleurs et le public.





5. Conception et Ingénierie pour la sûreté

Première considération de sûreté : la conception



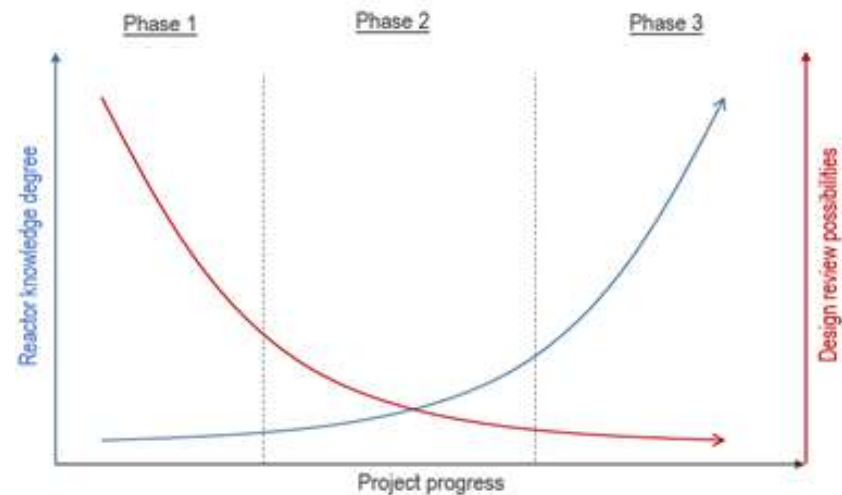
Les objectifs de la conception nucléaire :

- Performance et souplesse/opérabilité (suivi de charge, arrêt, redémarrage ...),
- Objectif de compétitivité économique (investissement, exploitation, démantèlement)
- **Exigences de sûreté** (fonctionnement en conditions nominales ou accidentelles)

→ **Contraintes technologiques sur le dimensionnement**

Dimensionnement = un compromis entre **potentialités technologiques** et **impératifs de sûreté**

Désormais (après TMI), les accidents graves sont pris en compte dès la conception (en termes de conception de dispositifs de prévention ou de mitigation des conséquences).





Les principales fonctions à assurer :

1. Produire de la chaleur et l'évacuer & maintenir & maîtriser la réaction neutronique en chaîne

→ **caloporteur** dit primaire pour évacuer la chaleur produite par le combustible (**densité de puissance**)

Fonctions additionnelles :

- ✓ Ralentir les neutrons de fission (optionnel) → **modérateur – maîtrise de la réactivité**
- ✓ Assurer le confinement des matières dangereuses / caloporteur → gainage du combustible

2. Transférer la chaleur au cycle de conversion d'énergie : Direct ou indirect ?

Direct → le caloporteur primaire est aussi le fluide assurant la conversion d'énergie

Indirect → circuit primaire (éventuellement un circuit intermédiaire de plus)

Fonctions additionnelles :

- ✓ •Assurer le confinement du caloporteur primaire
- ✓ •Maintenir les caractéristiques du caloporteur primaire

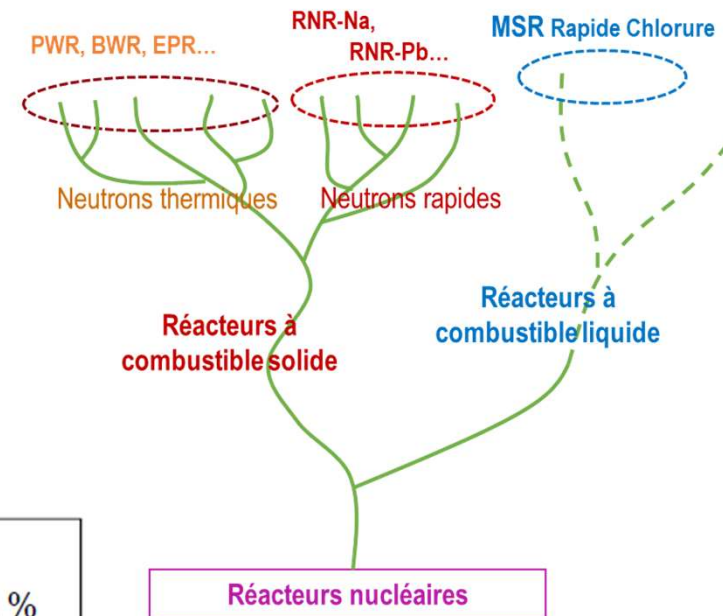
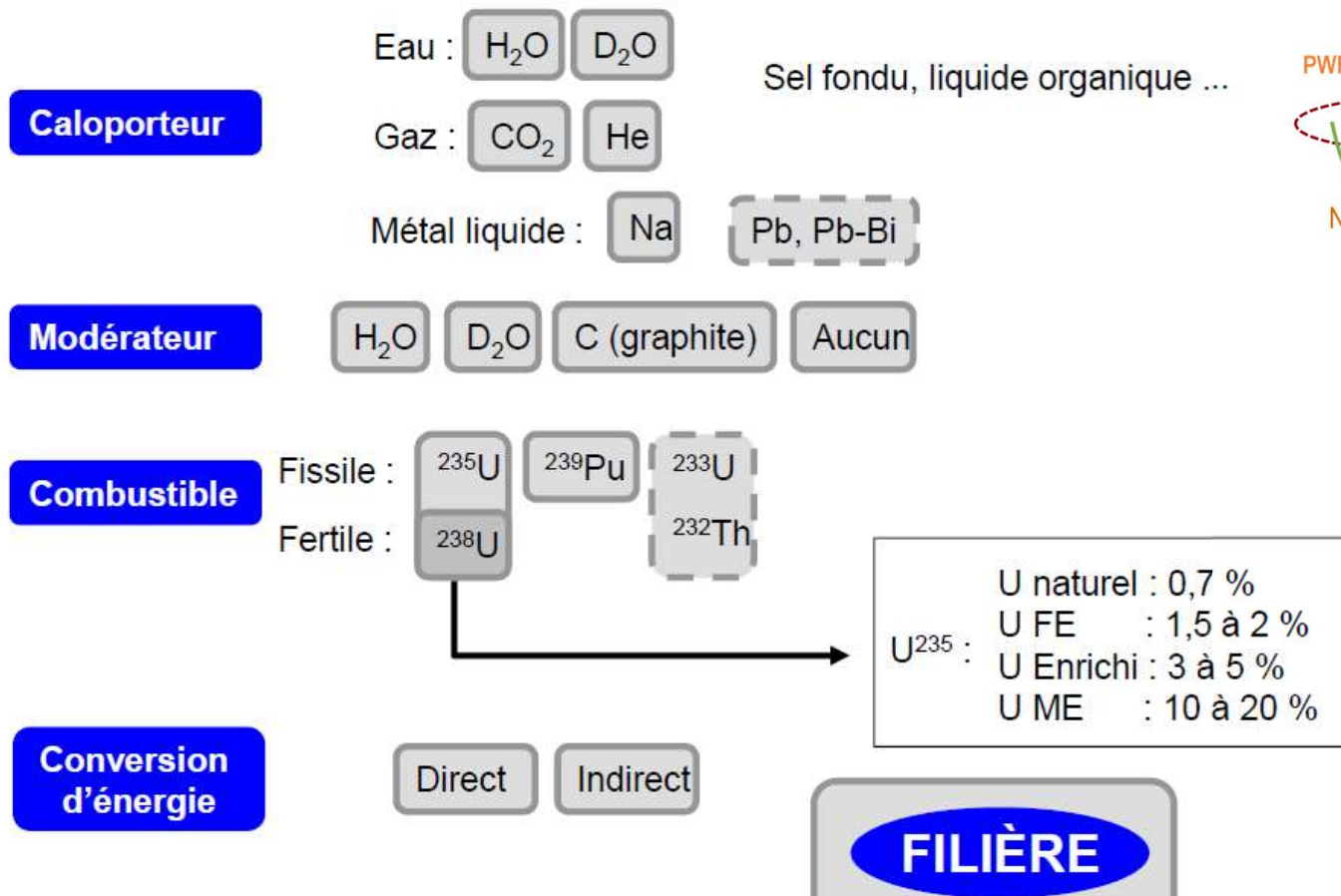
3. Transformer la chaleur en électricité

→ Cycle de conversion d'énergie (SCE)

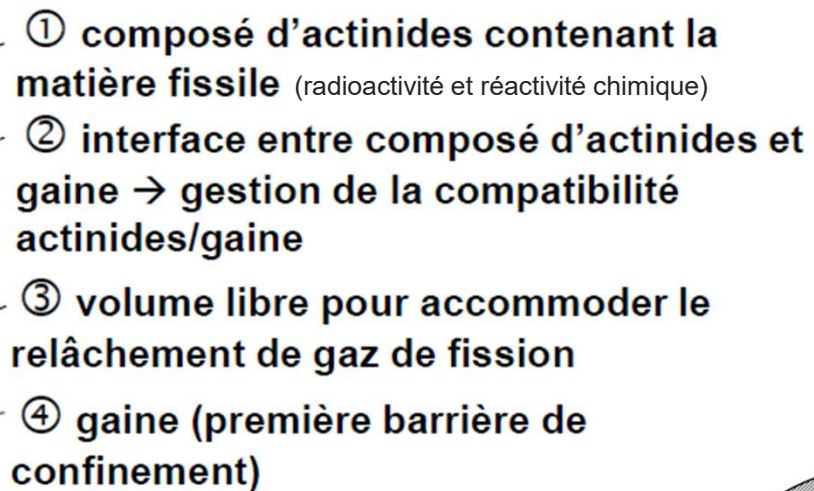
choix essentiels :

- Combustible
- Modérateur
- Fluide caloporteur
- Fluide de conversion d'énergie

Conception des réacteurs- choix de filière

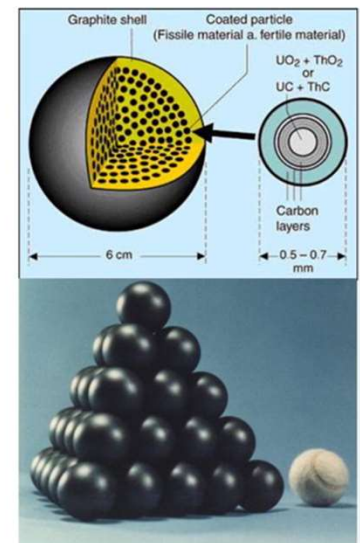


sustainable



- ✓ densification/gonflement, rétention des gaz de fission
- ✓ conductibilités, chaleurs spécifiques, dilatation thermique
- ✓ contrainte à rupture, ductilité

1	H																	2	He	
2	Li	Be																	10	Ne
3	Na	Mg																	18	Ar
4	K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr		
5	Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe		
6	Cs	Ba	*	Lu	Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn	
7	Fr	Ra	* *	103	104	105	106	107	108	109	110	111	112	113	114	115	116	117	118	
			↓																	
Lanthanides *			57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70				
			La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb				
Actinides *			89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102				
			Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No				





Quel composé d'actinides

Quelle matière fissile ?

uranium naturel (0,7% U235)

uranium enrichi

composé mixte plutonium/uranium

composé U233/thorium

Sous quelles formes chimiques ?

- ✓ céramiques : oxyde UO_2 ou $(\text{U},\text{Pu})\text{O}_2$ (pour la plupart des réacteurs de puissance), carbure UC (pour HTR), nitrure UN
- ✓ métaux : U-Al, U-Pu-Zr (RNR-Na), U-Mo (" U_3Si_2 ")
- ✓ CERCER (mélange céramique-céramique): $\text{UO}_2 + \text{Al}_2\text{O}_3$ (combustibles de transmutation car maximise l'absorption des neutrons) – stables à haute T – *RNR Na ou sels fondus*
- ✓ CERMET (mélange céramique-matrice métallique): $\text{UO}_2 + (\text{Al ou Mo})$ – meilleure transfert de chaleur et résistance mécanique.
- ✓ liquides: sels liquides (fluorures ou chlorures d'uranium, plutonium ou thorium)

Oklo : un réacteur nucléaire "spontané" au gabon



(SOURCE B. BARRÉ)



Options de conception combustible

	Oxyde	Oxyde MOX	Carbure (HTR)	Nitrure	Métal (SFR)	Sel fondus : Chlorure
	UO ₂	(U,Pu)O ₂	(U,Pu)C	(U,Pu)N	(U,Pu,Zr)	NaCl-Ucl3-Pu-Cl3
densité théorique (g/cm ³)	11	11	13,58	14,32	14	4,3
T° de fusion (°C)	2840	2750	2420	2780	1080	~800
conductibilité thermique (W/m/K)	2,8	2,5	16,5	14,3	14	0,65
Gonflement sous irradiation		0,8%/at%	1,5% à 2%/at%			

Composés mixtes (U,Pu) → propriétés fonctions de la teneurs en Pu

Modifications significatives avec l'**irradiation** (conductivité, point de fusion ...)

Considérations de conception :

- densité ↗ → fraction volumique de fissile ➤ (davantage d'espace disponible pour autres matériaux, pour fertile, pour caloporteur,...)
- conductibilité ↗ → température maximum ➤
- si par conception, gonflement ↗ → plus de difficulté à accommoder l'expansion du combustible



Quel matériau pour la gaine

- ✓ Les réacteurs REP - **gaine métallique** : alliage de **zirconium** (zircaloy 2,4, ZIRLO avec du Nobium...)
- ✓ Premiers combustibles REP, AGR et le SFR : alliage de **Mg** et **alliage de Fer** (acier inox, Mg Mo Ni..)
- ✓ MTR (Material Testing Reactors): **Aluminium**
- ✓ HTR (High Temperature Reactor) : particules enrobées de **SiC** (Carbure de Silicium)- céramique

Choix fonction des **propriétés thermo-mécaniques**, mais aussi du comportement **neutronique** : une faible section efficace de capture est requise du fait de la fraction importante de gaine dans le cœur (en particulier réacteurs à uranium naturel → bilan neutronique permettant la criticité)

métal pur	contrainte à rupture (non irradié) (MPa), à 80°C	section d'absorption (cm ⁻¹), en neutrons thermiques
Zr	≈300	≈0,01
Fe	≈500	≈0,17
Ni	≈800	≈0,3
Al	≈150	≈0,014
Mg		≈0,003

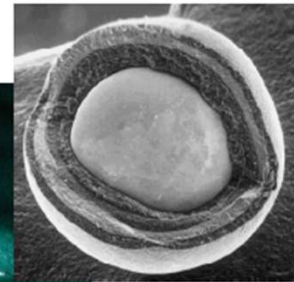
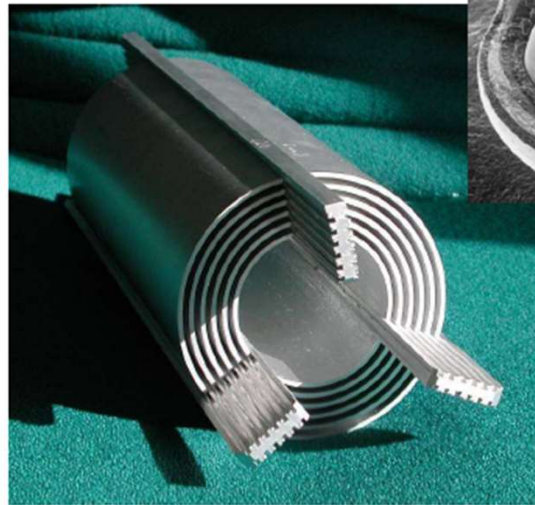
Conductivités (W/m/K) :

50 - 200 W m⁻¹ K⁻¹

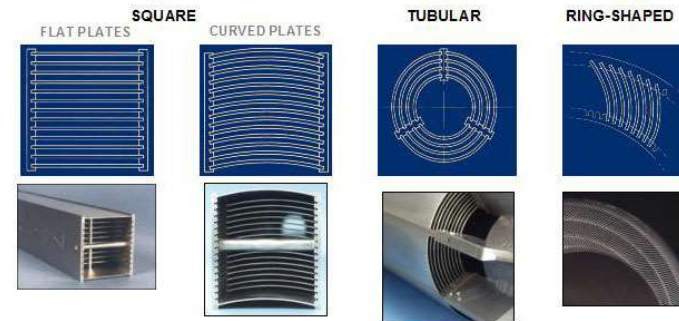
→ Plus élevées que le combustible

Conception élément combustible

Crayon (REP), aiguille (RNR-Na), plaques (Propulsion embarquée), plaque cylindrique (réacteur expérimentaux MTR – Material Testing Reactors), sphère (HTR), liquide (sels fondus) ...



MAIN FUEL SECTION DESIGN





Choix de conception : le caloporteur

Les objectifs /contraintes :

Bon comportement thermo-hydraulique, faible absorption de neutrons, faible radioactivité induite, stabilité (T°, irradiation), compatibilité avec le combustible, faibles effets de corrosion, “coût raisonnable”

→ Quels candidats:

- eau légère, eau lourde, gaz (CO₂, hélium, argon...)
- métaux liquides (sodium, Pb...), sels fondus

Comparaison des propriétés thermo-hydrauliques (facteurs of mérite)

		eau	CO ₂	He	Ar	sodium
	unité	150 bar 300°C	60 bar 500°C	60 bar 500°C	60 bar 500°C	1 bar 500°C
ρ	kg/m ³	726	40,9	3,7	37,3	865
c_p	kJ/kg.K	5,48	1,18	5,19	0,53	1,26
λ	W/m.K	0,56	0,06	0,30	0,037	66,3
μ	10 ⁻⁵ *Pa.s	8,83	3,33	3,73	4,54	24,3
$1/P_p$ (normalisé/H ₂ O)	-	1	6.10 ⁻⁵	3.10 ⁻⁵	5.10 ⁻⁶	0,02
H_{TDC} (normalisé/H ₂ O)	-	1	0,7	0,99	0,65	21

Choix de conception : le caloporteur

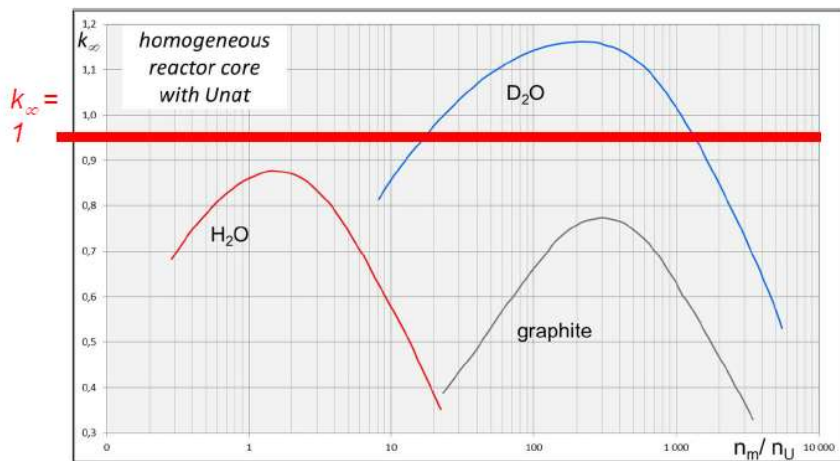
Comportement neutronique :

Une fonction potentiellement supplémentaire souvent assurée par le caloporteur le ralentissement des neutrons : la **modération**

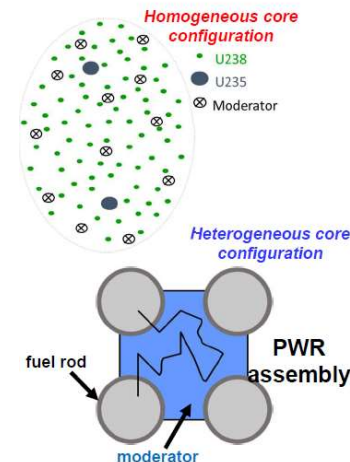
La quantité du modérateur dépend de la configuration:

Données en spectre thermique

	H ₂ O	D ₂ O	He
section d'absorption Σ_a (cm ⁻¹)	0,02	0,9 10 ⁻⁴	0
efficacité de ralentissement $\Sigma_s \cdot \xi$ (cm ⁻¹)	1,53	0,37	environ 10 ⁻⁵



For example, solution of uranyl nitrate (UO₂(NO₃)₂)
(water soluble uranium salt)



Choix de conception : rapport de modération

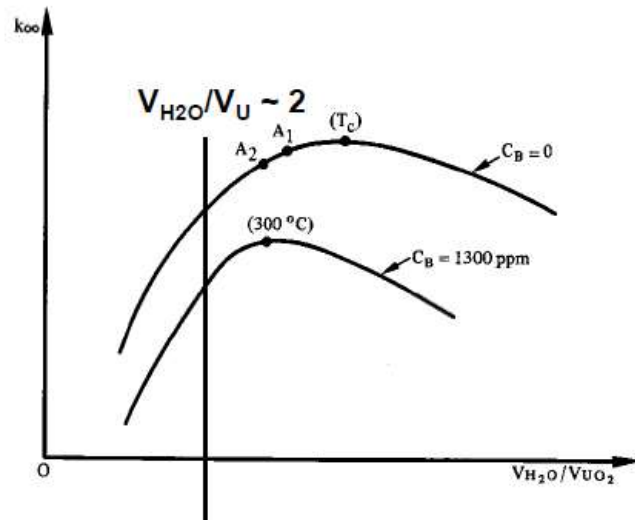
Rapport de modération: neutrons modérés/ neutrons absorbés + échappés

Caractérise l'efficacité du modérateur

Assurer un enrichissement U5 "limité"

Exigence d'un coefficient de vidange négatif

→ choix d'un **design légèrement sous-modéré – maîtrise de la réactivité**

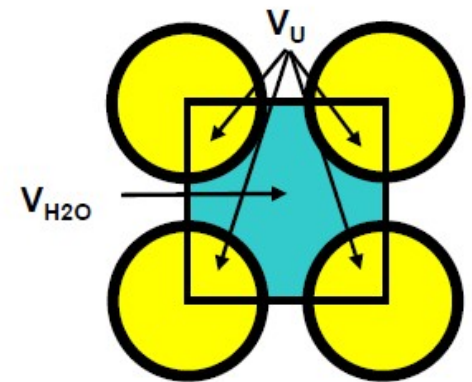
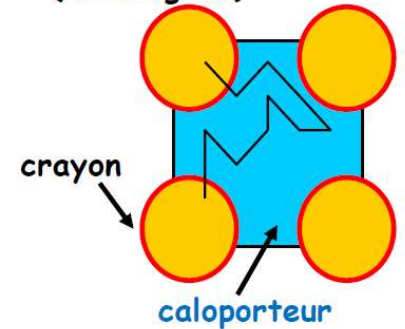


V_{H_2O}/V_U une fois fixé, il faut choisir la taille de l'élément combustible

Un rapport de 2 (*chaque neutron ralentit 2 fois avant de disparaître*):

- maximiser la production d'énergie (optimiser l'enrichissement),
- minimiser les déchets,
- garantir une opération sûre et stable du réacteur.

Assemblage REP (hétérogène)





Grand choix caloporteur

Motivations principales conduisant au choix du caloporteur

- Utilisation d'uranium naturel → **caloporteur D₂O**

si le modérateur est différent du caloporteur (graphite)

→ caloporteur devant être compatible avec le modérateur + très faible absorption de neutrons → gaz (**CO₂**, peu cher mais limité en température au-delà de 650°C, corrosion)

- **Hautes températures** → **He** (gaz neutre, stabilité chimique, ne change pas de phase)

- **Cycle direct** → eau bouillante ou gaz

- **Neutrons rapides** faible modération requise → **Na, Pb, Pb-Bi** ou **gaz**

Dans tous les autres cas, l'eau légère pressurisée est préférée, un bon compromis entre performance thermo-hydraulique et respect des contraintes

Ex : Conception Cœur REP – critère de sûreté

Choix de base REP : crayons combustible (UO_2 , gaine Zr) dans une cuve en configuration à boucles (3 ou 4 boucles avec GV's)

paramètres	objectifs/contraintes	relations disponibles
fraction fissile U5 $N_{\text{comb}}, H_{\text{comb}}, H_{\text{fissile}},$ $D_{\text{comb}}, e_{\text{gaine}}$ $S_{\text{eau}} \rightarrow V_{\text{cœur}}$ $\text{débit}, T_{\text{in}}, T_{\text{out}}$	- produire la chaleur et la transférer au caloporteur - faciliter l'exploitation et la maintenance (manutention, réparation,...) - maintenir l'intégrité du combustible en conditions normales et incidentelles - assurer le refroidissement du cœur lors des transitoires accidentels	<u>Neutronique</u> • criticité du cœur pour le burn-up max $\rightarrow$ (<i>teneur fissile, $S_{\text{eau}}, V_{\text{cœur}}$</i>) • distribution de puissance $\rightarrow$ point chaud • coefficients de réactivité $\rightarrow$ sûreté <u>Thermique, thermalhydraulique</u> • transferts de chaleur $\rightarrow$ ($T_{\text{max.comb}}, T_{\text{max.gaine}}$) • $\Delta P_{\text{cœur}}$ force d'envol, <i>fretting</i> <u>Mécanique, comportement du combustible</u> • contraintes combustible et structures, déformations • gonflement, relâchement de PF

Le design / sûreté en TH est fait sur la base du point le plus chaud du cœur (mais ce sont les puissances moyennes $\rightarrow$ performance du cœur) . Il faut aussi :

- minimiser les coûts : $\text{U5} \rightarrow Q''' \nearrow D_{\text{cœur}} \rightarrow$
- maximiser la sûreté : marges $\nearrow$

Choix & Compromis



Où trouver le point chaud ?: Profils de puissance dans le cœur du réacteur

Pour un cœur homogène cylindrique sans réflecteurs

Forme générale :

Pour un cœur cylindrique :

Donc pour un sous-canal REP:

$$q''(\vec{r}) = q''_{max} F(\vec{r})$$
$$q''(r, z) = q''_{max} J_0 \left(2.408 \frac{r}{R_e} \right) \cos \left(\frac{\pi z}{L_e} \right)$$

$$q''(\vec{r}) = q''_{max} \cos \left(\frac{\pi z}{L_e} \right)$$

Facteurs de forme de la puissance cœur:

Facteur radial de puissance :

$$F_r \sim 2,31$$

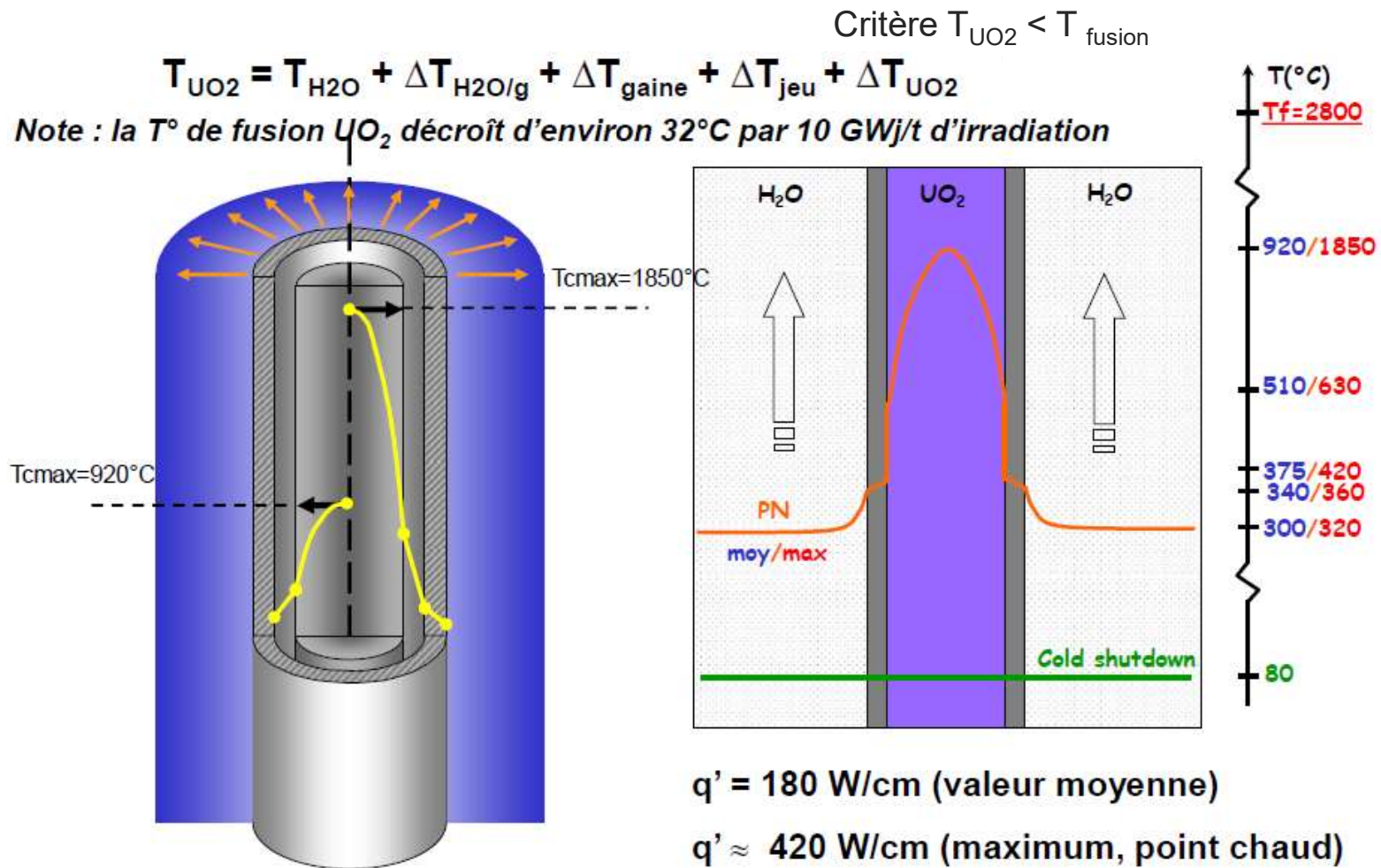
Facteur axial de puissance :

$$F_z \sim 1,5$$

Facteur de point chaud :

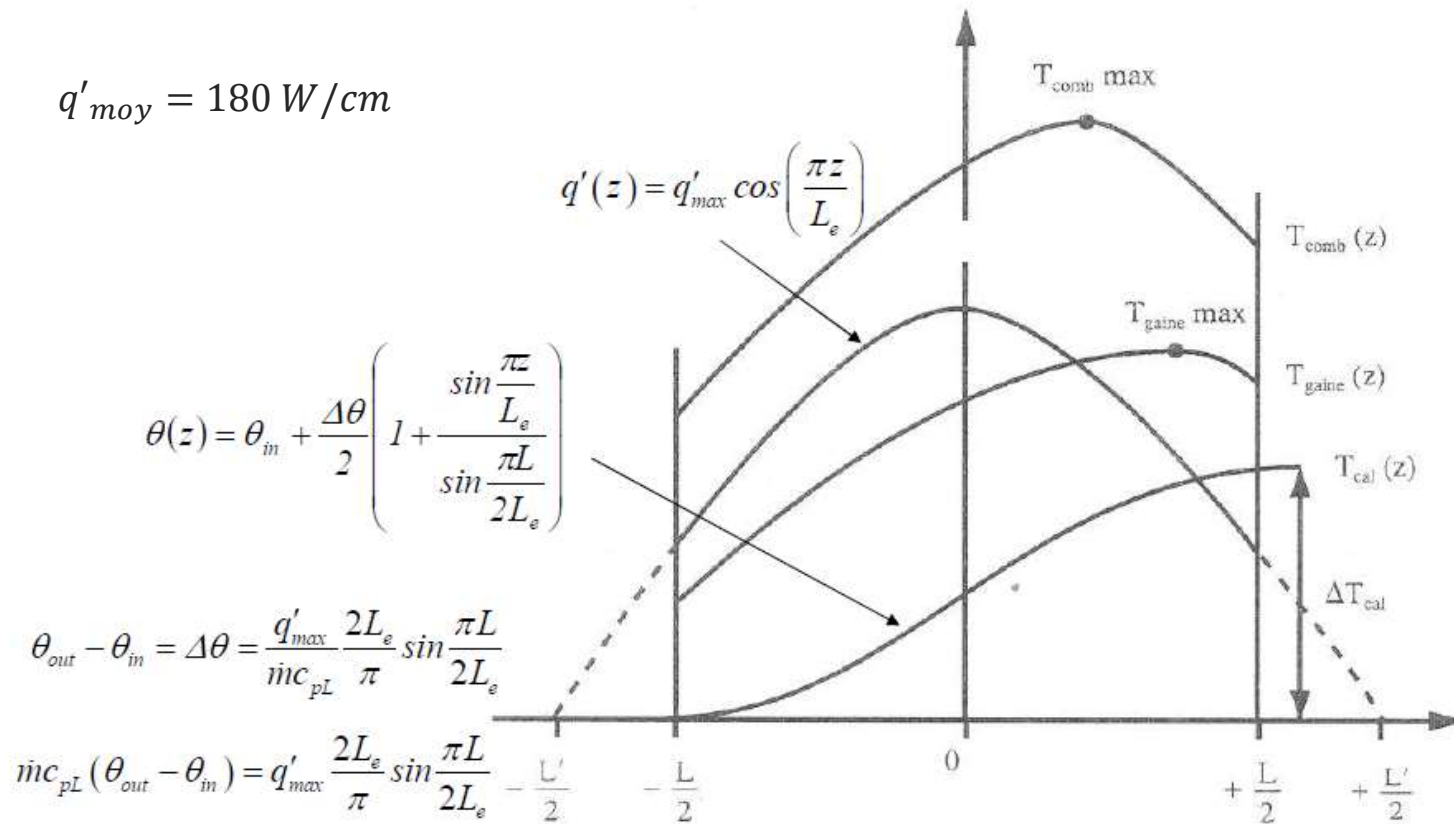
$$F_r = \frac{\text{puissance moy dans le canal chaud}}{\text{puissance moy dans le canal moyen}}$$
$$F_z = \frac{\text{puissance max dans le canal chaud}}{\text{puissance moy dans le canal chaud}}$$
$$F = F_r F_z = \frac{\text{puissance max dans le canal chaud}}{\text{puissance moy dans le canal moyen}}$$

Profil de température radiale dans un crayon combustible → au point le plus chaud



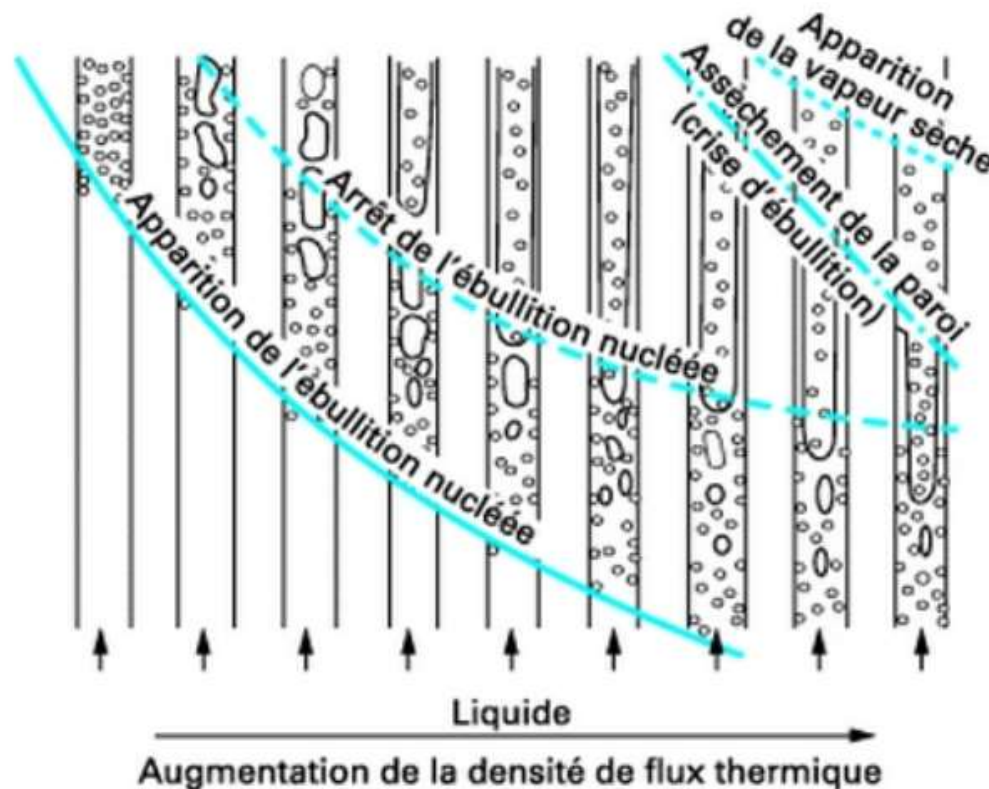
Distribution de température dans un sous-canal REP

$$q'_{moy} = 180 \text{ W/cm}$$



Conception – Sécurité – assurer l'intégrité de l'élément combustible – limite de flux – notion de crise d'ébullition

En cas d'incident sur un REP : perte de refroidissement ou augmentation de puissance

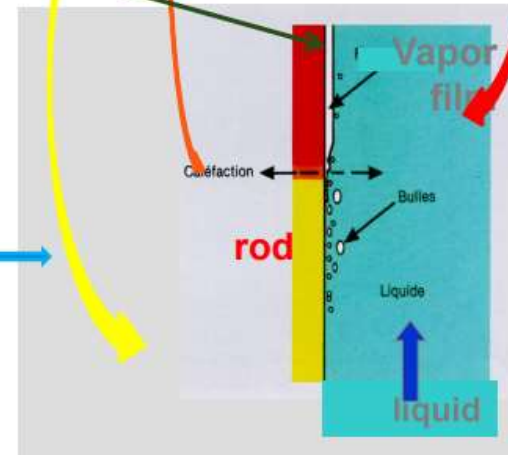
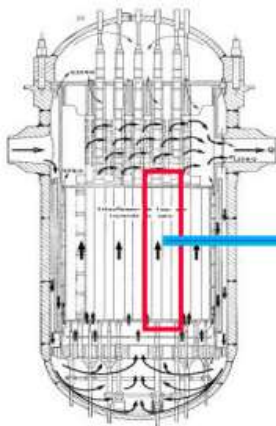
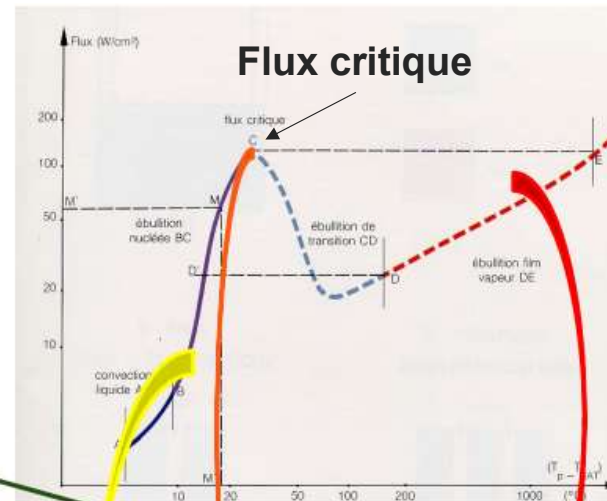


Assurer l'intégrité de l'élément combustible

Notion de flux critique

- In nucleate boiling, heat flux increases and reaches a maximum value with increasing wall temperature.
- → severe damage or meltdown of the surface.

*A vapour film isolates the fuel from the water:
the fuel heats up sharply and suddenly*





Crise d'ébullition (flux critique): limite de l'ébullition nucléée

Coefficient d'échange en paroi brusquement fortement dégradé → température de paroi augmente

On quantifie la proximité au flux critique par un ratio : **Rapport au Flux Thermique Critique** (RFTC) ou **Rapport d'Echauffement Critique** (REC)

$$REC = \frac{\varphi_{CHF}}{\varphi = q''} > 1,3 = 1 + \text{marge}$$

$$REC_{min} = RFTC_{min} = 2 - 3$$



| PAGE 23



→ Plus **REC** est élevé plus on est loin de la crise d'ébullition

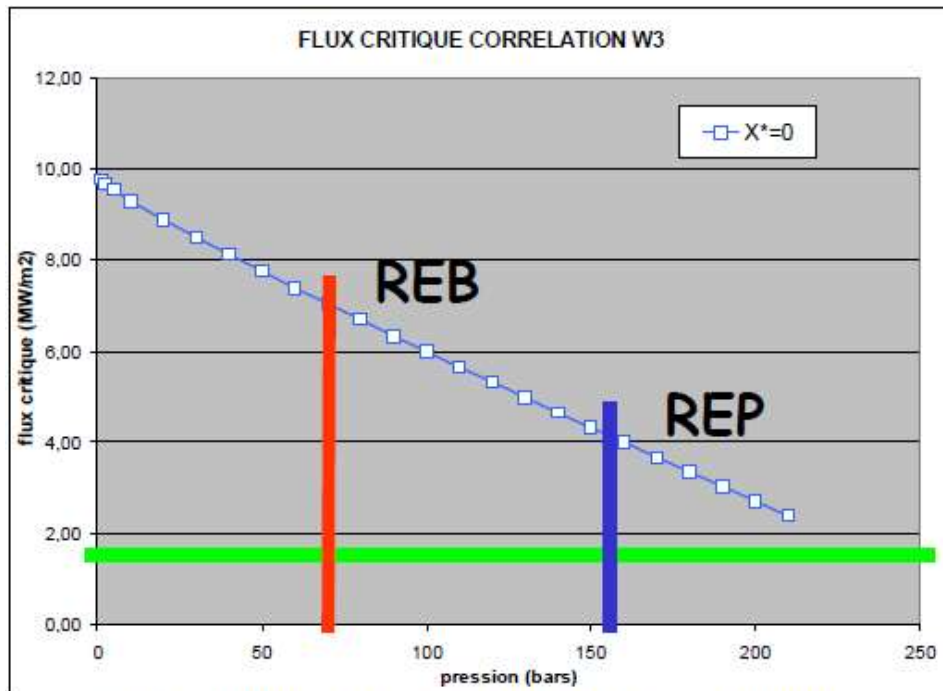


Crise d'ébullition corrélation de flux critique

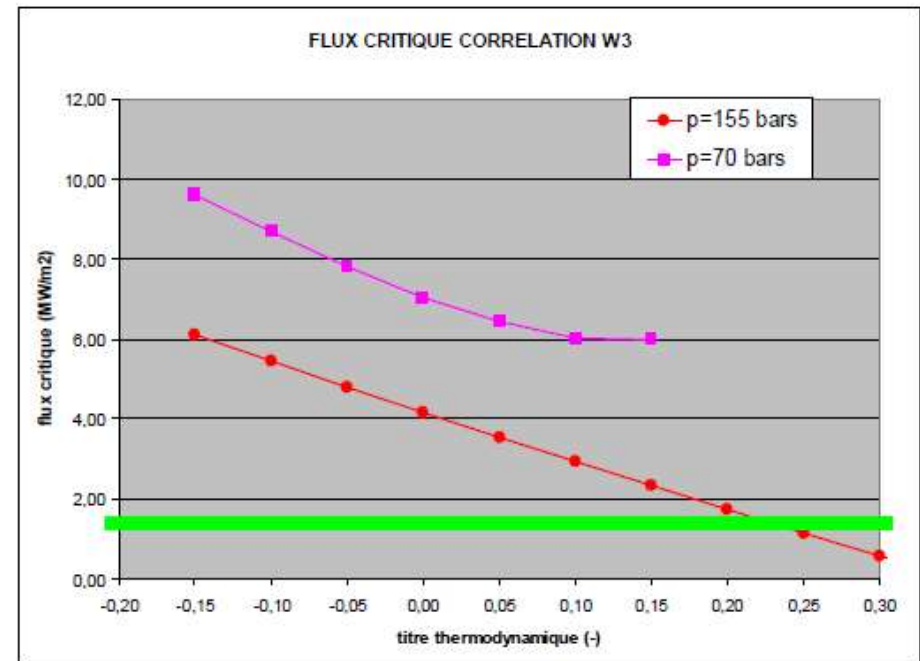
Primordial pour la sûreté des réacteurs : de nombreuses corrélations en fonction de la géométrie (cours de diphasique) – corrélation Westinghouse W3 (*voir cours diphasique*)

$$\varphi_{CHF} = F(p, x, G, D_H \dots \text{grilles, rugosites} \dots)$$

x = titre de l'écoulement



Flux critique en fonction de la pression (W3)



Flux critique en fonction du titre (W3)

Résumé : assurer l'intégrité de la première barrière

Température max du combustible

$T_{comb} < T_{fusion}$
avec marges (énergie stockée)

$$q' = 4\pi\bar{\lambda}_{comb}\Delta T_{comb}$$

puissance linéique max q'_{max}
nb de crayons $N \approx 50000$

Prévention de la crise d'ébullition

$$RFTC_{min} = 3$$

$$\frac{CHF}{q''_{max}} \geq 3 \quad \text{avec} \quad q''_{max} = \frac{q'_{max}}{\pi D_{crayon}}$$

diamètre du crayon
 $D_{crayon} \approx 1 \text{ cm}$

Quantité d'eau du cœur (U5, stabilité neutronique)

rapport de modération $\frac{V_m}{V_U} = 2$

densité puissance cœur
 $Q''' \approx 100 \text{ MW/m}^3$

Ex : Conception RNR-Na

Caloporteur d'un RNR

- ne doit pas ralentir ni capturer les neutrons
- **évacuer** efficacement de fortes puissances
- être **inerte**

Plusieurs choix possibles (hélium, **métaux liquides**, **sels fondus**...)

Famille des **métaux liquides**:

- essais peu concluants en mercure et eutectique NaK
- plomb, plomb/bismuth → réacteur sous-marin russes (problèmes radiologique et corrosion)
- Sodium :

Liquide entre 98°C et 880°C à 1 bar (P_{atmo})

- Excellentes propriétés thermiques :

λ : 65 W/m/C, C_p : 1,2 J/g/C, coefficient de dilatation = 2x l'eau

→ **convection naturelle** → sûreté passive

- **Inerte** → pas de corrosion des aciers inoxydables

- **Coût modéré car accessible**

- **Opaque** → complique la surveillance du cœur
 - Réaction exothermique avec l'oxygène →
 - **feux sodium avec l'air**,
 - **explosion Na/eau**
- **Circuit secondaire gaz ou surveillance accrue du GV**



Améliorations de la sûreté RNR - ASTRID

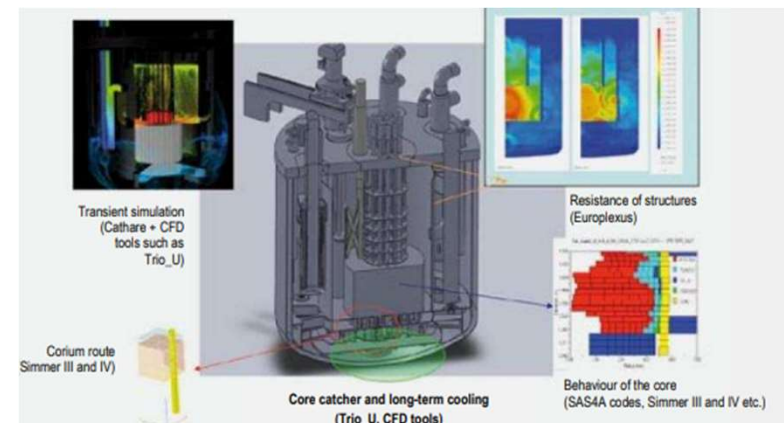
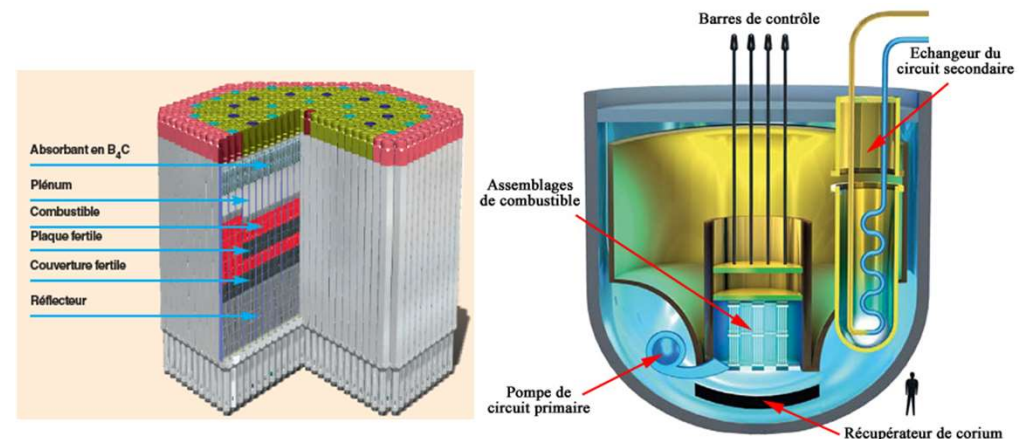
REX Phénix – Superphénix

Cœur à faible coefficient de vidange → prévenir les accidents de réactivité par passage de bulle dans le cœur,

Système de Conversion d'Energie (SCE) : **gaz CO₂**
→ Pas de réaction sodium/eau

Tube de transferts dans le cœur → pas d'excursion de puissance lors du sloshing du corium

Récupérateur de corium en fond de cuve primaire
→ intégrité de la seconde barrière

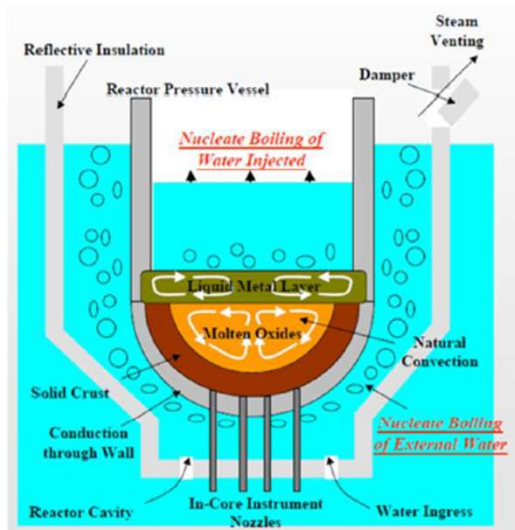


2 Stratégies de sûreté à long terme

Conception de dispositifs de sûreté associés

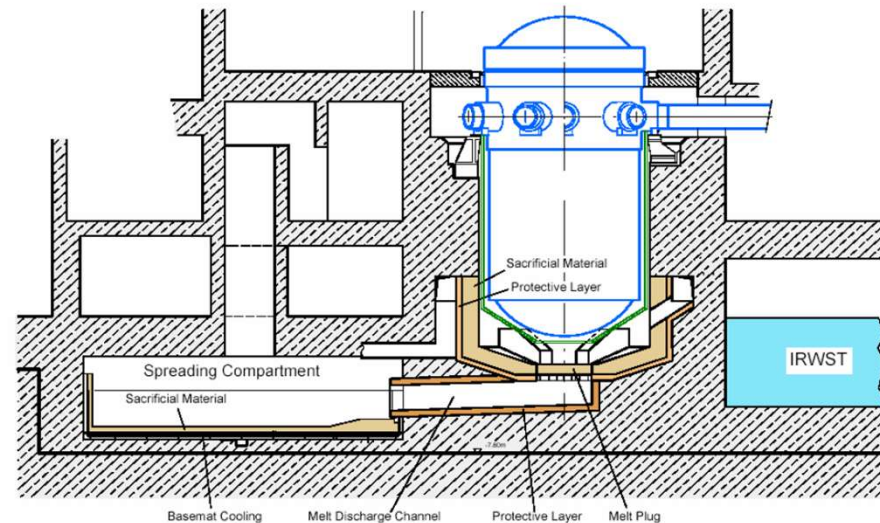
Rétention du corium en cuve

In-Vessel retention ~ TMI-2



Rétention du corium hors cuve (EPR)

Ex-Vessel retention



Réacteurs de faible puissance en France,
Finland, AP600 (Westinghouse)...

**Conception d'un circuit de refroidissement
extérieur à la cuve – University of Carolina Santa
Barbara (1989-1996)**

Réacteurs de forte puissance en France : conçu pour
l'EPR...

RNR ...

Conception d'un récupérateur de corium



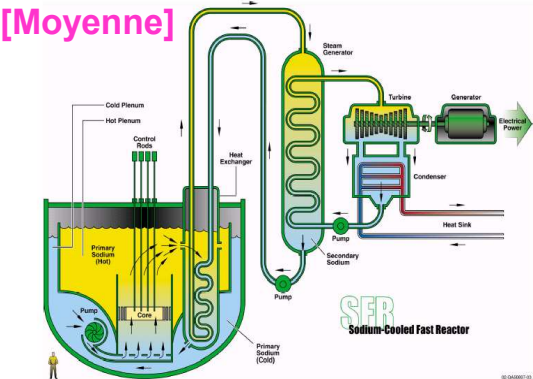
Principales caractéristiques des filières électronucléaires

Reactor type	Fuel type	Moderator	Coolant	Core power density (MW/m ³)	Pressure (bar)	Temperature (°C)	Efficiency (%)
<i>UNGG</i>	Unat	C	CO ₂	1	41	400	30
<i>Magnox</i>							
PHWR		D ₂ O	D ₂ O	12	130	300	30
LWGR	U 1-2%	C	H ₂ O	2	70	284	31
AGR		C	CO ₂	3	40	645	40
BWR	U 3-5%	H ₂ O	H ₂ O	50	72	288	37
PWR				100	155	330	35
FBR (FNR)	Pu 20-30%	-	Na	500	1	550	40

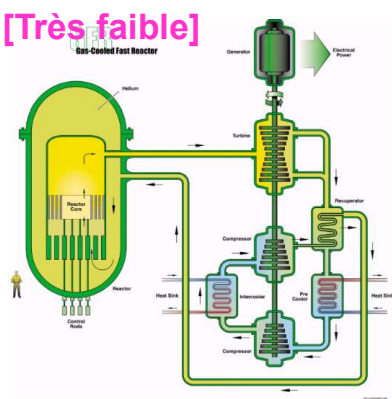


6. ■ Innovations et Futur de la Sûreté Nucléaire

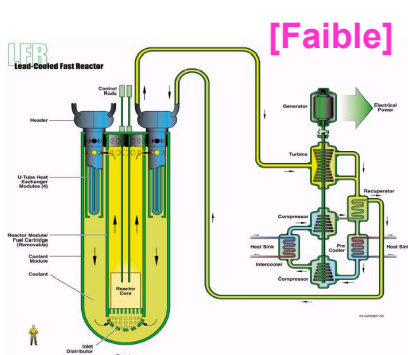
Réacteurs de génération 4 –plus sûrs - et leur maturité



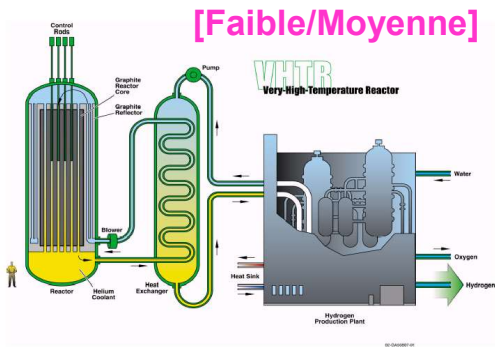
SFR
Sodium-cooled fast reactor



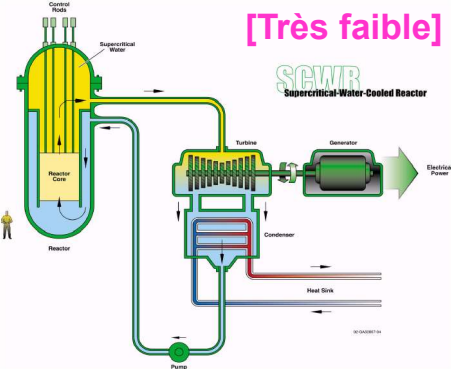
GFR
Gas-cooled fast reactor



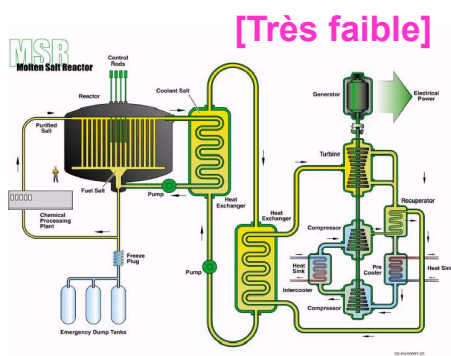
LFR
Lead-cooled fast reactor



VHTR
Very high temperature reactor



SCWR
Supercritical water-cooled reactor



MSR
Molten salt reactor

[Maturité]

Données de référence des concepts GEN 4

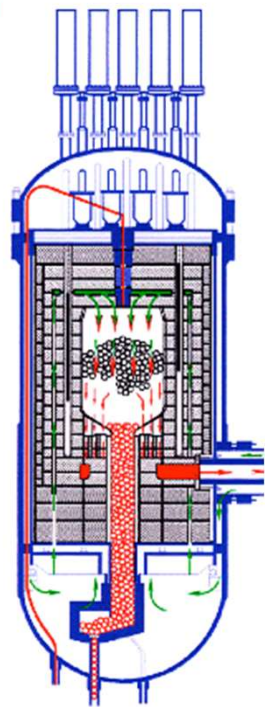


	SFR	LFR	GFR	VHTR	SCWR	MSR	PWR
Neutron spectrum (T/F)	F	F	F	T	T/F?	T/F	<i>T</i>
Moderator				graphite	H ₂ O (or D ₂ O)	graphite (or none)	<i>H₂O</i>
Coolant	Na	Pb (or Pb-Bi)	He	He	H ₂ O	molten salt	<i>H₂O</i>
Fuel type	MOX (pins)	nitride (pins)	carbide	carbide (particles)	UOX, MOX	liquid fuel (U, Pu, Th)	<i>UOX, MOX</i>
Core outlet t° (°C)	550	500	850	> 900	550	700	<i>330</i>
Primary pressure (MPa)	0.1	0.3-0.4	7	5-8	25	0.1-0.2	<i>15.5</i>
Core power density (MW/m ³)	240	140	100	4-6	100	20-300	<i>100</i>

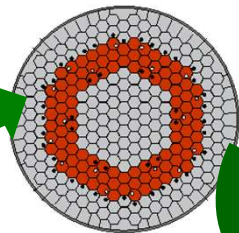
Des HTR aux VHTR: d'une idée ancienne à la génération IV (> 850°C)

Changements de conception pour accéder à la haute température:

Du CO_2 (limité à 650°C) à l'hélium qui est un gaz neutre (associé à d'un métal U-nat → Oxyde enrichi en U235)



Bloc prismatique:

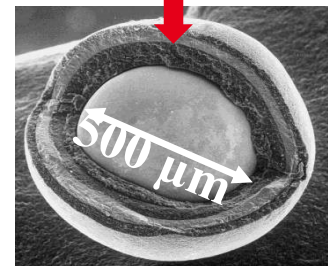
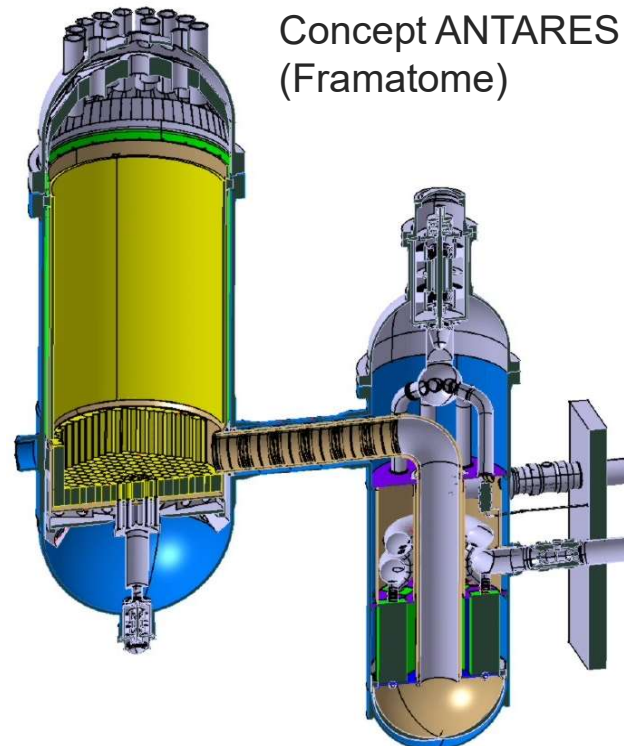


cœur annulaire

Le combustible à boulets permet le rechargement en fonctionnement

L'hélium s'écoule en cœur du haut vers le bas; protection barre de contrôle et instrumentation en haut

Concept ANTARES (Framatome)

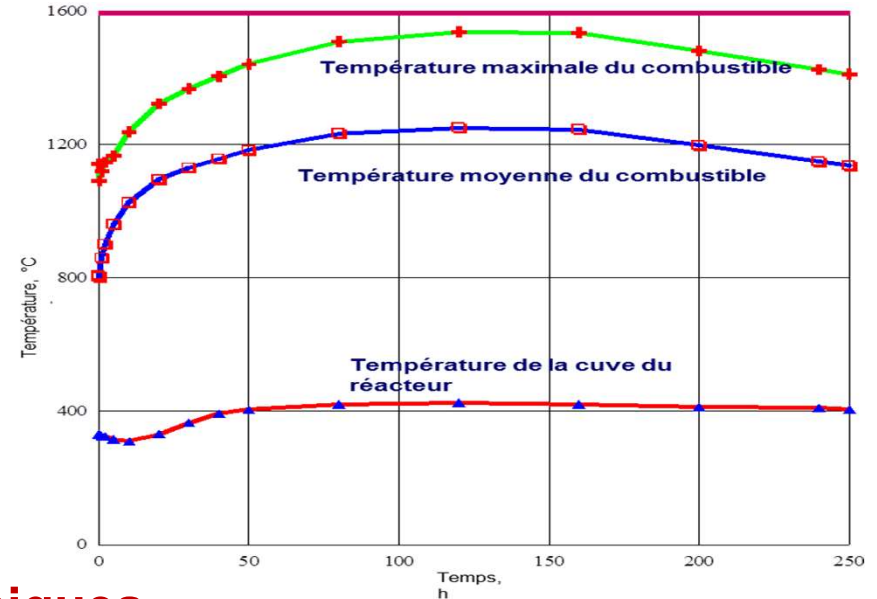
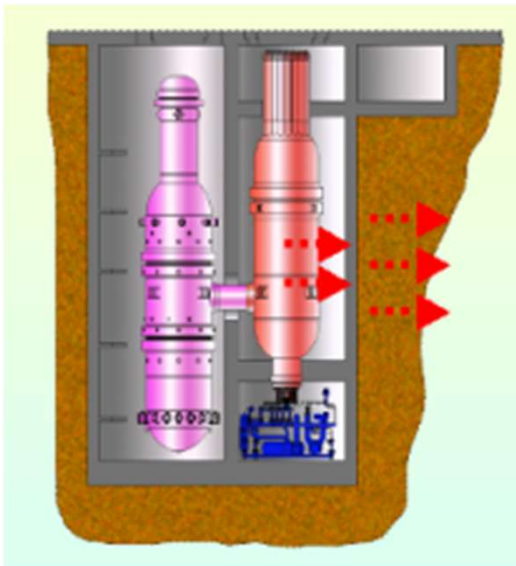


Particule TRISO
Réputée le combustible le plus sûr

Accidents Graves VHTR ? :

évacuation passive de la puissance résiduelle sans dommages au cœur

La grande inertie thermique du graphite et la faible puissance volumique du cœur des HTR permettent un refroidissement passif



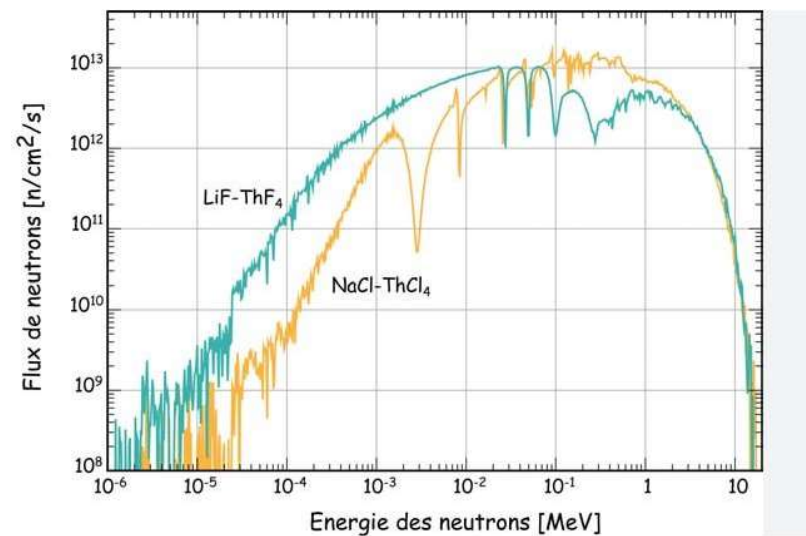
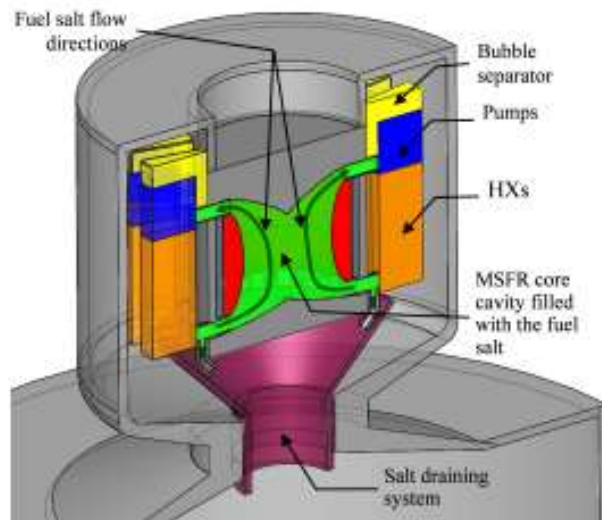
**Conduction et rayonnement thermiques
(pas de débit de gaz nécessaire)**

combustible MSFR (Molten Salt Fast Reactor)

Combustible sel Fluorure ou Chlorure ou sont dissous des actinides (U,Pu,Th)

Effet convectif du combustible (thermique et transport de Produit de Fission en dehors du cœur),
retraitement en ligne

MSFR : cœur torique d'environ 2,3mx2,3m pour 18m³ de sel combustible



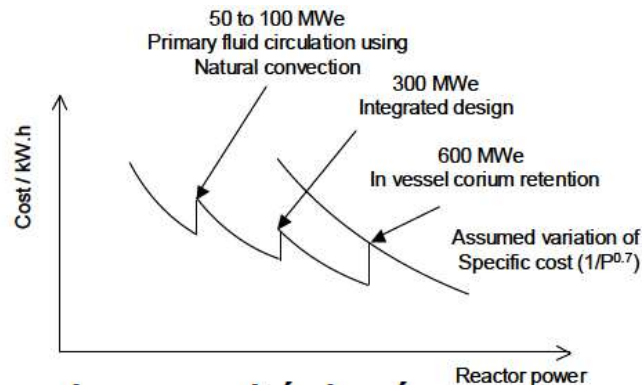
concept MSFR (CNRS) – Stellaria (Fluorure)- ARAMIS (retraitement) – Naarea (Chlorure)

Evolution du paradigme de conception

Le marché des réacteurs électrogènes s'est situé jusqu'à présent au-delà de 300 MWe (et même au-delà de 1000 MWe)

- **Economie d'échelle**, le coût spécifique (\$/kWe)

(passage en France de 900 à 1300 puis 1450 et enfin 1600 MWe)

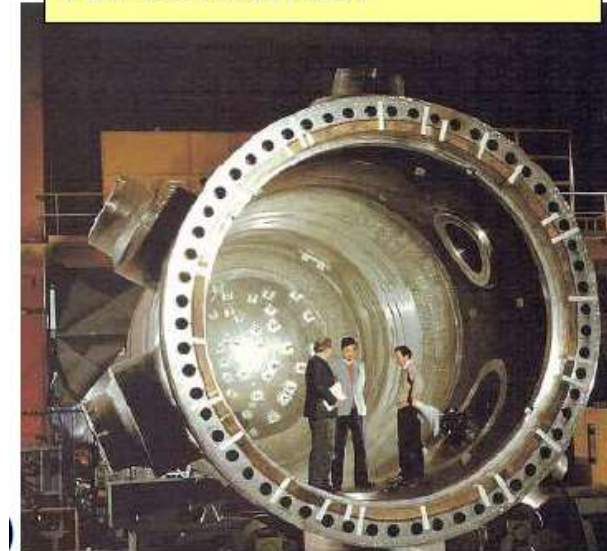


- **Le réseau**, réseau important en France, capacité à supporter la perte d'une tranche

→ **Puissance volumique importante à évacuer** en cas d'accident

France Relance : promotion des **SMR** (< 100 MWe) – Sûreté passive

Cuve Daya Bay (Chine)
en cours de fabrication
Vue de l'intérieur



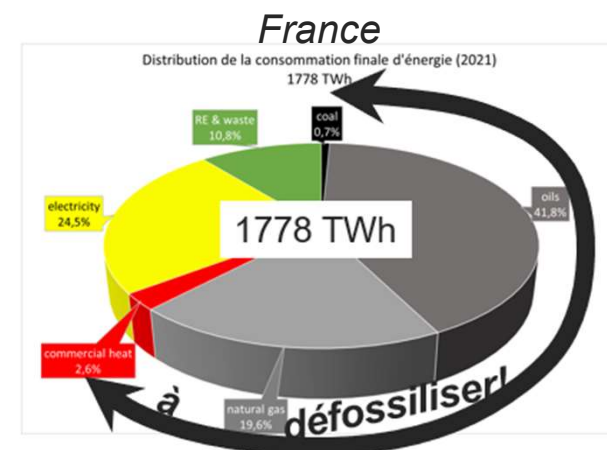
Intérêts des SMR (Small Modular Reactor)

Une philosophie de conception permettant de contrer l'effet de taille en tirant partie de la petite puissance entre 50 à 200 MWe

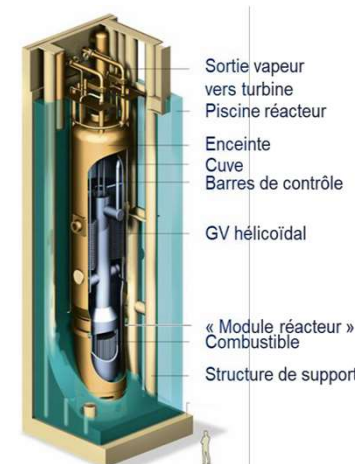
- Simplification du design
- Modularité et fabrication en usine (réduction des délais et coûts de construction)
- Énergie pour **autres usages** que l'électricité => nouveaux entrants/substitut aux centrales à charbon → réduction CO2

applications non électrogènes (cogénération, chaleur ou H2)

- Faibles puissances → **la puissance résiduelle évacuée par systèmes passifs** → **sûreté accrue**



**Dont NuScale
(6x77MWe)**



Dont la barge russe (2x35MWe)

petits réacteurs de proximité :

- Quid de l'acceptation sociétale ?
- Quid de l'évolution des règles de sûreté (l'ASN) ?

SMR : Lauréats de l'AAP



- Réacteur dérivé du HTR
- Puissance : 150 MWth
- Applications : chaleur industrielle et électricité



- Réacteur à eau
- Puissance : 30 MWth
- Application : chaleur urbaine

Jimmy

- Réacteur HTR
- Puissance : 15 MWth
- Application : chaleur industrielle



- Réacteur RNR Na
- Puissance : 400 MWth et 150 MWe
- Applications : chaleur industrielle et électricité



- Réacteur RNR à sels fondus
- Puissance : 80 MWth et 40 MWe
- Applications : chaleur industrielle et électricité



- Réacteur RNR Pb
- Puissance : 30 ou 200 MWe
- Applications : électricité, chaleur, radio-isotopes



- Réacteur RNR Na
- Puissance : 110 MWe
- Applications : chaleur industrielle et électricité



- Réacteur à sels fondus
- Puissance : 250 MWth
- Applications : chaleur industrielle et électricité



- Réacteur à sels fondus
- Puissance : 250 MWth
- Applications : chaleur industrielle



7 ■ Conclusions



La sûreté nucléaire

La sûreté n'est pas un concept difficile à quantifier qui repose sur la notion de risque acceptable.

Revêt donc des aspects non seulement technique mais sociétaux (à l'échelle mondiale) et politique

Sûreté couvre le **risque de dispersion de produits radioactifs**; son but protection de l'homme et de l'environnement

La **démonstration de sûreté** d'une installation nucléaire faite à l'autorité de sûreté est nécessaire à son autorisation de fonctionnement – la procédure pour cette démonstration est **formalisée** (approche déterministe compléter par l'approche statistique pour quantifier les conséquences d'un accident)

La sûreté est **évolutive** et intègre le retour d'expérience du passé

Avec le développement mondial du nucléaire → plus grand risque d'accident – nécessité d'une culture de sûreté accrue.

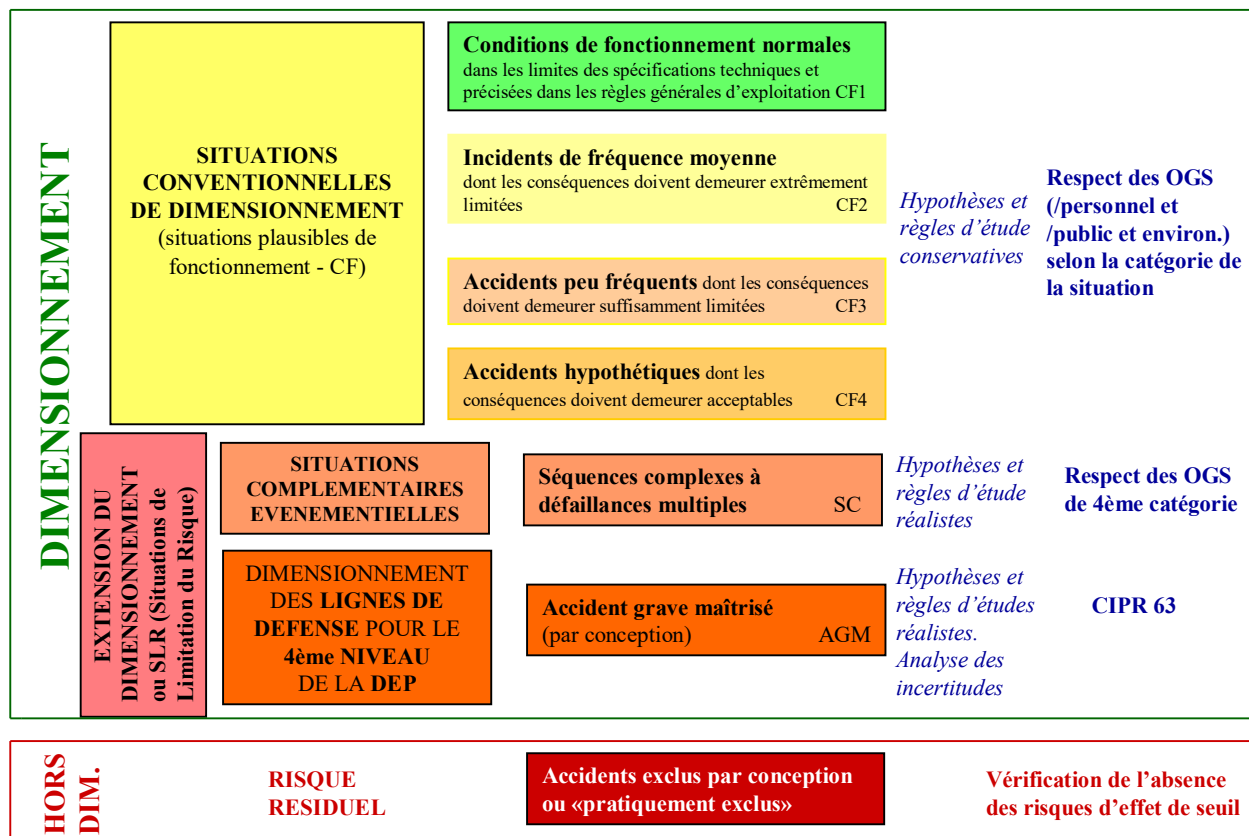
- ✓ Importance de la vigilance continue et de l'innovation dans le domaine de la sûreté nucléaire.
- ✓ Encouragement à la collaboration internationale et à l'échange de bonnes pratiques



3. **Annexes**

Approche de sûreté : analyse des situations de fonctionnement

INSTALLATIONS NUCLEAIRES DE BASE (INB) - APPROCHE DE SURETE POUR LA CONCEPTION ET L'ANALYSE DE L'INSTALLATION



OGS: objectifs généraux de sûreté

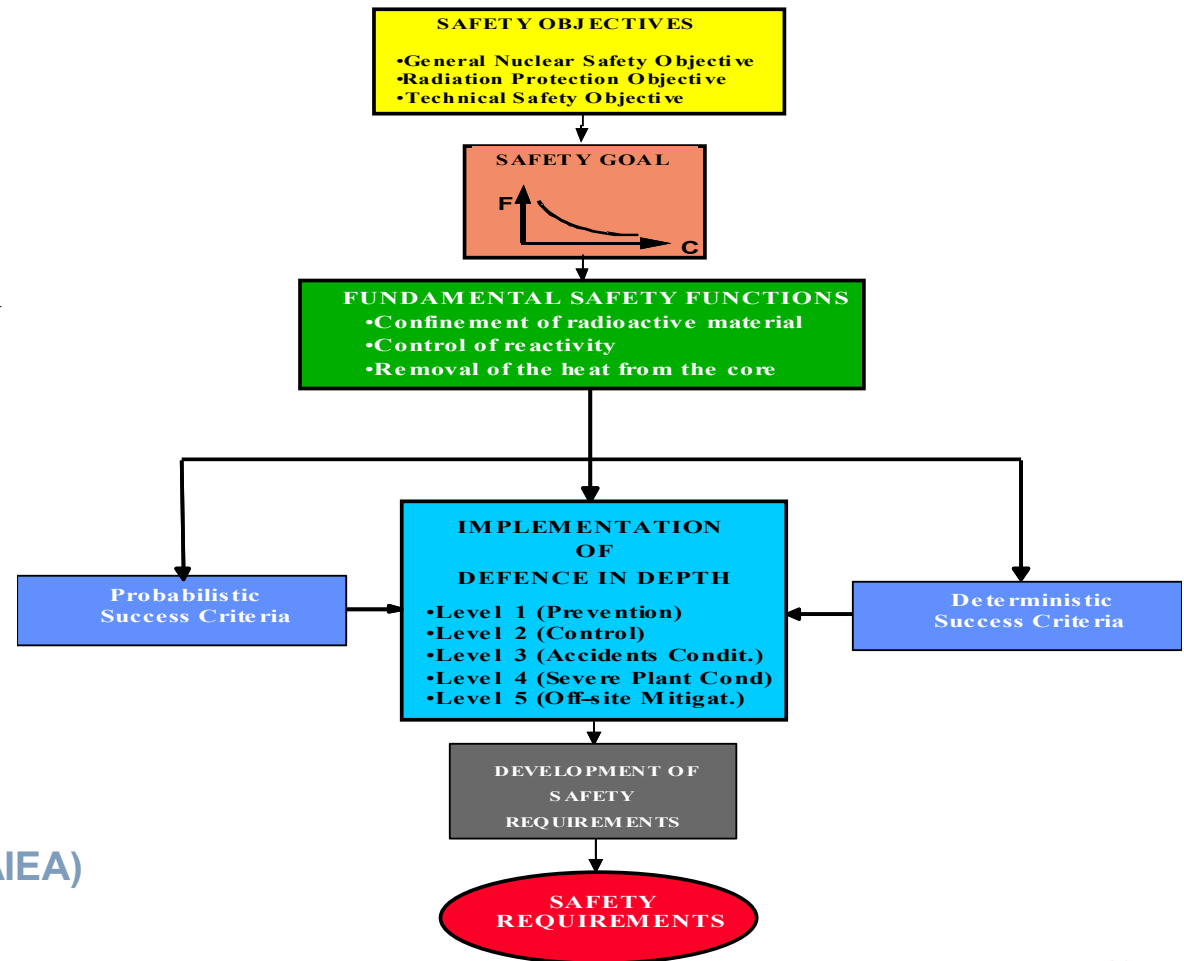
CIPR : Commission internationale de protection radiologique

Exigence de sûreté- grands principes

Grandes fonctions de sûreté →

Lignes de défense de sûreté vérifiées par :

- Approche déterministe
- Approche probabiliste



(Source : IAEA)