

# Présentation du concept de Molten Salt Fast Reactor (MSFR)

Elsa MERLE-LUCOTTE

*Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie de Grenoble  
(CNRS-IN2P3/ Grenoble INP / UJF)*

Avec le support de PACEN (Programme sur l'Aval du Cycle  
Electro-Nucléaire du CNRS)

# SOMMAIRE

- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

# SOMMAIRE

- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

# Groupe Physique des Réacteurs du LPSC

Loi Bataille (1991) : prise en charge des déchets de haute activité à vie longue produits dans les réacteurs nucléaires (~ 15 tonnes/an en France)

Axe 1 : la séparation et la transmutation

Axe 2 : le stockage dans les formations géologiques profondes

Axe 3 : le conditionnement et l'entreposage de longue durée en surface



## Etude des Réacteurs Pilotés par Accélérateur (ADS)

Thèses J. Vollaire (2004), F. Perdu (2003), D. Kerdraon (2001), S. David (1999), E. Belle (1998),  
F. Attale (1997) - DHDR A. Billebaud (2008)

Idée : Elargir à la minimisation des déchets produits dans les réacteurs futurs



Intérêt pour la **filière Thorium** à travers trois activités :

- Production d' $^{233}\text{U}$  dans les réacteurs actuels Thèse P. Guillemin (2009)
- Etude des **Réacteurs à Sels Fondus en filière Thorium (concept MSFR)**  
Thèses X. Doligez (en cours), L. Mathieu (2004), F. Perdu (2003), A. Nuttin (2002) -  
DHDR E. Merle-Lucotte (2008)
- **Mesures neutroniques et chimiques associées - Plateforme PEREN**  
Thèses M.A. Cognet (2007), N. Thiollière (2005), L. Perrot (2002)

# Quel nucléaire du futur ?

## Les réacteurs de quatrième génération

**GÉNÉRATION I (UNGG) 1965-1994**  
Rendement de conversion de la chaleur en électricité : 29%

Gain en  
compacité  
du réacteur

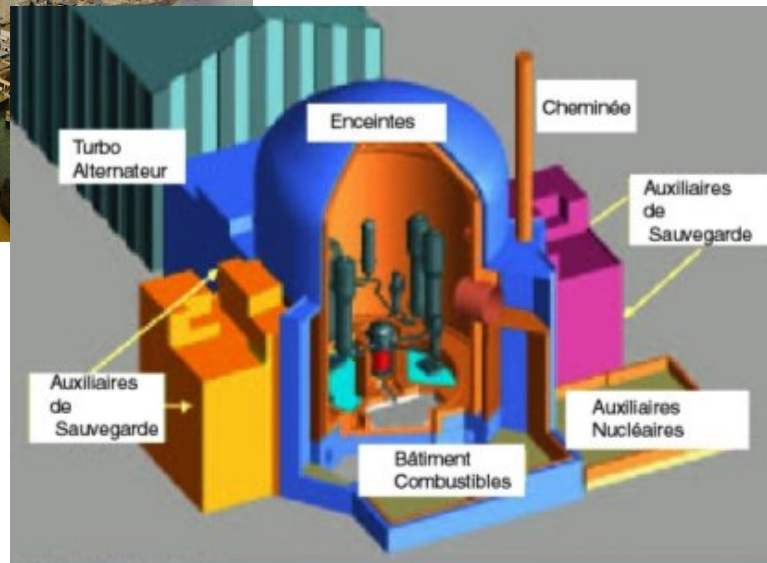
**GÉNÉRATION II (REP) 1977-2050**  
Rendement de conversion : 33%

Gain  
en sûreté

**GÉNÉRATION III (EPR) 2015-2075**  
Rendement de conversion : 35%

Gain en  
compacité, sûreté  
et rentabilité

**GÉNÉRATION IV (GFR...) 2030 à ...**  
Rendement de conversion : 45%



???

# Forum International Generation4

## Développement durable

### 1/ Disponibilité

Disponibilité du système sur le long terme

Disponibilité des ressources  $\Rightarrow$  réacteurs au moins régénérateurs

$\Rightarrow$  Retraitement régulier du combustible imposé

### 2/ Minimisation de la production de déchets

Production minimisée + recyclage des actinides

Minimiser les déchets industriels (éléments de structures et aux procédés de retraitement)

### 3/ Potentialité de déploiement

Optimisation de l'inventaire fissile initial versus la surgénération

Disponibilité de la matière fissile initiale



## Sûreté et fiabilités optimales

1/ Eliminer la nécessité de secours extérieur au site

2/ Risques et conséquences minimisés de dégâts au cœur

Tous les coefficients de contre réaction négatifs

Éviter les matériaux inflammables en cœur

## Résistance à la prolifération et protection physique

Matière fissile surgénérée non proliférante + Résistance physique du système aux actes de terrorisme

## Compétitivité économique

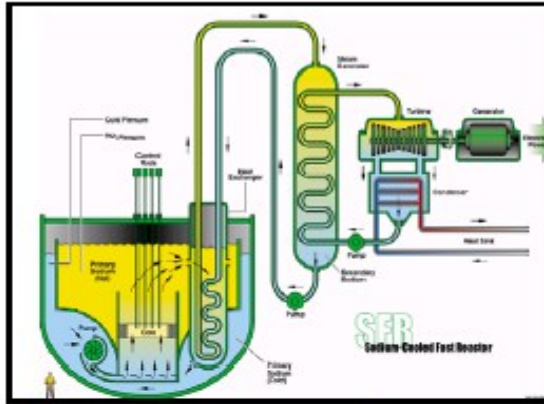
Niveau de risque financier équivalent et coût du cycle de vie rentable par rapport à d'autres sources d'énergie

$\Rightarrow$  Développement  
du concept de  
MSFR afin de  
répondre à ces  
critères

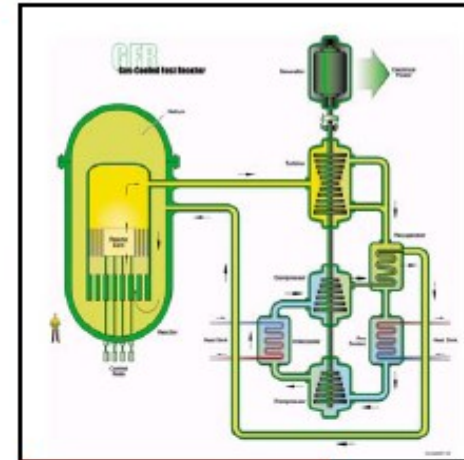
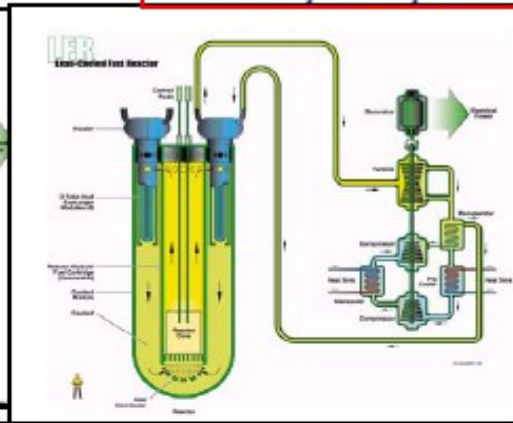


# Forum International Generation4

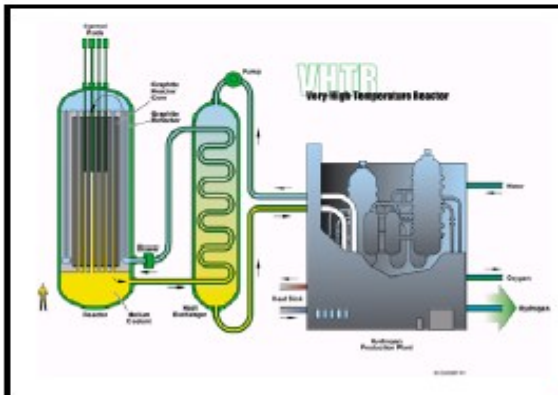
Réacteur rapide au plomb



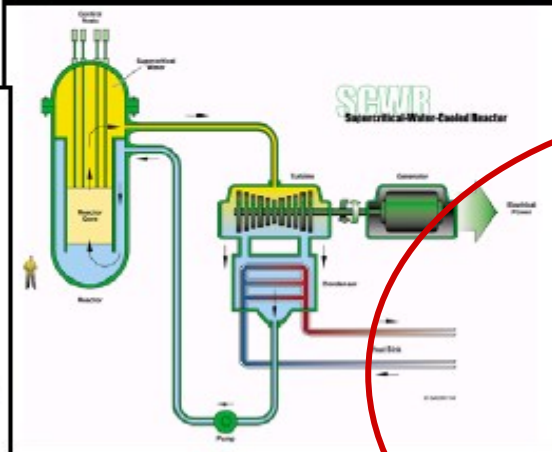
Réacteur rapide sodium



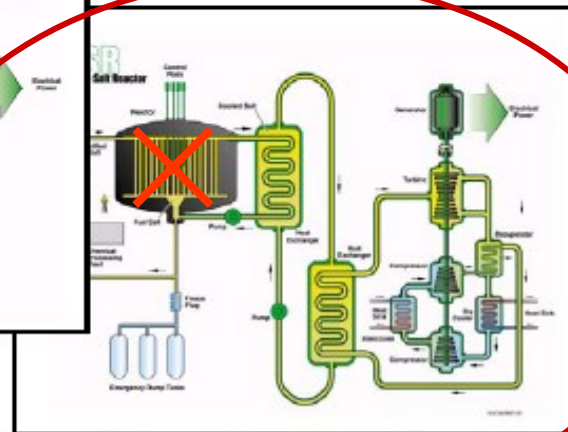
Réacteur rapide à gaz



Réacteur à gaz, très haute température



Réacteur à eau supercritique



Réacteur à sels fondus

Réacteurs à sels fondus =  
Réacteurs dont le combustible liquide sert aussi de caloporteur

MSFR concept selected for further studies by the GIF "MSR Steering Committee" - Choice approved by the Policy Group (end 2008)

### *R&D objectives*

The renewal and diversification of interests in molten salts have led the MSR provisional SSC to shift the R&D orientations and objectives initially promoted in the original Generation IV Roadmap issued in 2002, in order to encompass in a consistent body the different applications envisioned today for fuel and coolant salts.

Two baseline concepts are considered which have large commonalities in basic R&D areas, particularly for liquid salt technology and materials behavior (mechanical integrity, corrosion):

- The Molten Salt Fast-neutron Reactor (MSFR) is a long-term alternative to solid-fuelled fast-neutron reactors offering very negative feedback coefficients and simplified fuel cycle. Its potential has been assessed but specific technological challenges must be addressed and the safety approach has to be established.
- The AHTR is a high temperature reactor with better compactness than the VHTR and passive safety potential for medium to very high unit power ( $> 2\ 400$  MWth).




# SOMMAIRE

- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

# Historique des études des Réacteurs à Sels Fondus

## Etudes historiques des RSF : Oak Ridge National Lab (USA)

- 
- 1954 : **Aircraft Reactor Experiment (ARE)**  
But = concevoir un réacteur embarqué dans un avion  
A fonctionné 1000 heures - Puissance : 2,5 MWth
  - 1964 - 1969 : **Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)**  
Démonstrateur de RSF - Puissance : 8 MWth  
Combustible : U enrichi 30% (1966 - 1968)  
 $^{233}\text{U}$  (1968 - 1969)  
Pu (1969)
  - 1971 - 1976 : **Molten Salt Breeder Reactor (MSBR)**  
Projet de réacteur industriel en cycle Thorium de 2500 MWth  
But : surgénération maximale  
Jamais construit - Abandon du projet pour le concept de REP

# Historique des études des Réacteurs à Sels Fondus

## Participation au sein du CNRS

Participation au projet TIER I de C. Bowman (1998)

Réévaluation du MSBR de 1999 à 2002

*Thèse A. Nuttin (2002)*

Utilisation de codes « Monte Carlo » pour la neutronique (MCNP)

Couplage à un code d'évolution des matériaux (REM)

Mise en évidence des problèmes inhérents au MSBR

- Coefficient de température global nul, voire positif
- Coefficient de vide positif
- Retraitement peu réaliste
- Présence de graphite en cœur
  - » durée de vie limitée
  - » difficultés de retraitement ou de stockage
  - » risques d'incendie

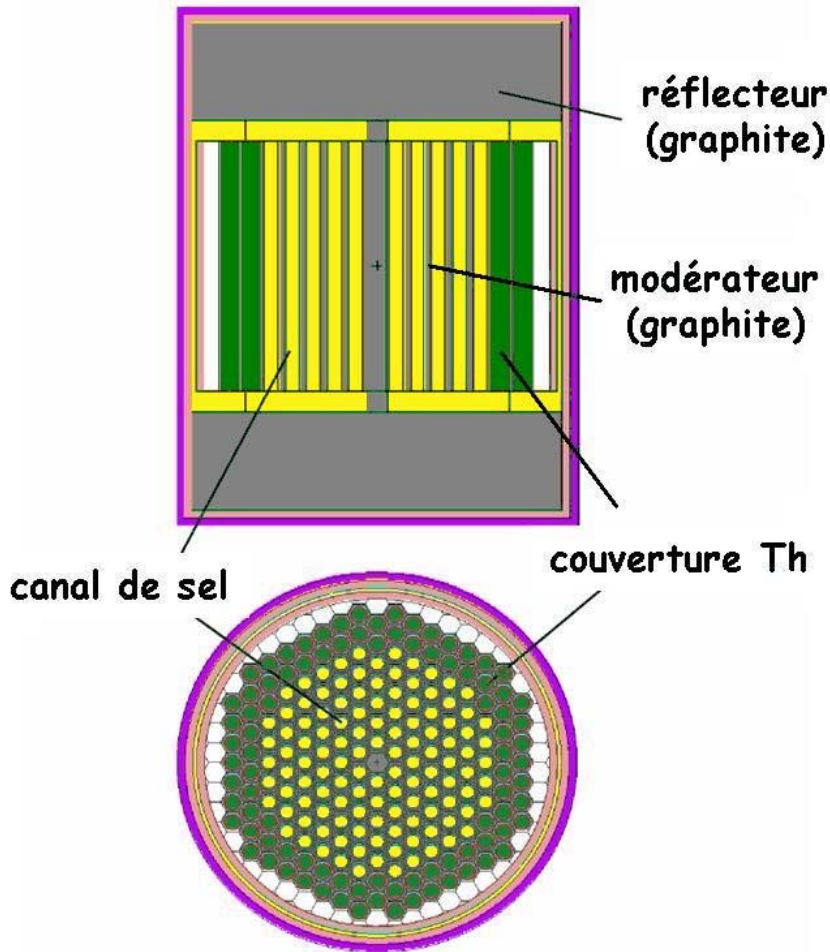
Du TMSR (Thorium Molten Salt Reactor) au MSFR au LPSC depuis 2002

Réacteur producteur d'énergie en cycle Thorium

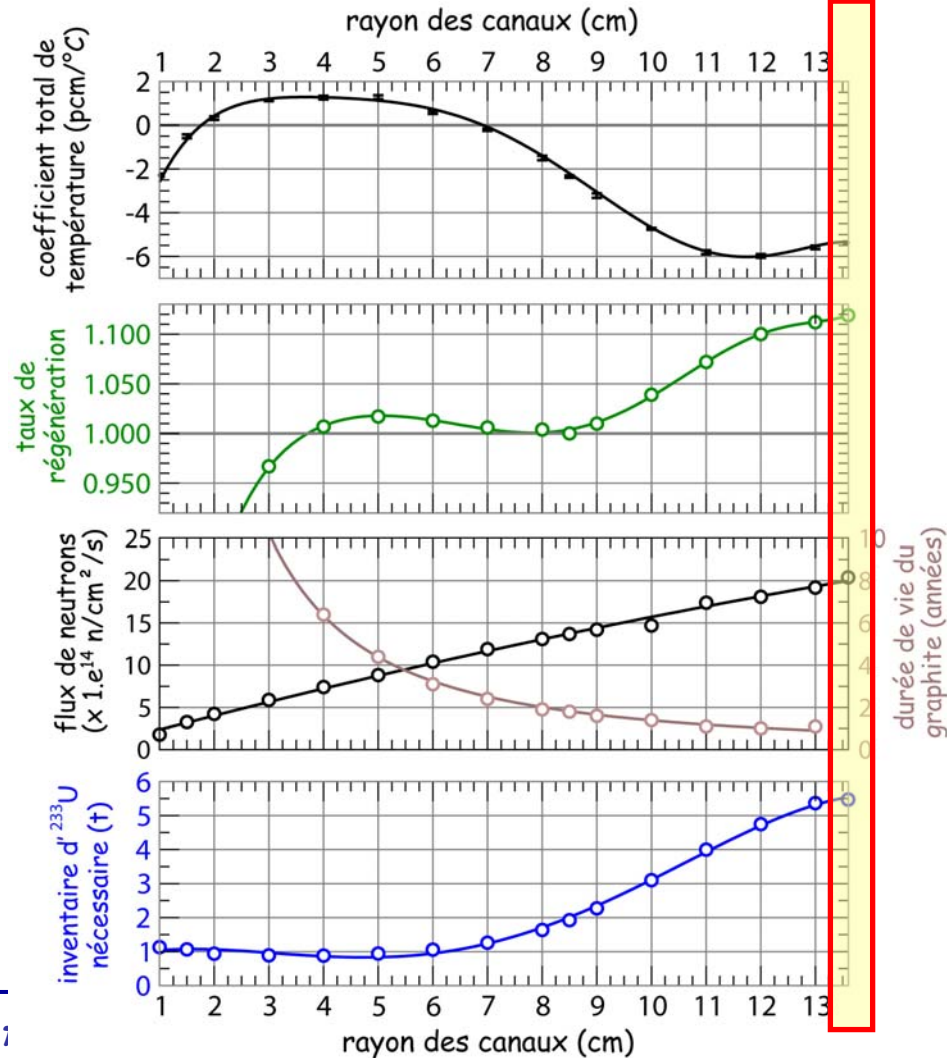
# Historique des études des Réacteurs à Sels Fondus

Thèse L. Mathieu (2004)

Config MSFR



MSFR : pas de graphite en cœur  
 → **modération des neutrons pilotée par la composition du sel**



# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Qu'est un MSFR ?

Molten Salt Reactor (sel fondu = combustible liquide et caloporteur)

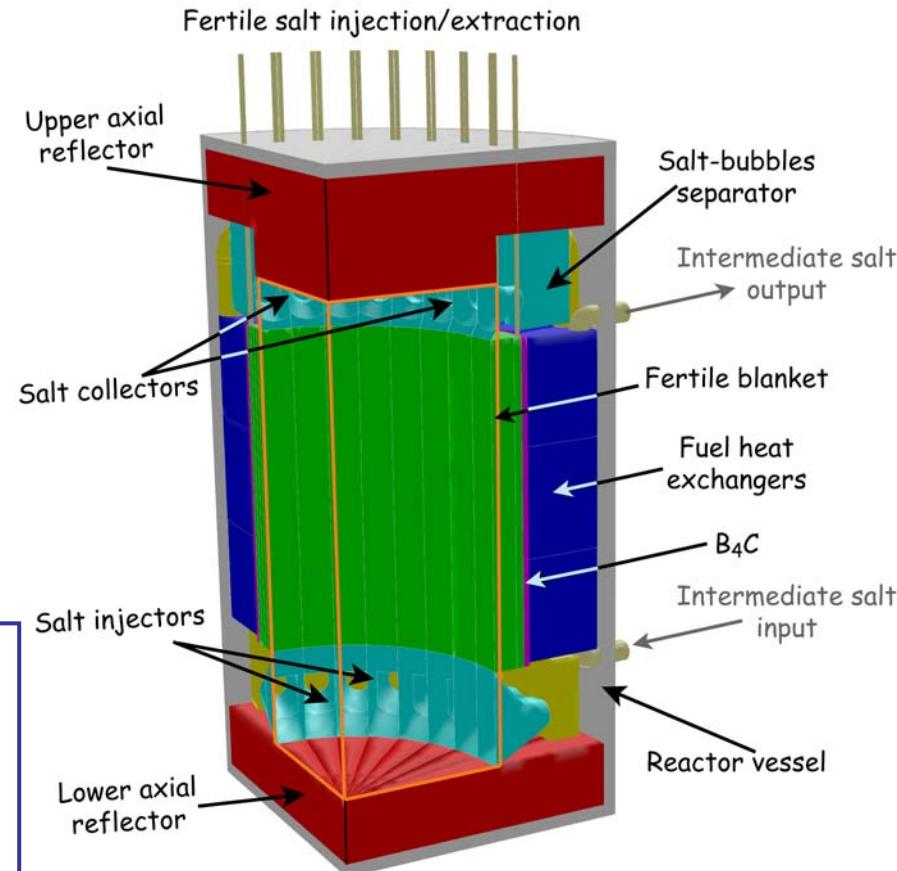
Basé sur le cycle du combustible Thorium/ $^{233}\text{U}$

Sans matière solide (i.e. modérateur) en coeur  $\Rightarrow$  Modération déterminée par la composition du sel

Proportion importante de noyaux lourds  $\Rightarrow$  Spectre neutronique rapide

### Paramètres des études :

Matière fissile initiale ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ , Pu), composition du sel, inventaire fissile, retraitement, gestion des déchets, capacités de déploiement...



Réacteurs de Generation IV : **retraitement du combustible obligatoire**

↳ Coeur du MSFR associé à une usine chimique de retraitement sur site

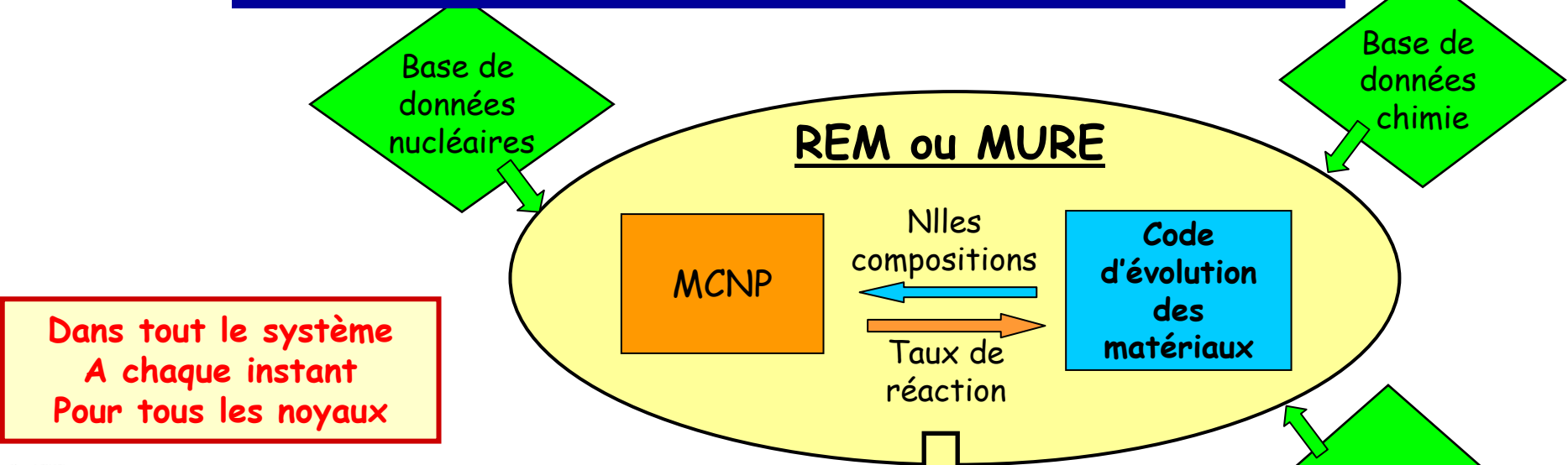
# SOMMAIRE

- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

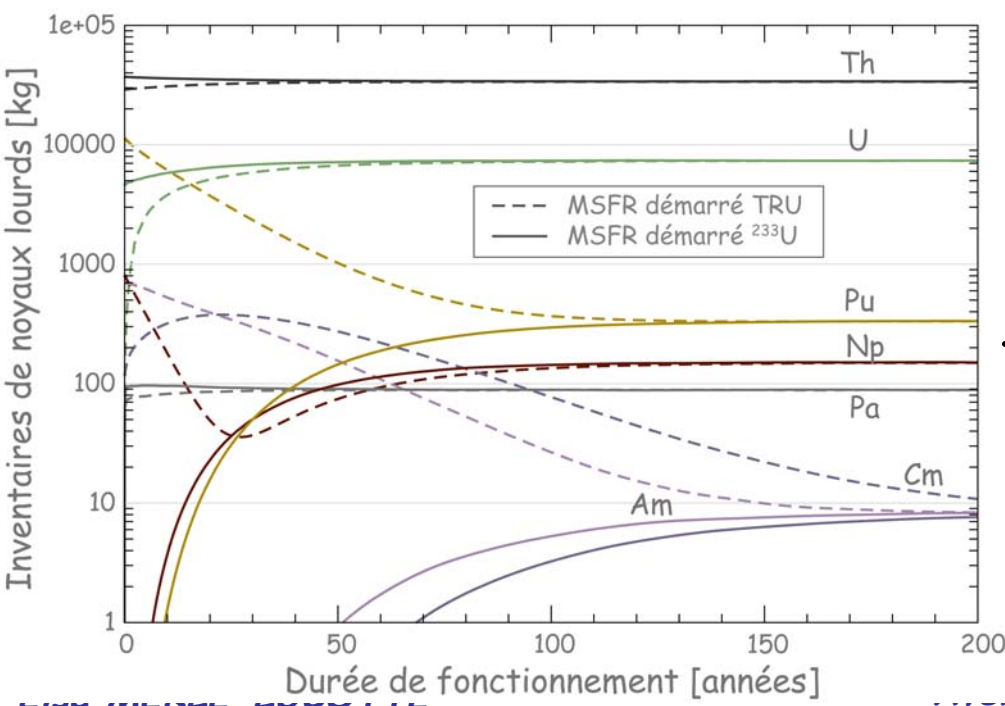


# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Outils de simulation



**Dans tout le système  
A chaque instant  
Pour tous les noyaux**



**Résultats**

- Compositions
- Taux de réaction
- Sections efficaces moyennes
- Spectre neutronique
- Régénération
- ...

# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

Sel combustible initial : 77.5% LiF - 2.5%  $^{233}\text{UF}_4$  -  $\text{ThF}_4$

Température en coeur : 700 - 800 °C

Puissance : 3  $\text{GW}_{\text{th}}$  ( $\sim 1.5 \text{GW}_{\text{el}}$ )

Volume de sel combustible : 9 à 27  $\text{m}^3$

2/3 à 1/2 en zone active (coeur + plenums)

1/3 à 1/2 dans le circuit extérieur (échangeurs de chaleur, tuyaux, pompes)

Puissance spécifique : 670 à 200  $\text{W}/\text{cm}^3$

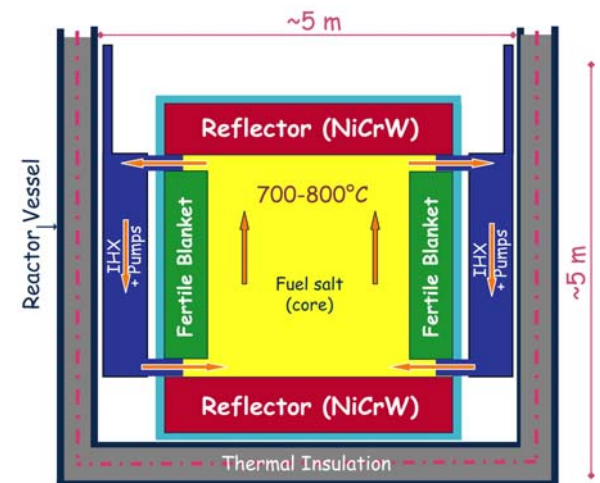
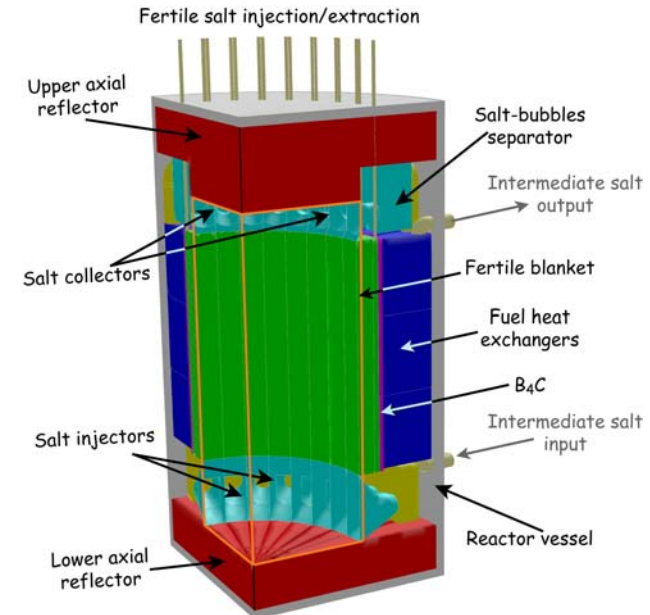
Diamètre interne du coeur = Hauteur coeur + plenums

Épaisseur de la couverture fertile : 50 cm

Volume de sel fertile : 5 à 9.7  $\text{m}^3$

Sel fertile initial : 77.5%LiF - 22.5% $\text{ThF}_4$

Retraitement du coeur : 40 l / jour



# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Optimisation de l'inventaire fissile

Optimisation de l'inventaire fissile = Optimisation de la puissance spécifique

2 paramètres :

- La proportion de sel dans/hors cœur : optimisée à 1/2 (cœur) - 1/2 (extérieur)
- Le volume de sel combustible total : de 9 m<sup>3</sup> à 27 m<sup>3</sup>

Combustible liquide et pas de matière solide en cœur ⇒ possibilité d'atteindre une puissance spécifique bien plus élevée qu'en combustible solide

Facteurs limitants :

- Les capacités des échangeurs de chaleur en termes d'extraction de chaleur et des pertes de charge associées
- Les **dommages d'irradiation aux matériaux de structure**, qui modifient leurs propriétés physico-chimiques. Trois effets : déplacements par atome, production d'He gazeux, transmutation du tungstène en osmium

# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Optimisation de l'inventaire fissile

### Dégâts d'irradiation aux matériaux de structure (zone la plus irradiée)

Ni	W	Cr	Mo	Fe	Ti	C	Mn	Si	Al	B	P	S
79.432	9.976	8.014	0.736	0.632	0.295	0.294	0.257	0.252	0.052	0.033	0.023	0.004

Volume de sel combustible	t(100 dpa)	t(100 ppm He)	t(-1 at% de W)
12 m <sup>3</sup>	85 ans	2.2 ans	4.7 ans
18 m <sup>3</sup>	133 ans	3.2 ans	7.3 ans
27 m <sup>3</sup>	211 ans	5.5 ans	10.9 ans

Dommages d'irradiation inversement proportionnels au volume de sel  
 ⇒ **Grands à moyens volumes logiquement favorisés**

Limitation principale = production d'He mais effet à quantifier plus finement  
 (quantité maximale acceptable, effets de diffusion ?)

+ Etudier les effets sur la **résistance à long terme des matériaux de structure** dus  
 à la transmutation du tungstène en osmium

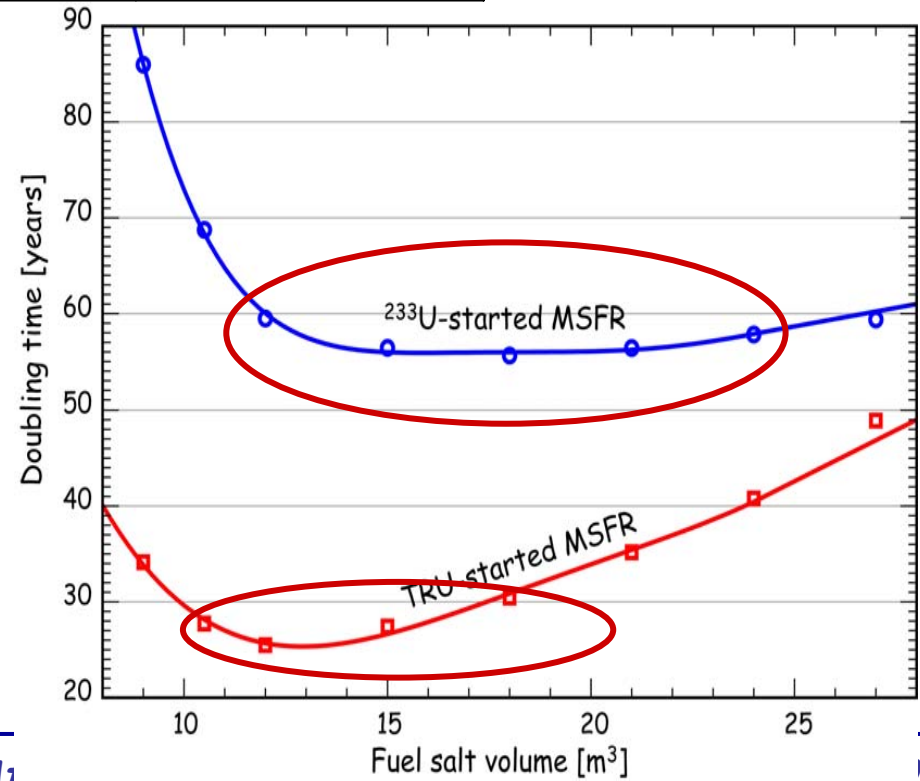
# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Optimisation de l'inventaire fissile

Volume de sel combustible	t(100 dpa)	t(100 ppm He)	t(-1 at% de W)
12 m <sup>3</sup>	85 ans	2.2 ans	4.7 ans
18 m <sup>3</sup>	133 ans	3.2 ans	7.3 ans
27 m <sup>3</sup>	211 ans	5.5 ans	10.9 ans



Volumes de sel moyens favorisés



# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

Sel combustible initial : 77.5% LiF - 2.5%  $^{233}\text{UF}_4$  -  $\text{ThF}_4$

Température en coeur : 700 - 800 °C

Puissance : 3  $\text{GW}_{\text{th}}$  ( $\sim 1.5 \text{GW}_{\text{el}}$ )

Puissance spécifique : 330  $\text{W}/\text{cm}^3$

Volume de sel combustible : 18  $\text{m}^3$

1/2 en zone active (coeur + plenums)

1/2 dans le circuit extérieur (échangeurs de chaleur, tuyaux, pompes)

Diamètre coeur = Hauteur coeur + plenums = 2.26 m

Épaisseur de la couverture fertile : 50 cm

Volume de sel fertile : 7.7  $\text{m}^3$

Sel fertile initial : 77.5%LiF - 22.5% $\text{ThF}_4$

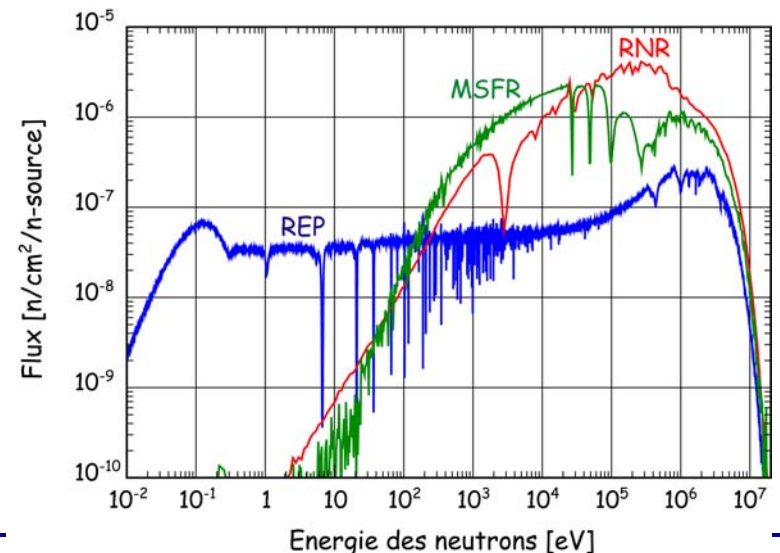
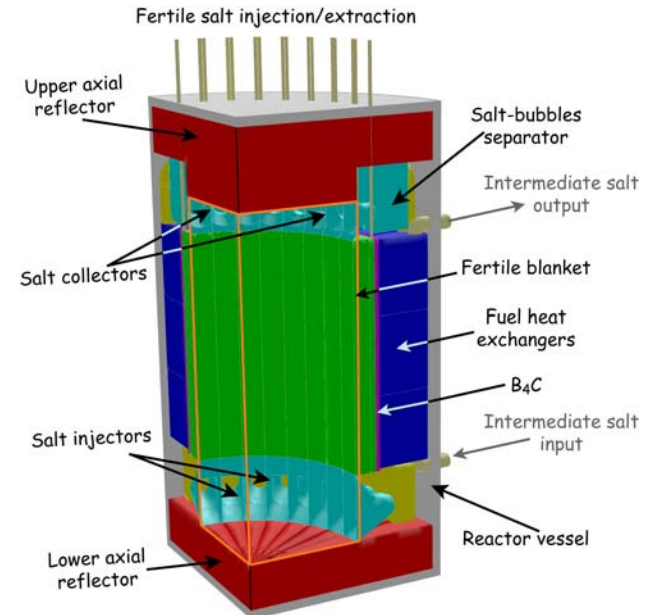
Inventaire initial d' $^{233}\text{U}$  par  $\text{GW}_{\text{él}}$  : 3030 kg

Production d' $^{233}\text{U}$  : 95 kg/an

Temps de doublement : 56 ans

Coefficient de température: de -5.3 à -4.8 pcm/K

Retraitement du coeur : 40 l / jour



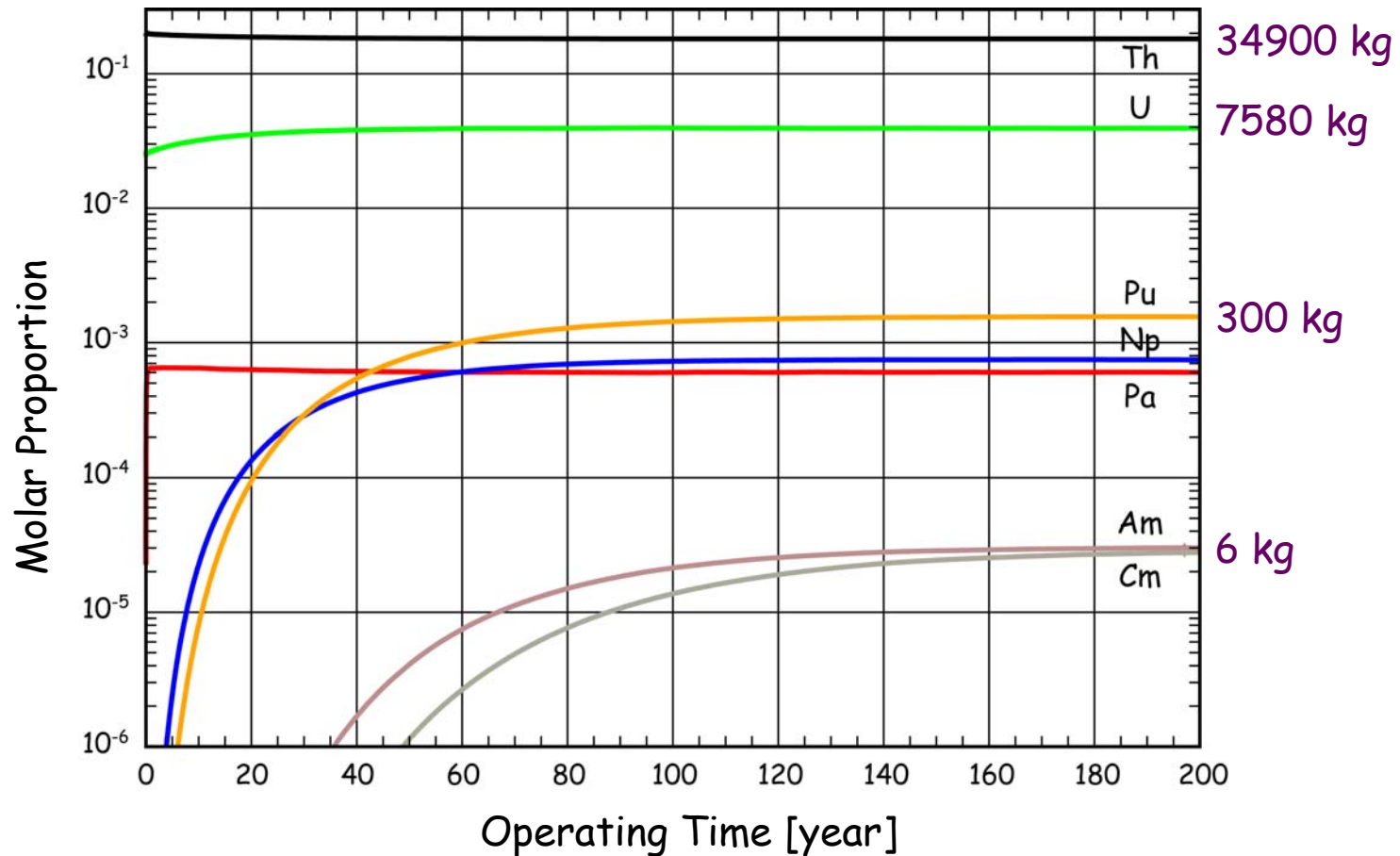


# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

Configuration typique : 18 m<sup>3</sup> de sel combustible

Initialement : <sup>233</sup>U (3 tonnes / GWe) et <sup>232</sup>Th (35 tonnes)

Réacteur sur-générateur (consomme 1t de Th / GWe par an), excellent niveau de sûreté déterministe



# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

## Disponibilité de la matière fissile initiale

Pour tout réacteur nucléaire : besoin de matière fissile pour fonctionner  
Dans la nature,  $^{235}\text{U}$  (0,72% de l' $^{\text{nat}}\text{U}$ ) seul disponible

Cas d'un réacteur régénérateur (MSFR, RNR-Na) : nécessité de charge fissile une seule fois pour le démarrage

**Nécessité de produire du  $^{239}\text{Pu}$  ou de  $^{233}\text{U}$**  pour démarrer de nouvelles filières régénératrices en cycle U/Pu ou Th/ $^{233}\text{U}$ , ceci à partir de l' $^{235}\text{U}$  disponible

Pour démarrer une filière Th- $^{233}\text{U}$ , plusieurs solutions envisageables :

- Démarrer directement à l' $^{235}\text{U}$  (Uranium enrichi de 5 à 30%)
- Démarrer avec le Plutonium des REP actuels, ou mieux avec l'ensemble de leurs transuraniens (TRU)
- Produire de l' $^{233}\text{U}$  dans les REP actuels pour démarrer directement à l' $^{233}\text{U}$
- Possibilité de choisir un mix de ces solutions

Simulations d'un réacteur MSFR identique à celui présenté précédemment mais contenant initialement Th+Pu+AM puis alimenté au Th  
⇒ composition identique à l'équilibre, caractéristiques proches

# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

Sel combustible initial : 77.5% LiF - 6.8%-6.3% (TRU)F<sub>3</sub> - ThF<sub>4</sub>

Température en coeur : 700 - 800 °C

Puissance : 3 GW<sub>th</sub> (~1.5 GW<sub>el</sub>)

Puissance spécifique : 330 W/cm<sup>3</sup>

Volume de sel combustible : 18 m<sup>3</sup>

1/2 en zone active (coeur + plenums)

1/2 dans le circuit extérieur (échangeurs de chaleur, tuyaux, pompes)

Diamètre coeur = Hauteur coeur + plenums = 2.26 m

Épaisseur de la couverture fertile : 50 cm

Volume de sel fertile : 7.7 m<sup>3</sup>

Sel fertile initial : 77.5%LiF - 22.5%ThF<sub>4</sub>

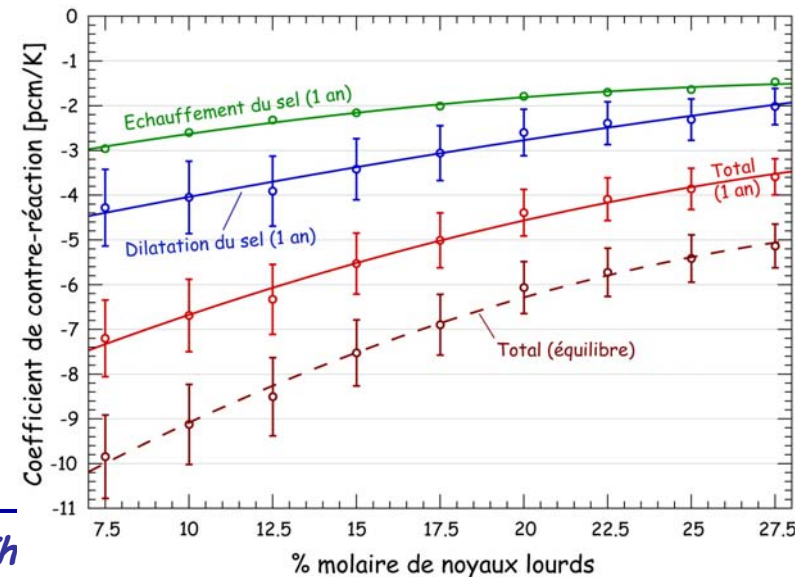
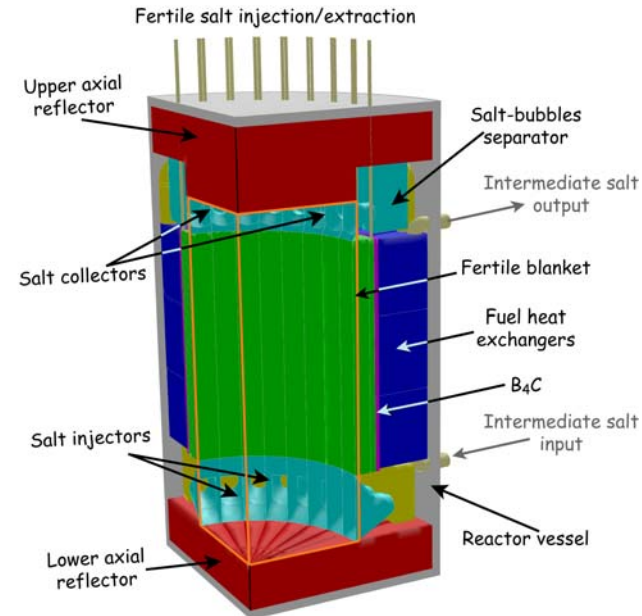
Inventaire initial de Pu par GW<sub>el</sub> : 11 tonnes

Production d'<sup>233</sup>U : 120 kg/an

Temps de doublement : 31 ans

Coefficient de température: -5 pcm/K

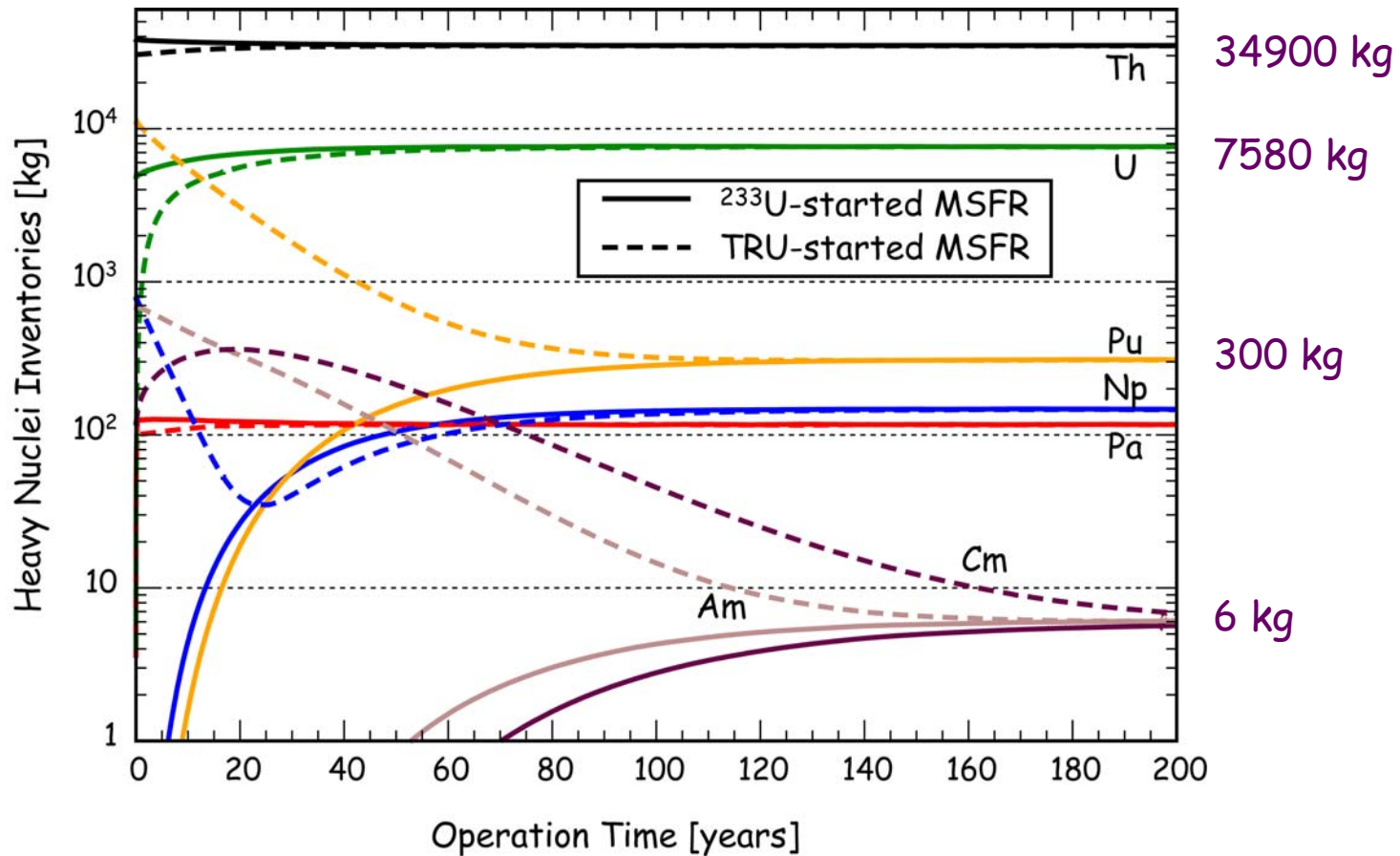
Retraitement du coeur : 40 l / jour



# Le concept de Molten Salt Fast Reactor

Disponibilité de la matière fissile initiale : démarrage Pu+AM

Configuration avec 22.5 % molaire de noyaux lourds dans le sel  
Contient initialement du Pu +AM (11 tonnes de Pu / GWe) et du  $^{232}\text{Th}$  (37 tonnes)  
Réacteur surgénérateur (consomme 1 tonne de Th/an)



# SOMMAIRE

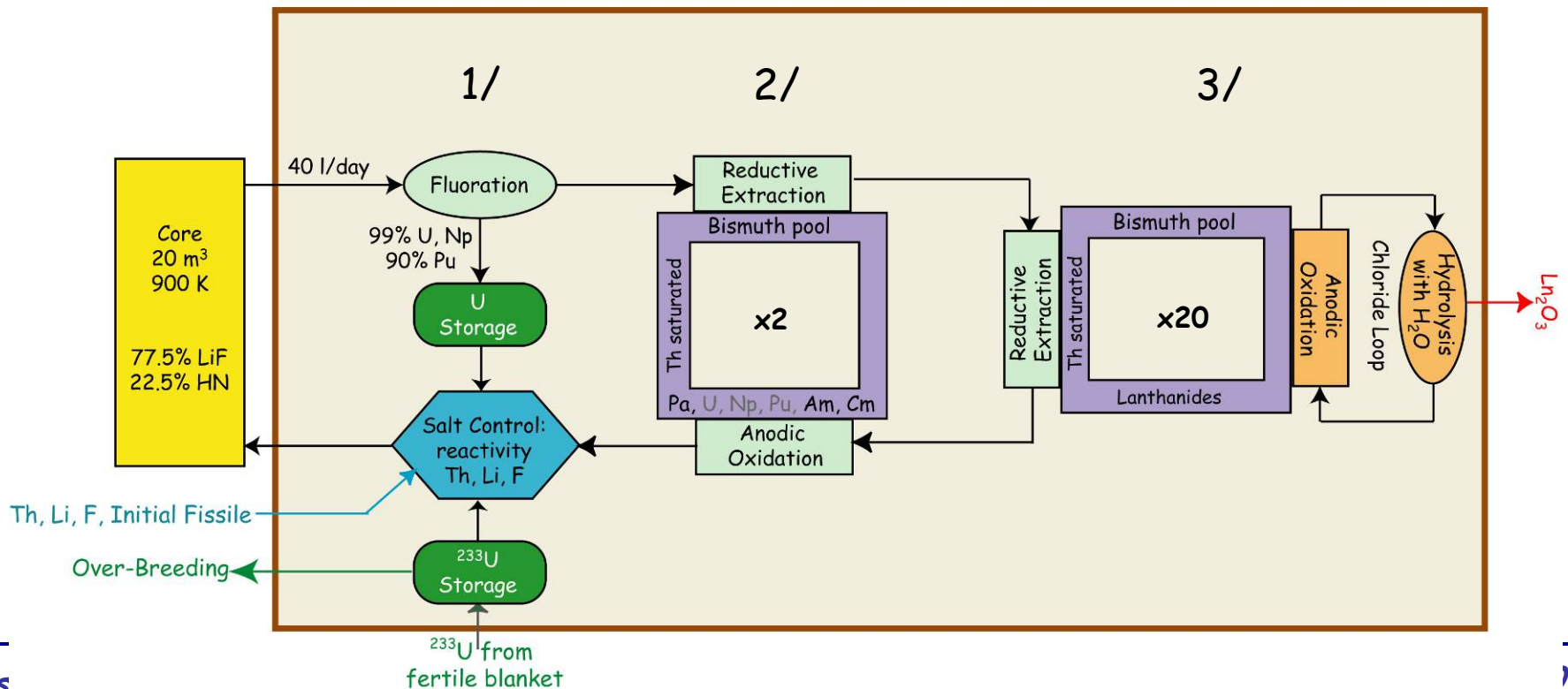
- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

# Le concept de MSFR

## Unité de retraitement (batch)

### Unité de retraitement on-site :

- 1/ Contrôle du sel + Fluoration pour extraire U, Np, Pu + qqes FPs - Efficacité attendue de 99% pour U/Np et 90% pour Pu
- 2/ Extraction réductive pour enlever les actinides (sauf Th) du sel - Actinides mineurs réinjectés par oxydation anodique dans le sel à l'entrée du cœur
- 3/ Seconde extraction réductive pour enlever tous les éléments autres que le solvant - lanthanides transférés vers un sel chlorure avant d'être précipités



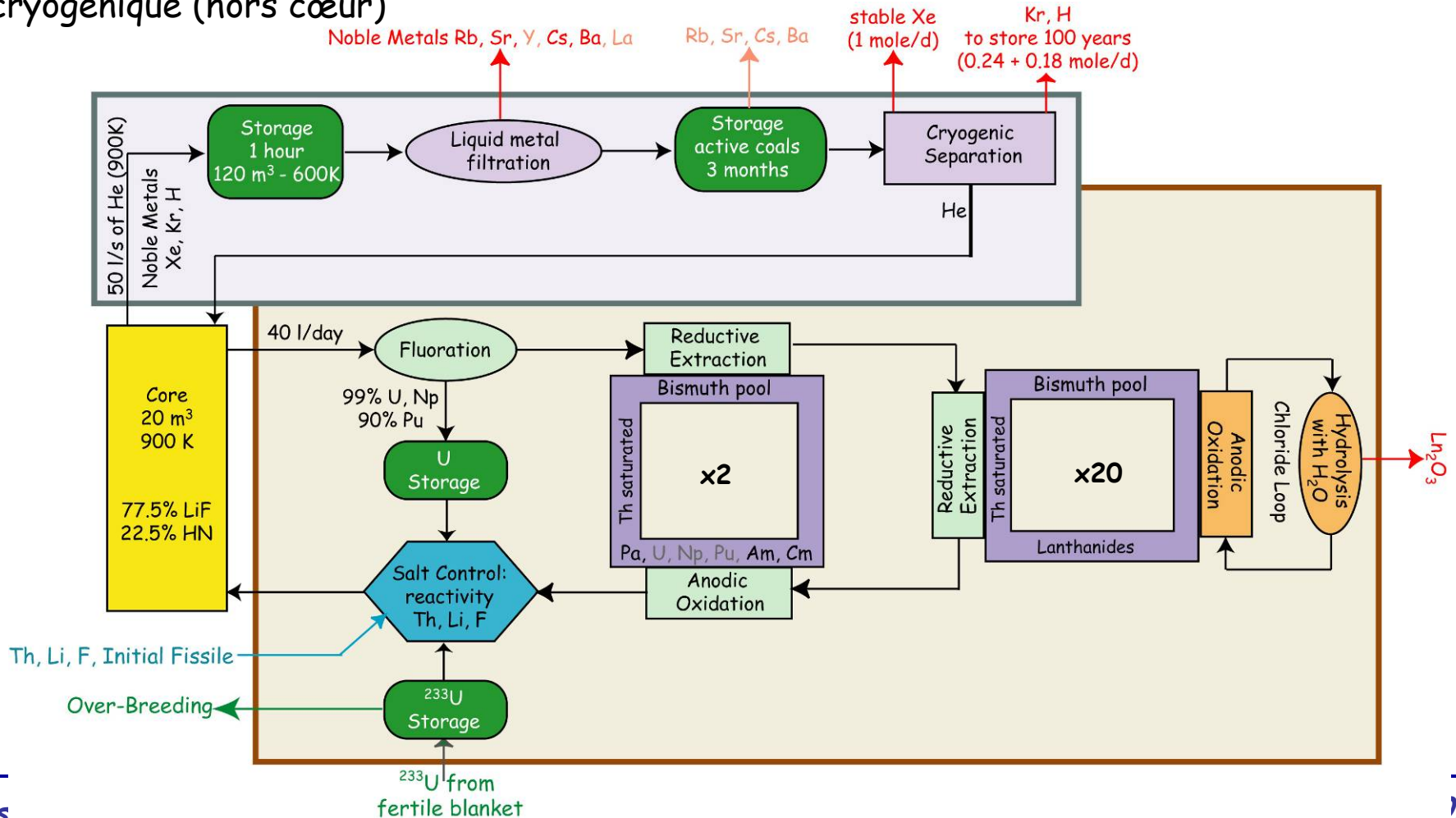


# Le concept de MSFR

## Unité de retraitement (cœur)

### Bullage d'Hélium dans la boucle de sel primaire

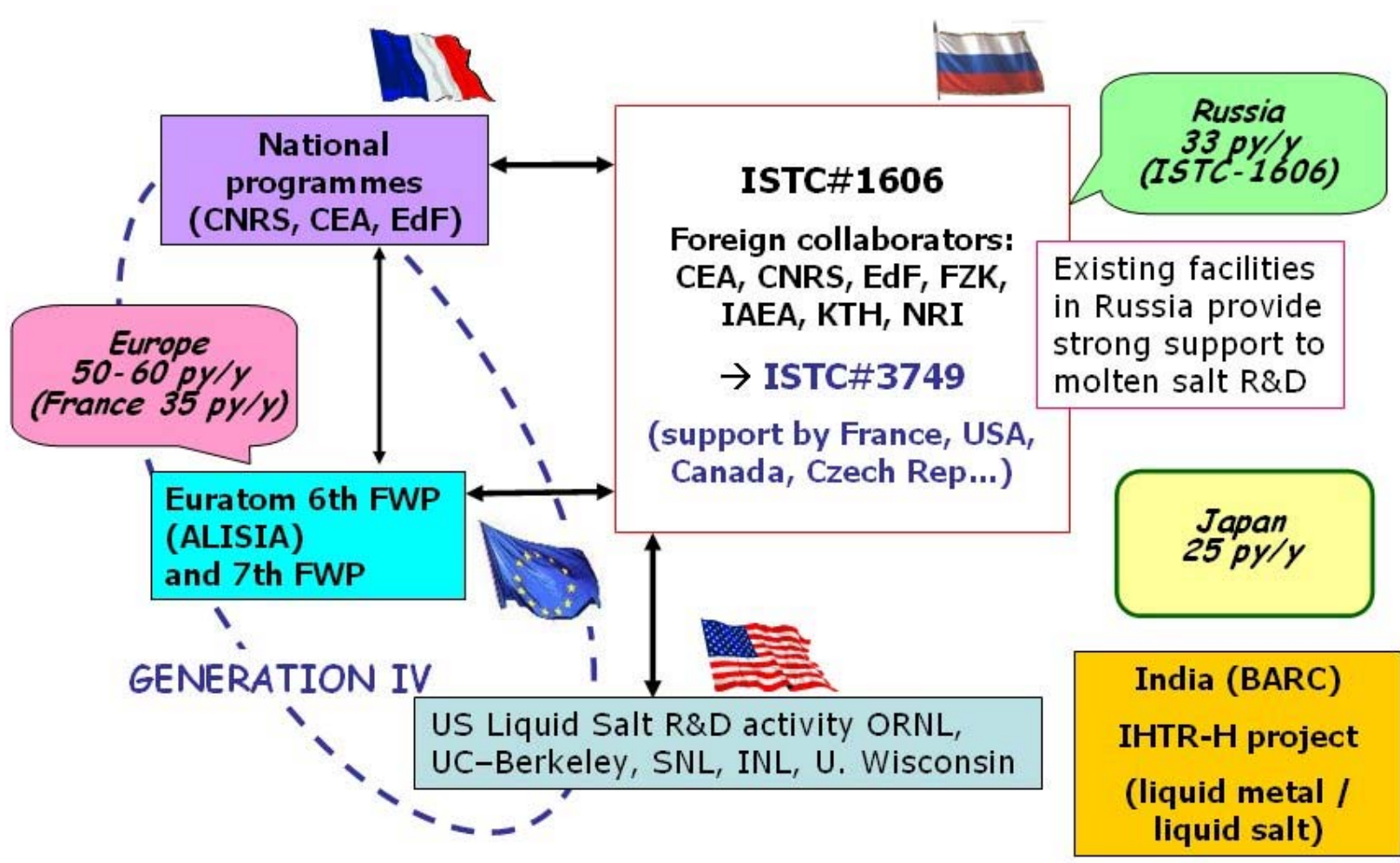
Pour enlever tous les PF insolubles (surtout métaux nobles) et les gaz rares : bulles d'He injectées volontairement dans le sel combustible ascendant (en bas du cœur) → Séparation sel / bulles d'He en haut du cœur → Traitement des PF sur métal liquide puis séparation cryogénique (hors cœur)



# SOMMAIRE

- Contexte du forum *Génération 4*
- Historique des études RSF
- Le concept de MSFR : point de vue neutronique
- Le concept de MSFR : unité de retraitement chimique
- Perspectives et Contextes national et international :  
PCR-ANSF et EVOL

# Perspectives : MSFR et nucléaire du futur



➔ **Réseaux Sels Fondus :** - Euratom, GENIV, IAEA  
 - PACEN (PCR RSF, GEDEPEON)

# Perspectives : recherches autour du MSFR

## Définition d'un design de référence de MSFR

Programme à court terme du CNRS : **PACEN**   
valider la configuration de référence + préparer un démonstrateur

- Réalisation d'un dessin complet du réacteur
- Couplage neutronique / thermohydraulique - Etudes de transitoires
- Validation des différents procédés proposés pour le retraitement en collaboration avec le CEA
- Mise en place d'une boucle de bullage en convection forcée **Institut Carnot EF**
- Mesures expérimentales de propriétés physico-chimiques des sels et de coefficients de partage pour les lanthanides
- Mesures expérimentales de données nucléaires du cycle Th et évaluation des données avec leurs incertitudes en collaboration avec le CENBG et le CEA
- Études sur les matériaux comprenant des mesures de corrosion en collaboration avec le CEA
- Utilisation de tous ces résultats dans des simulations neutroniques complètes incluant la chimie des sels
- Études de scénarios nationaux et internationaux de déploiement de la filière Thorium avec des MSFR incluant la disponibilité de la matière fissile

Programme Concerté de Recherche du CNRS

IN2P3

Département de chimie  
Sciences de l'ingénieur

Budget en 2008 de 234 k€

réparti sur 5 thèmes de recherche

## Technologies des sels fondus

- Pyrochimie par brassage électromagnétique
- Etude du bullage de gaz dans les sels fondus
- Boucle de sels fondus en circulation forcée
- Préparation de sels et fluoration

## Chimie des sels fondus

- Extraction électrolytique des lanthanides en milieu  $\text{ThF}_4$
- Comportement des lanthanides (Nd, Gd, Sm, Eu, I)
- Etude thermodynamique par Spectrométrie de Masse des Sels Fondus du Cycle Th/U

## Simulations neutronique et thermo-hydraulique

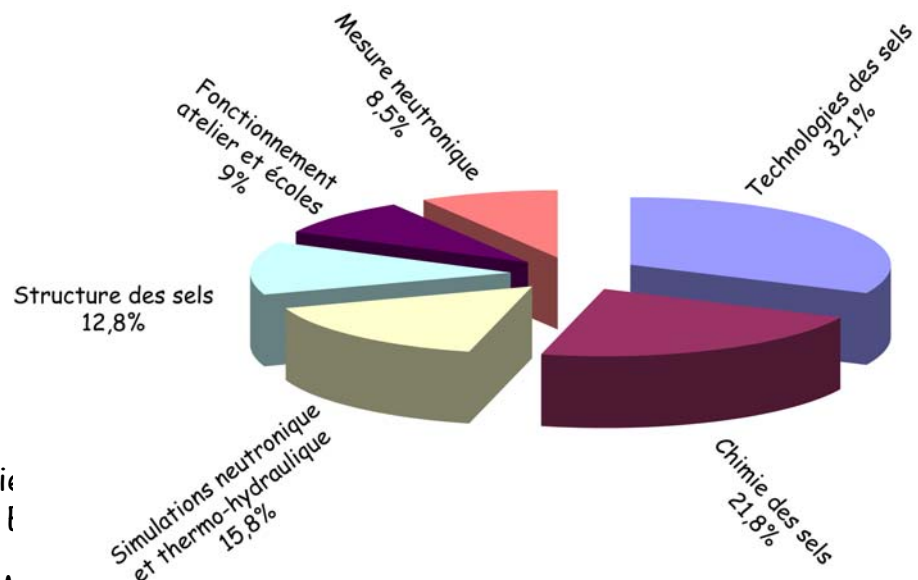
- Simulations neutroniques concernant le MSFR
- Simulations de la thermo-hydraulique du MSFR (collaboration avec INOPRO)

## Structure des sels fondus

- Structure des sels fondus fluorés pour les RSF: approche par RMN et EXAFS à haute température du système  $\text{LiF-CaF}_2\text{-ZrF}_4\text{-ThF}_4$
- Simulation ab-initio et par dynamique moléculaire de sels fondus fluorés

## Mesures de données neutroniques

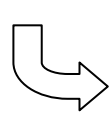
- Mesure simultanée des sections efficaces de capture et de fission de  $^{233}\text{U}$  dans le domaine des résonances



European 'EVOL' (Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor systems) Project (7<sup>th</sup> PCRD) - *EURATOM/ROSATOM cooperation*

**EVOL objective:** to propose a design of MSFR by 2013 given the best system configuration issued from physical, chemical and material studies

- Recommendations for the design of the core and fuel heat exchangers
- Definition of a safety approach dedicated to liquid-fuelled reactors - Transposition of the defence in depth principle - Development of dedicated tools for transient simulations of molten salt reactors
- Determination of the salt composition
- Evaluation of the reprocessing efficiency (based on experimental data) - FFFER project
- Recommendations for the composition of structural materials around the core

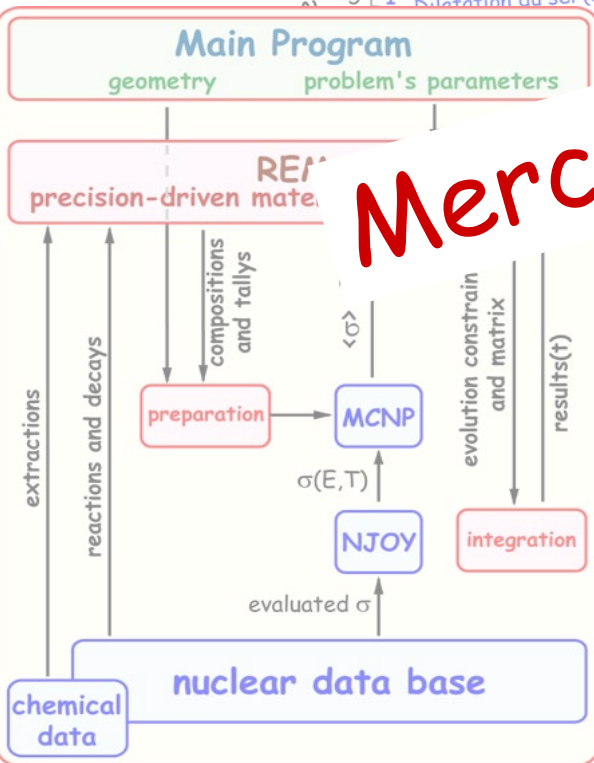
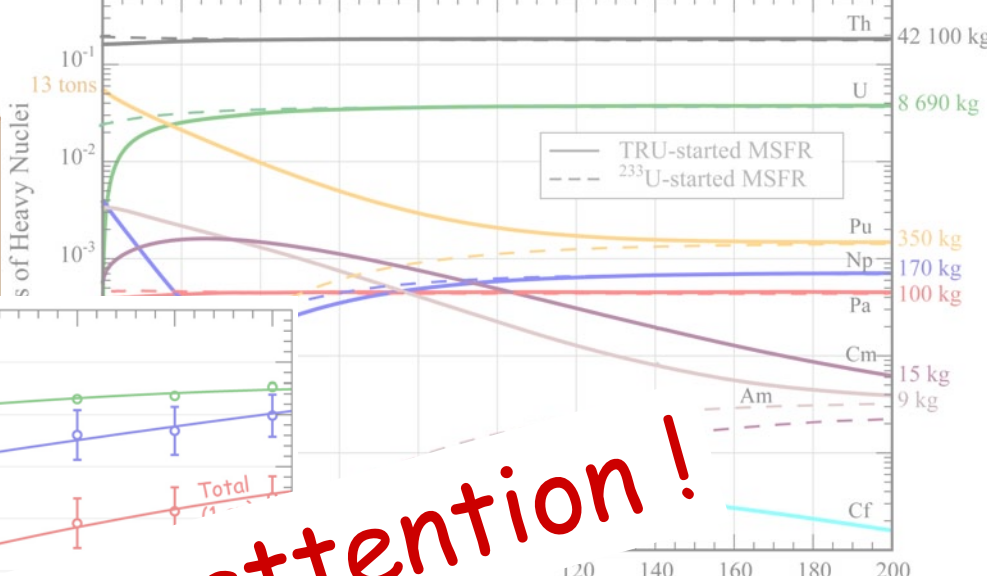
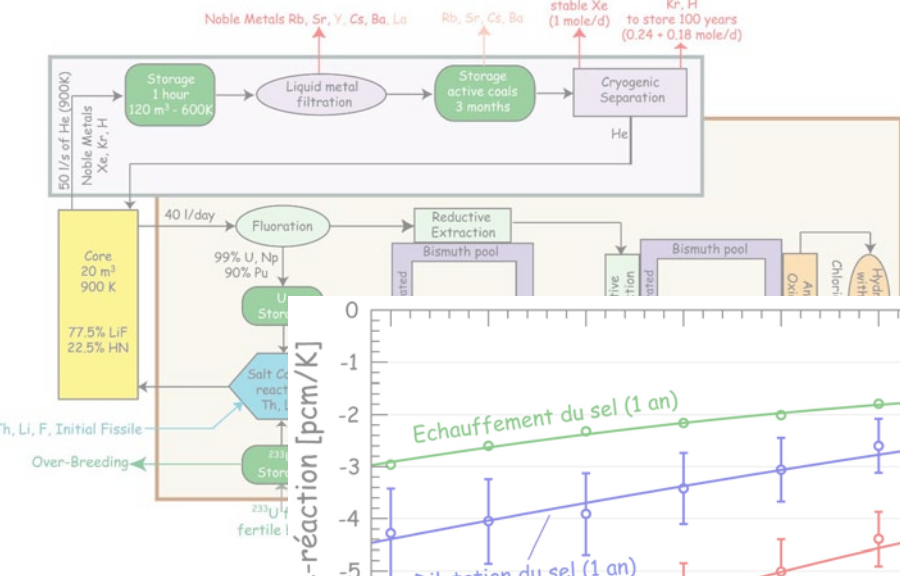


WP2: Design and Safety  
WP3: Fuel Salt Chemistry and Reprocessing  
WP4: Structural Materials

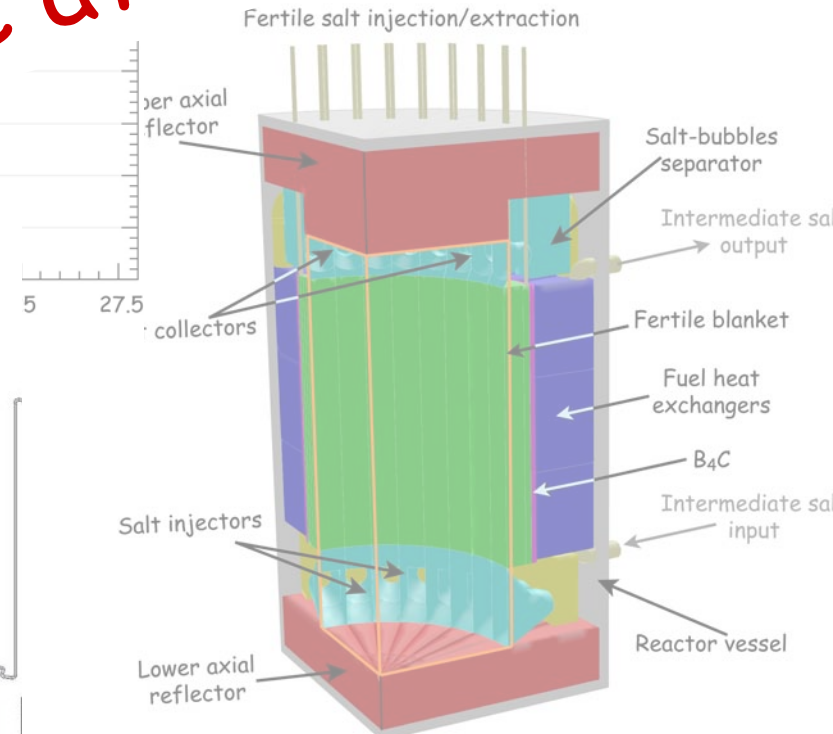
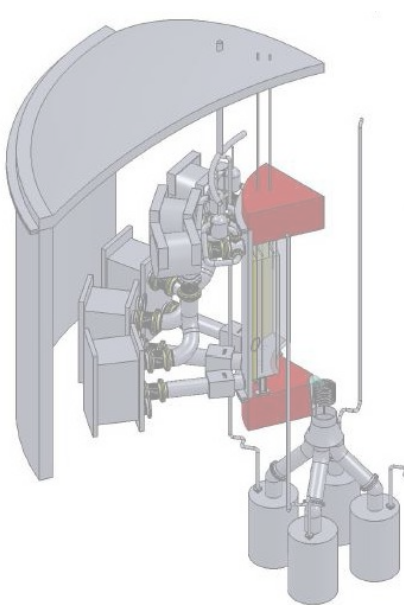
**European participants to EVOL:** France (CNRS: Coordinator, Aubert&Duval, INOPRO, Grenoble INP), EU (JRC - Institute for TransU Elements), Netherlands (Delft University of Technology), Germany (KIT-G, FZD), Italy (Politecnico di Torino), United Kingdom (Oxford University), Czech Republic (Energovyzkum Ltd), Hungary (Budapest University of Technology)

**ROSATOM participants to the MARS (Minor Actinides Recycling in Molten Salt) project:** RIAR (Dimitrovgrad), KI (Moscow), VNIITF (Snezinsk), IHTE (Ekateriburg), VNIKHT (Moscow) et MUCATEX (Moscow)





Merci de votre attention !






# EVOL project

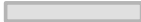
## WP1: Design and Safety

WP1 - GANTT CHART - 3 YEARS

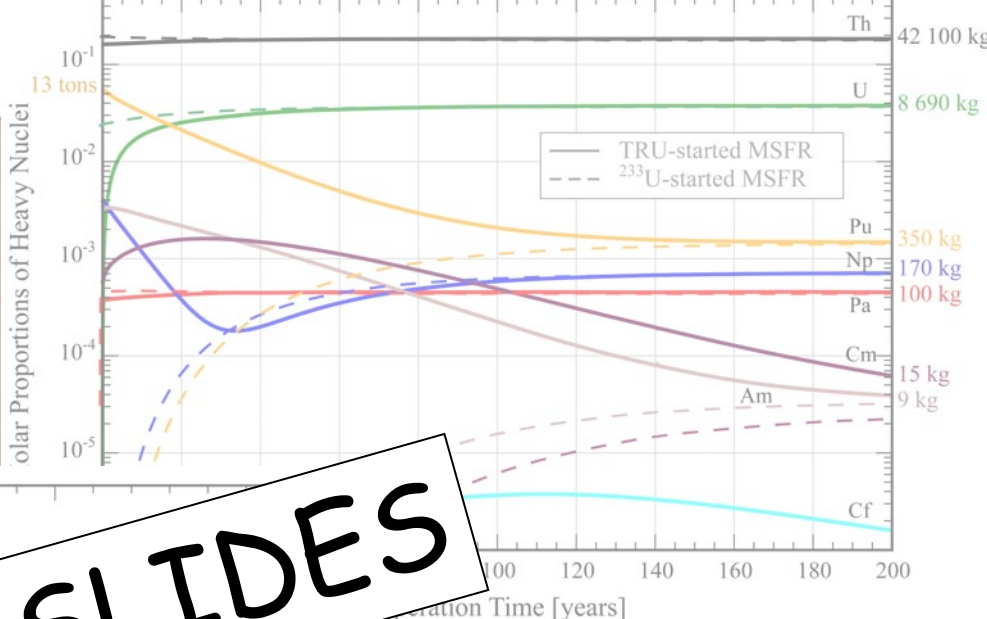
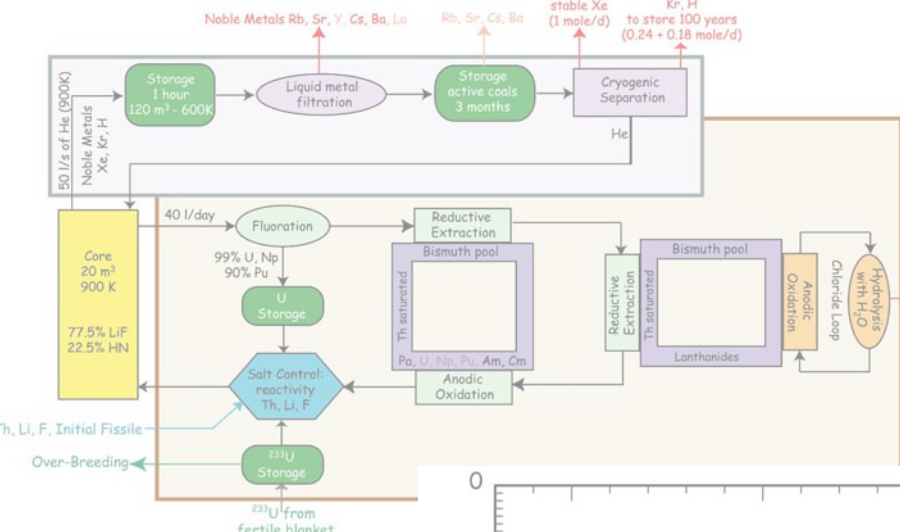
Elementary Tasks	2010				2011				2012			
	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
Thermal-hydraulic calculations				M1								
Thermal-hydraulic/neutronic coupling										M2		
Sensitivity studies in optimized designs												
Establishement of a safety approach						M3						
Safety analysis												
Calculation of irradiation damages of structural materials (coupled with thermal-hydraulic)												
Energy conversion system and heat exchanges												
Analysis of technological components from EURATOM and ROSATOM studies												
Recommendations for a demonstrator design												M4

**KEY**

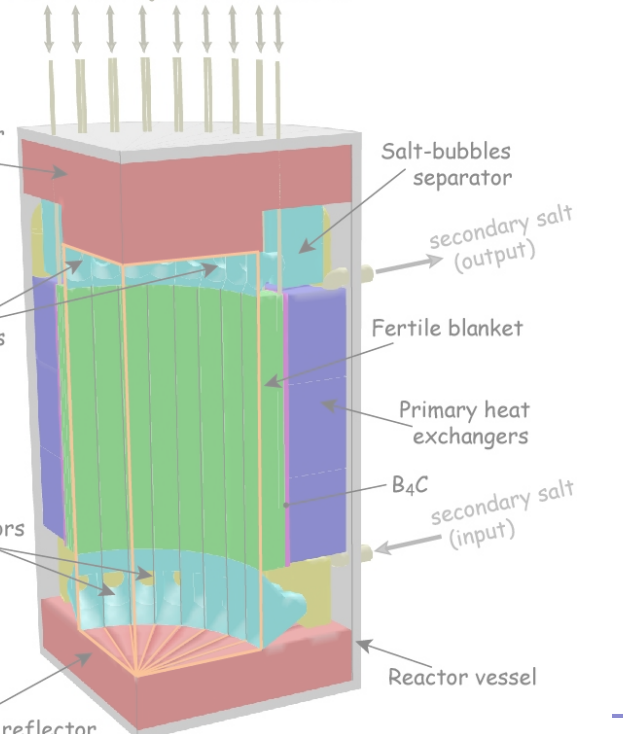
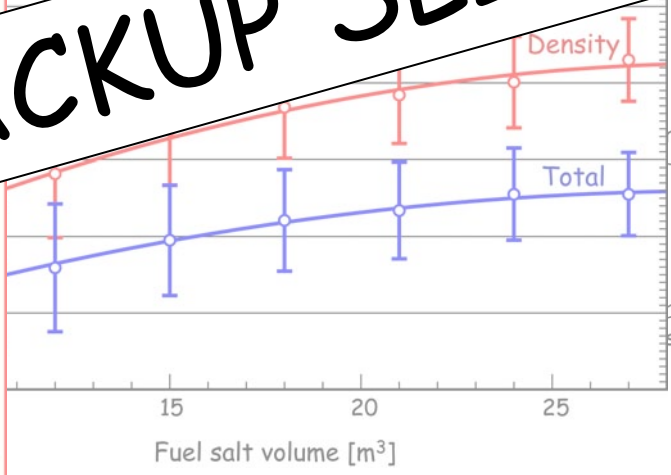
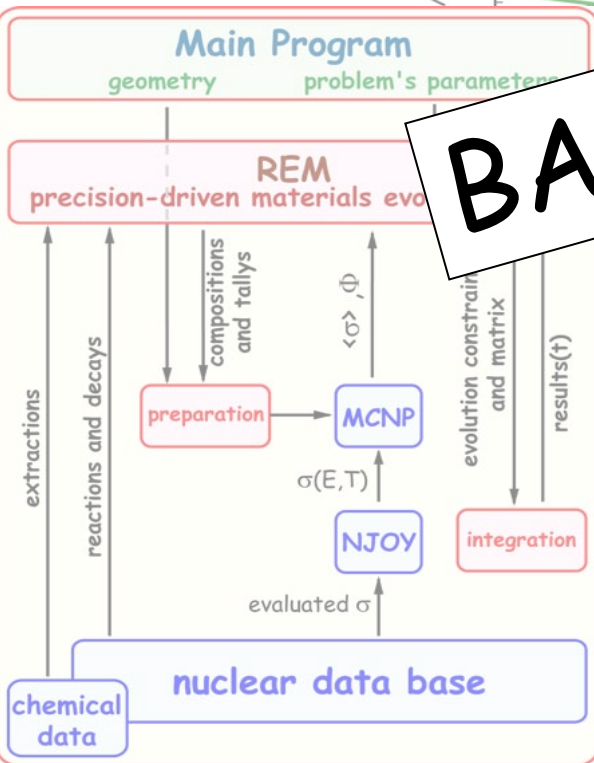
 Milestone marker

 Gantt bar

Key Dates	
M1	design parameters for most stable salt flux
M2	optimization of design for good thermal homogeneity
M3	Safety analysis for liquid fuel systems
M4	Recommendations for a demonstrator design



**BACKUP SLIDES**





# EVOL project

## WP2: Fuel salt chemistry and reprocessing

WP2 - GANTT CHART - 3 YEARS

Tasks	2010				2011				2012			
	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
Establishment and validation of a model for dynamical molecular simulations												
Determination of physico-chemical properties of the fuel salt												
Activity coefficients of elements in fuel salt calculations												
Solubility of PuF3 (calculated and measured)				M5			M6					
Solubility of lanthanides and actinides (calculation and/or measurements)												
FFFER loop construction												M7
Code development for reprocessing scheme												
Determination of missing constants for the elements (Acs and FPs)												
Optimisation of the reprocessing scheme and experimental parameters												M8
Fuel salt redox control												

KEY	
	Milestone marker
	Gantt bar

Key Dates	
M5	PuF3 synthesis
M6	Selection of the fuel salt composition
M7	Helium bubbling efficiency for removing noble metals
M8	Fuel processing scheme definition

# EVOL project

## WP3: Structural materials

WP3 - GANTT CHART - 3 YEARS

Tasks	2010				2011				2012				
	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
Production of Ni-W-Cr alloys													M9
Characterisation of Ni-W-Cr alloys													
Mechanical properties of Ni-W-Cr alloys													
Corrosion of Ni-W-Cr alloys in static conditions													
Corrosion of Ni-W-Cr alloys in dynamic conditions (Russian contribution)													M10

### KEY



Milestone marker



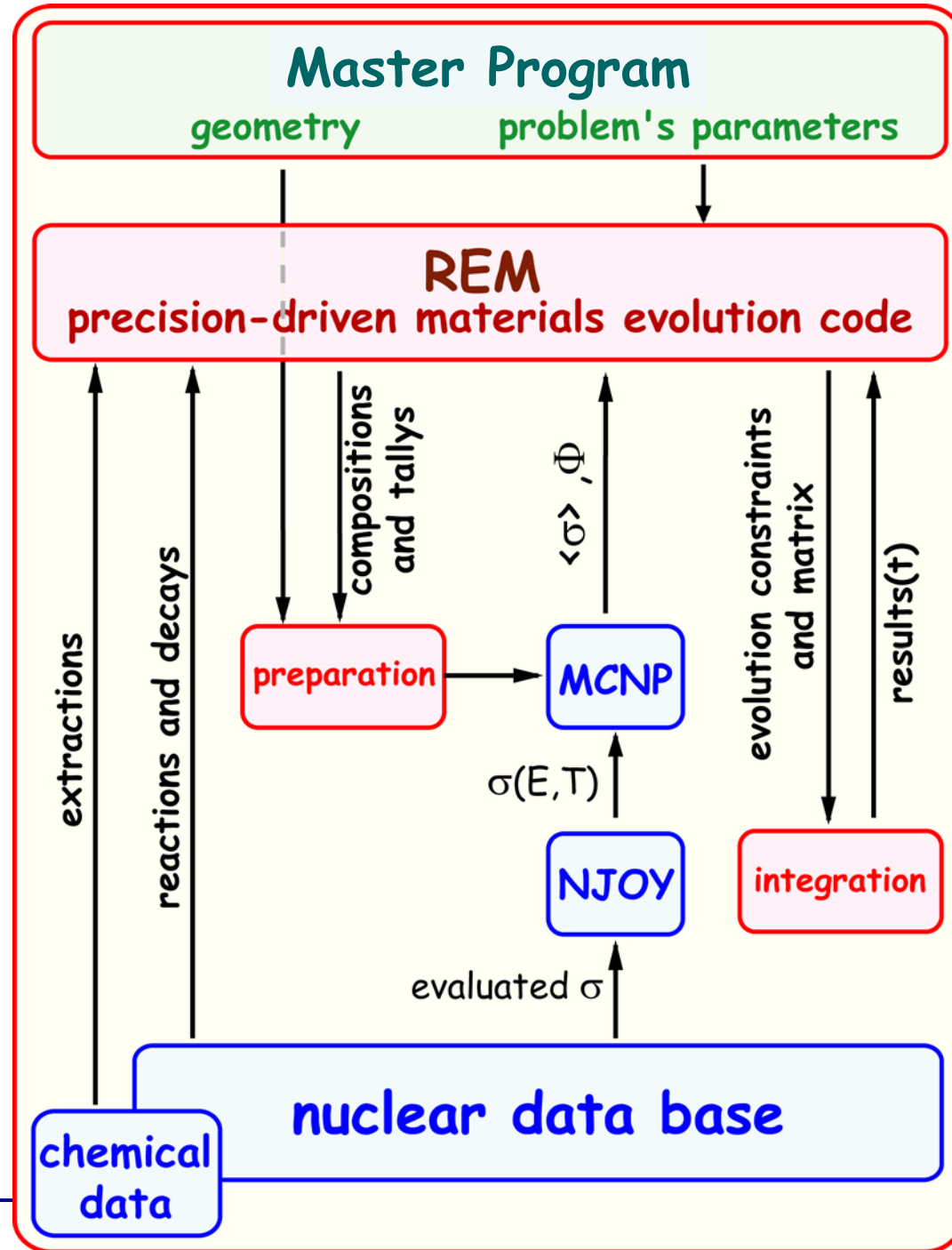
Gantt bar

### Key Dates

M9	Definition of the manufacturing route for Ni-W-Cr production
M10	Recommendation for MSFR primary circuit structural material

# Tools for the Simulation of Reactor Evolution: Details of the program

Coupling of the in-house code REM for materials evolution with the probabilistic code MCNP for neutronic calculations



# Tools for the Simulation of Reactor Evolution: Bateman Equation for nucleus i (in core)

For each isotope in the core:

$$\frac{\partial N_i}{\partial t} = \sum_j \left( \underbrace{\langle \sigma_j \phi(t) \rangle N_j(t) b_{j \rightarrow i}}_{\text{production by nuclear reaction}} + \underbrace{\lambda_j N_j(t) b'_{j \rightarrow i}}_{\text{production by radioactive decay}} \right) - \left( \underbrace{\langle \sigma_i \phi(t) \rangle N_i(t)}_{\text{disappearance by nuclear reaction}} + \underbrace{\lambda_i N_i(t)}_{\text{disappearance by radioactive decay}} \right)$$

sum over all nuclei j

production from nucleus j

disappearance

**Molten Salt Reactors:** addition of a feeding term, equal to the number of nuclei added per time unit for each element (flow)

**Reprocessing:** new terms  $-\lambda_i^{extr.} N_i$  with  $\lambda_i^{extr.} = \frac{1}{T_i^{reprocess.}}$   
Efficiency linked to the nucleus extraction probability



# Tools for the Simulation of Reactor Evolution: Bateman Equation for nucleus $i$ (in the whole system)

$$\frac{\partial N_i^B}{\partial t} = \sum_{j \neq i} \left\{ \left( \lambda_{j \rightarrow i} + X_j \langle \sigma_{j \rightarrow i} \phi \rangle \right) N_j^B \right\} + \sum_{C \neq B} \lambda_{Chem}^{C \rightarrow B} N_i^C - \lambda_i N_i^B - \langle \sigma_i \phi \rangle N_i^B - \sum_{C \neq B} \lambda_{Chem}^{B \rightarrow C} N_i^B$$

with  $'B'$  = location of nucleus  $i$  in the sub-system  $B$   
 $'B \rightarrow C'$  = transfer from sub-system  $B$  to sub-system  $C$



Calculation of the evolution of matter in each part of the system

⇒ Determination of isotopes concentrations, gamma or neutron flux or the residual heat (fundamental data for radioprotection) everywhere

Main issue in the reprocessing unit simulation = determination of the kinetic of each step of the process and consequently the transfer constants

Example: Reductive extraction performed via counterflow exchangers  $\lambda_{chem}^{B \rightarrow C}$

⇒ reaction limited by diffusion issues in the salt

⇒ chemical transfer constants of transition between salt and metal:

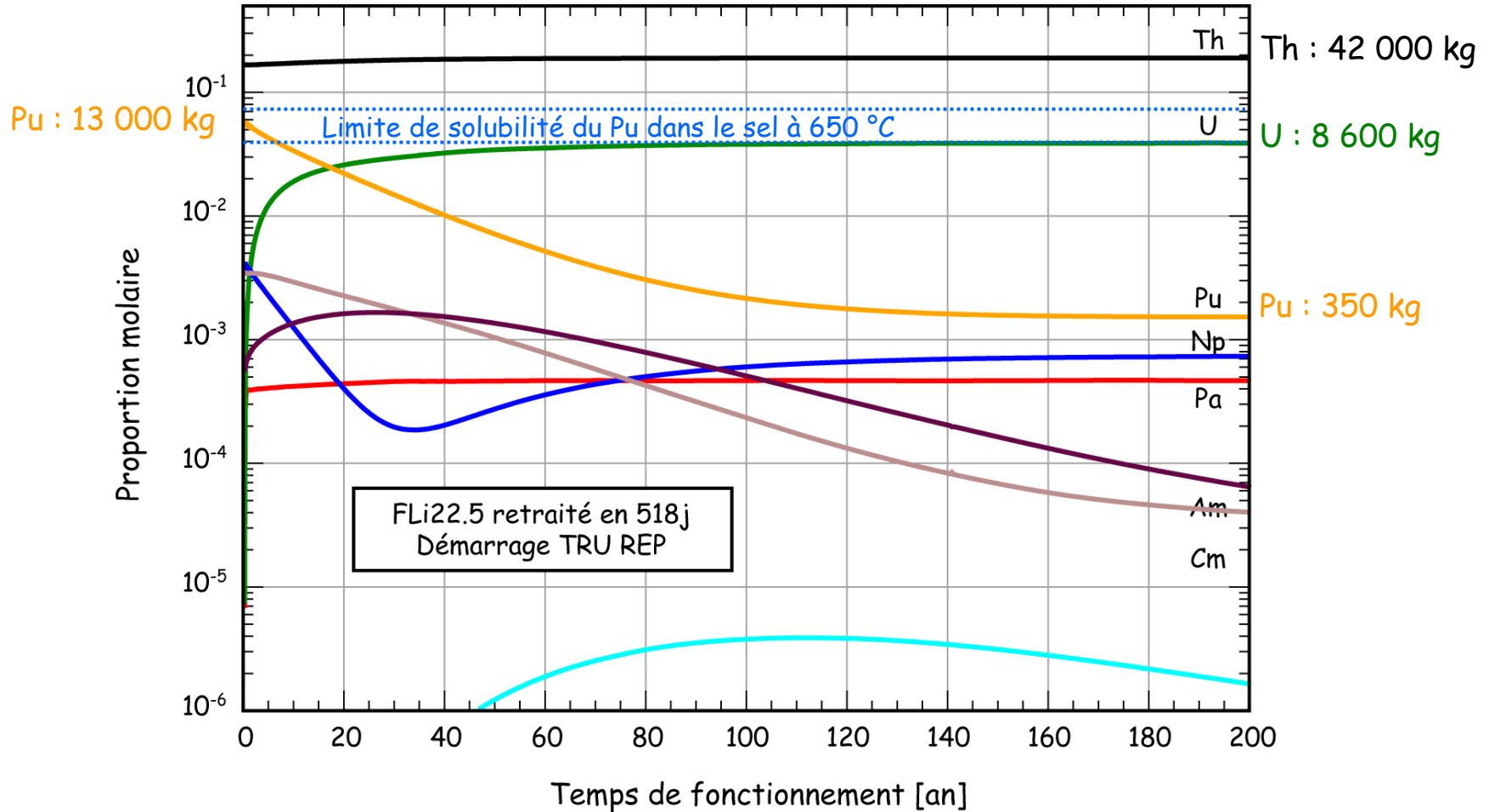
$$\lambda_{salt \rightarrow metal} = \frac{k}{V_{salt} / S} \quad \text{and} \quad \lambda_{metal \rightarrow salt} = \frac{k}{D.V_{metal} / S} \quad \text{with} \quad \begin{cases} S = \text{exchange surface} \\ V_{salt} = \text{salt volume} \\ V_{metal} = \text{metal volume} \end{cases}$$

⇒ 2 parameters to determine:  $k$  = transfer coefficient (around  $10^{-5}$  m/s)  
 $D$  = partition coefficient (depends on the element)

# Perspectives : MSFR et nucléaire du futur

## Questions en suspens

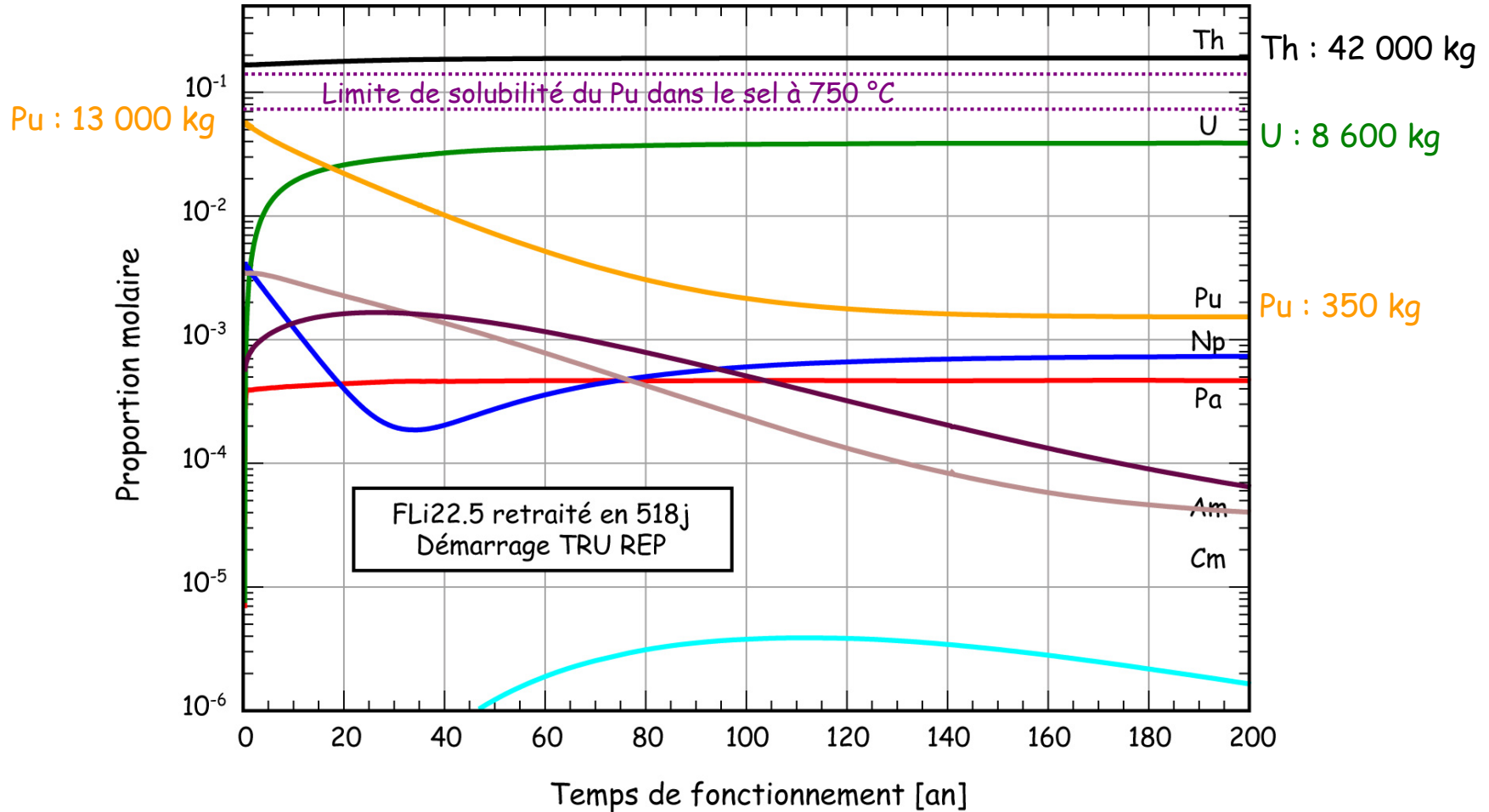
### Solubilité du Plutonium ?



# Perspectives : MSFR et nucléaire du futur

## Questions en suspens

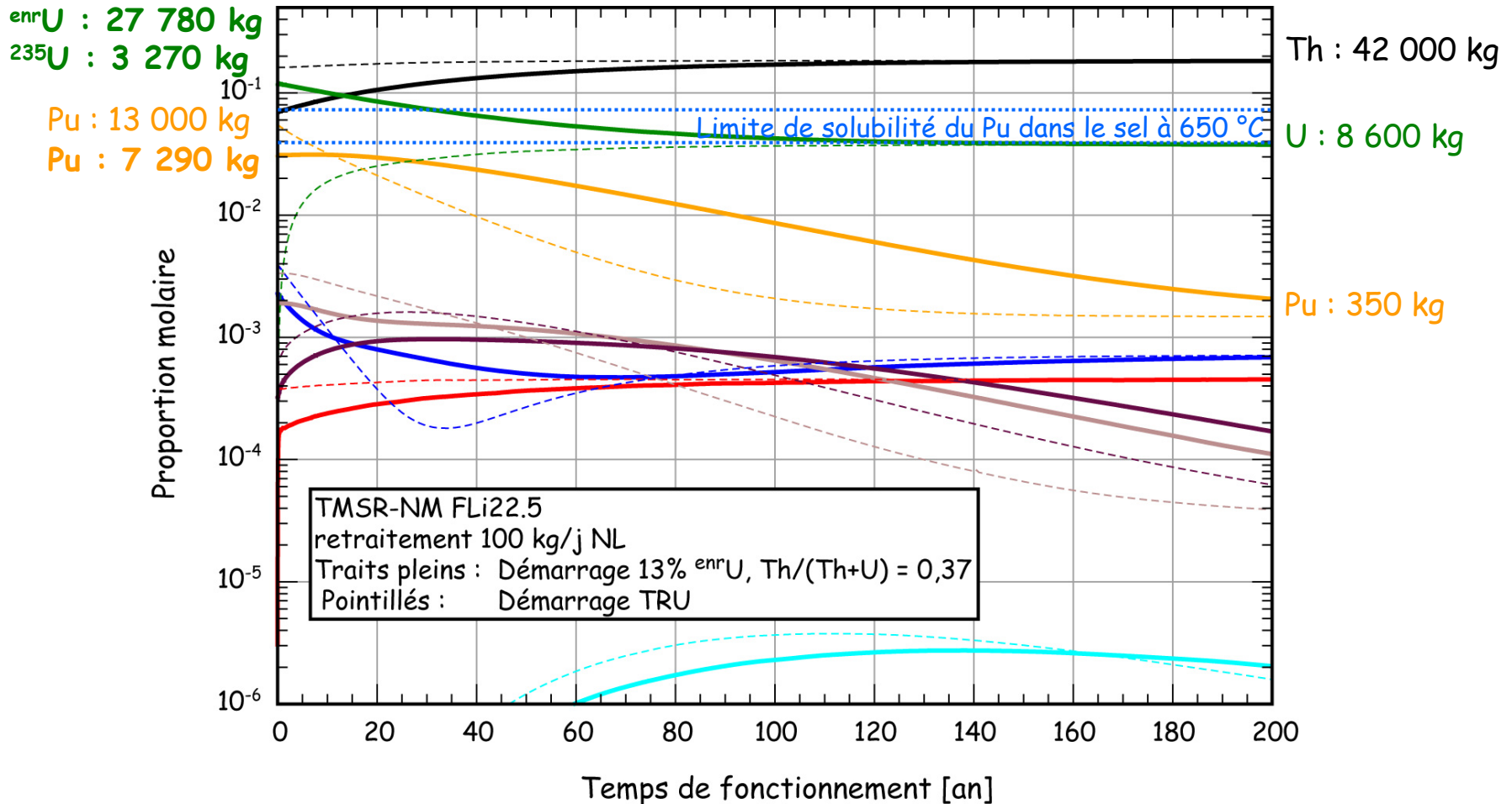
### Solubilité du Plutonium ?



# Perspectives : MSFR et nucléaire du futur

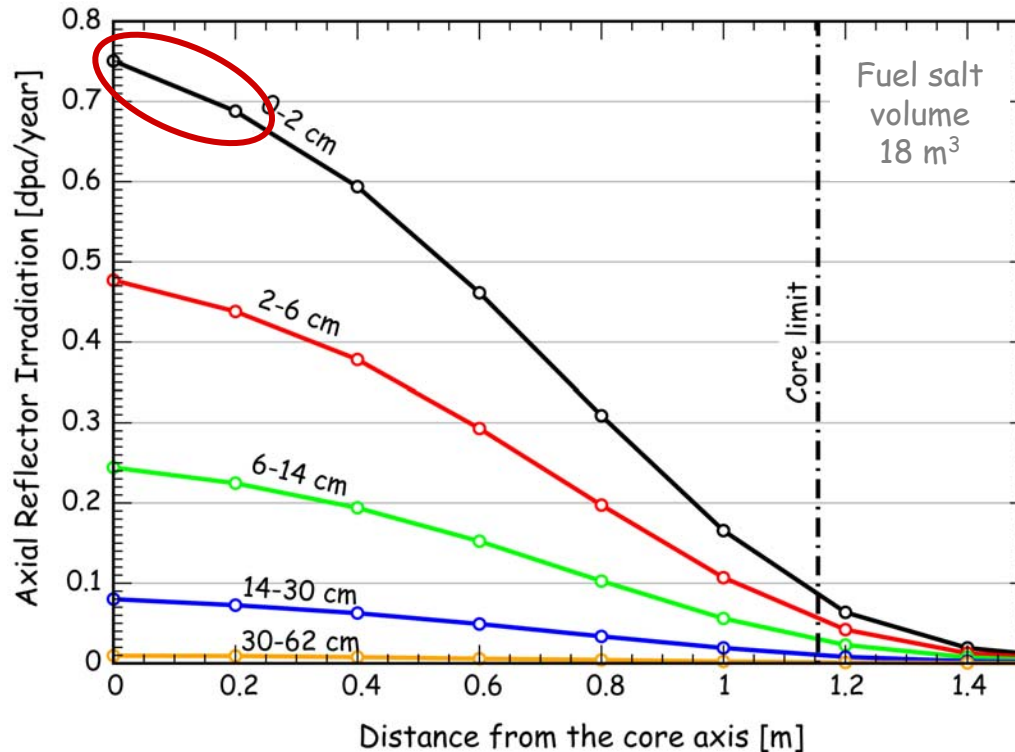
## Questions en suspens

### Solubilité du Plutonium ?



# Design Optimization / Irradiation Damages to Materials

Displacements per atom: represent the number of times one atom is displaced for a given neutron flux



Most irradiated area (central part of axial reflector - radius 20 cm/thickness 2 cm): 1.2 dpa/yr ( $12\text{m}^3$ ) to 0.5 dpa/yr ( $27\text{m}^3$ )  
 $\Rightarrow$  **Non restrictive criterion**

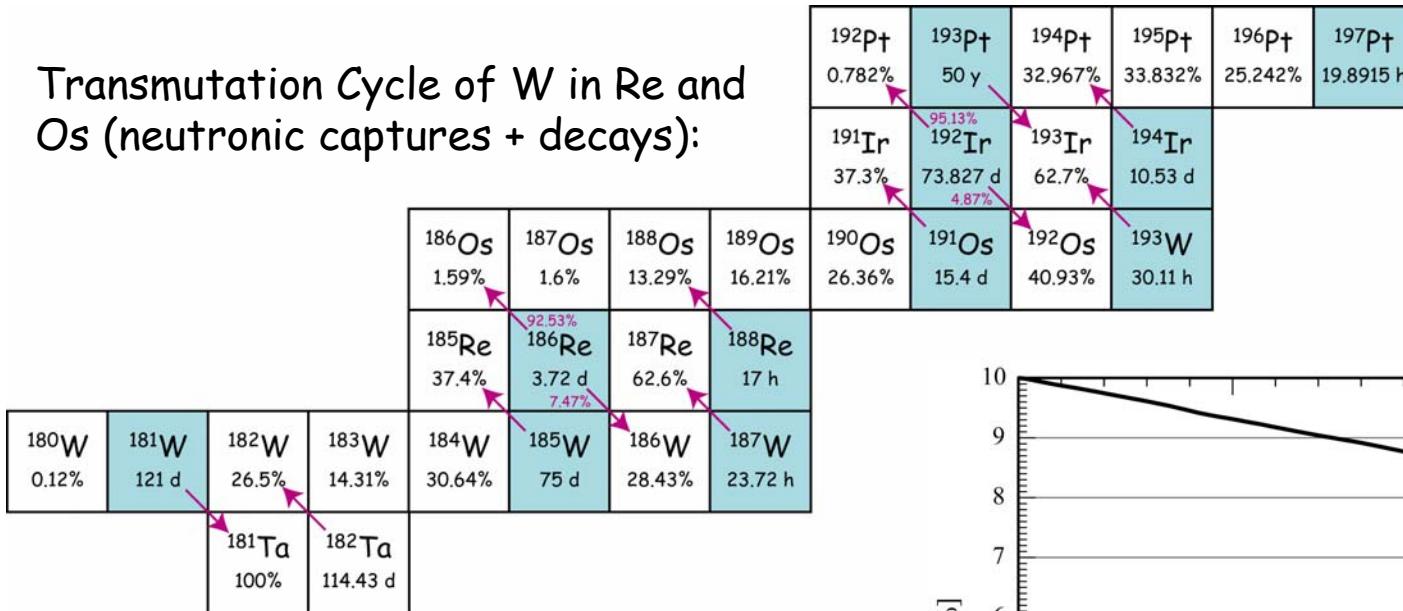
+ Effects due to fissions occurring near the material wall - damages on the first ten  $\mu\text{m}$

# Design Optimization / Irradiation Damages to Materials

## Transmutation of the Tungsten contained in the alloy into Rhenium and Osmium

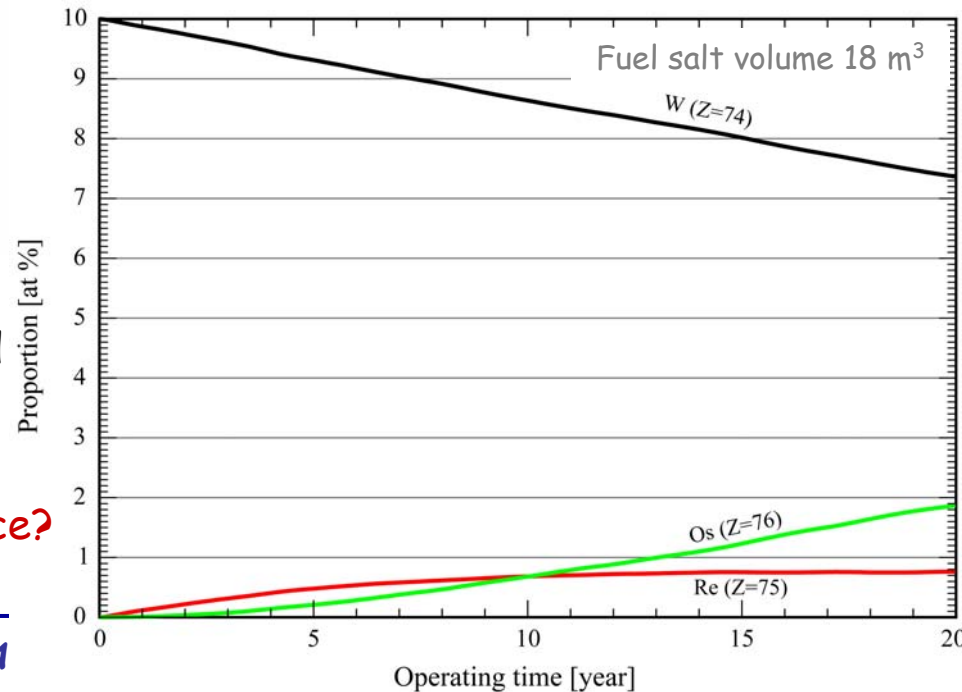
Ni	<b>W</b>	Cr	Mo	Fe	Ti	C	Mn	Si	Al	B	P	S
79.432	<b>9.976</b>	8.014	0.736	0.632	0.295	0.294	0.257	0.252	0.052	0.033	0.023	0.004

Transmutation Cycle of W in Re and Os (neutronic captures + decays):



W, Re and Os contents of the most irradiated area for a fuel salt volume of 18m<sup>3</sup>:

- Value of the acceptable limit?
- Impact on the structural materials resistance?

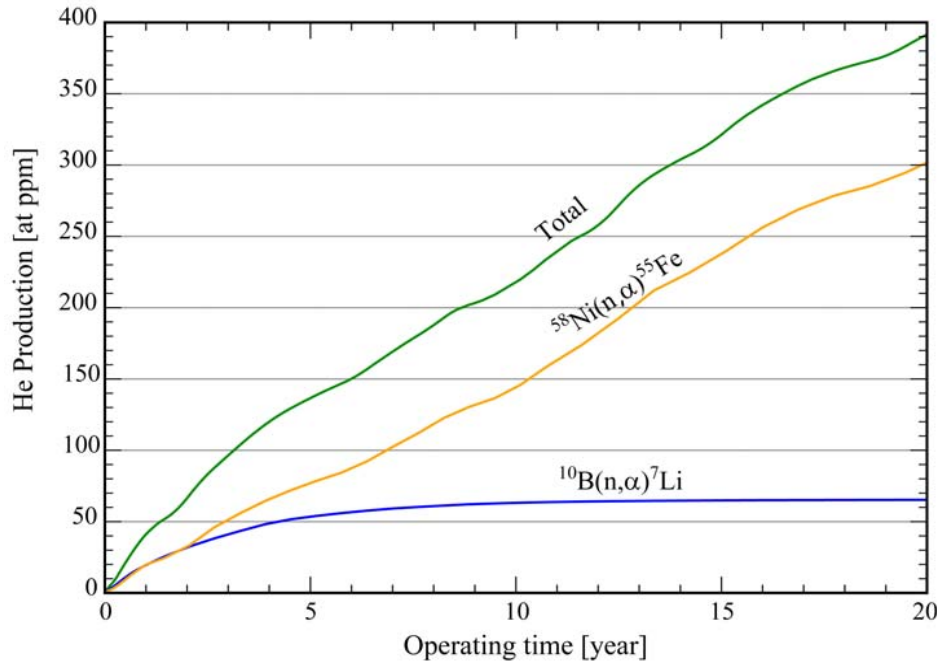




# Design Optimization / Irradiation Damages to Materials

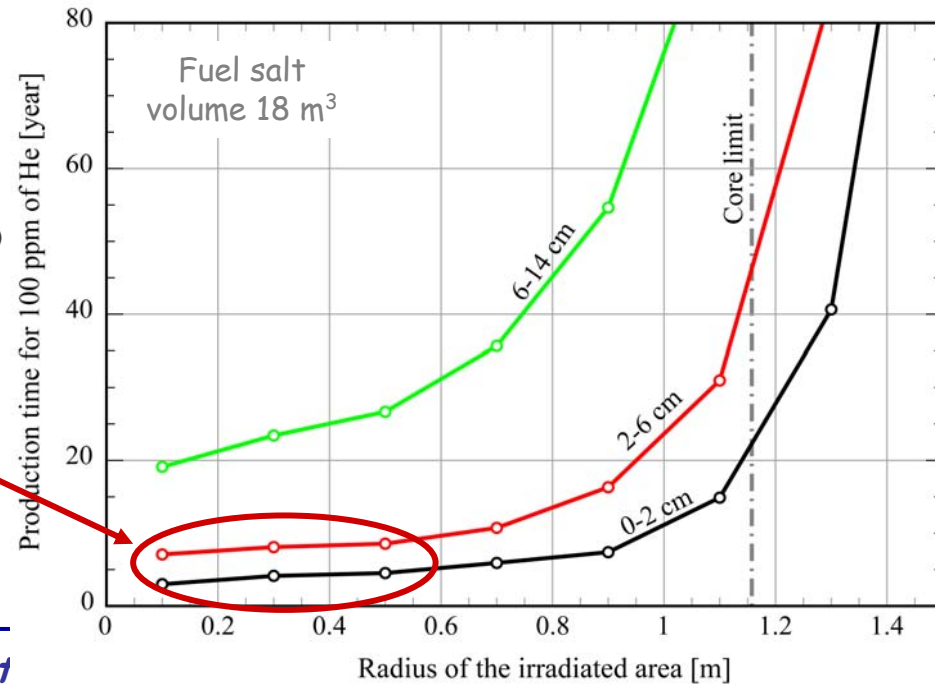
## Helium production in the structural materials

Ni	W	Cr	Mo	Fe	Ti	C	Mn	Si	Al	B	P	S
79.432	9.976	8.014	0.736	0.632	0.295	0.294	0.257	0.252	0.052	0.033	0.023	0.004



⇒ Regular replacements of these area to be planned (first 10cm only) or addition of another material to protect the surface of these reflectors?

Main contribution to Helium production in the most irradiated area (radius 20 cm / thickness 2 cm) for a fuel salt volume of 18 m<sup>3</sup> due to  $^{58}\text{Ni}$



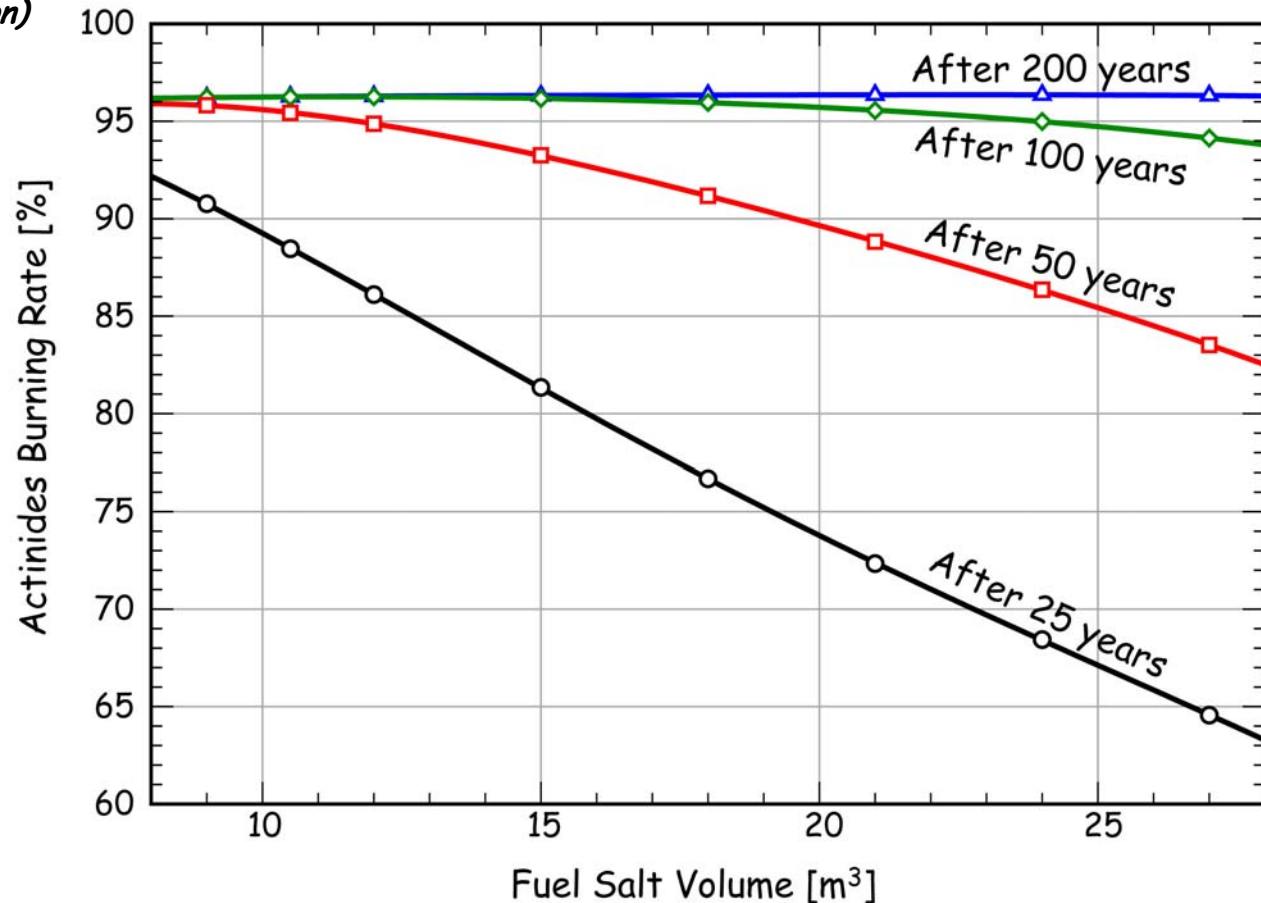
# Design Optimization / Neutronics

## Initial TRU composition:

UOX fuel after one use in PWR without multi-recycling (burnup of 60 GWd/ton)

Isotope	Proportion in the mix
Np 237	6.3 mole%
Pu 238	2.7 mole%
Pu 239	45.9 mole%
Pu 240	21.5 mole%
Pu 241	10.7 mole%
Pu 242	6.7 mole%
Am 241	3.4 mole%
Am 243	1.9 mole%
Cm 244	0.8 mole%
Cm 245	0.1 mole%

## Burning efficiency



⇒ **Small fuel salt volumes favoured:** > 90% of TRUs burned after only 25 years of operation, and ~ 96% after 50 years of operation

# MSFR: Design Optimization

## Summary of these optimization studies

### - Influence on the Structural Materials

Irradiation damages inversely proportional to fuel salt volume  
→ Large fuel salt volumes logically favored

### - Neutronic Studies:

- Deployment Capacities

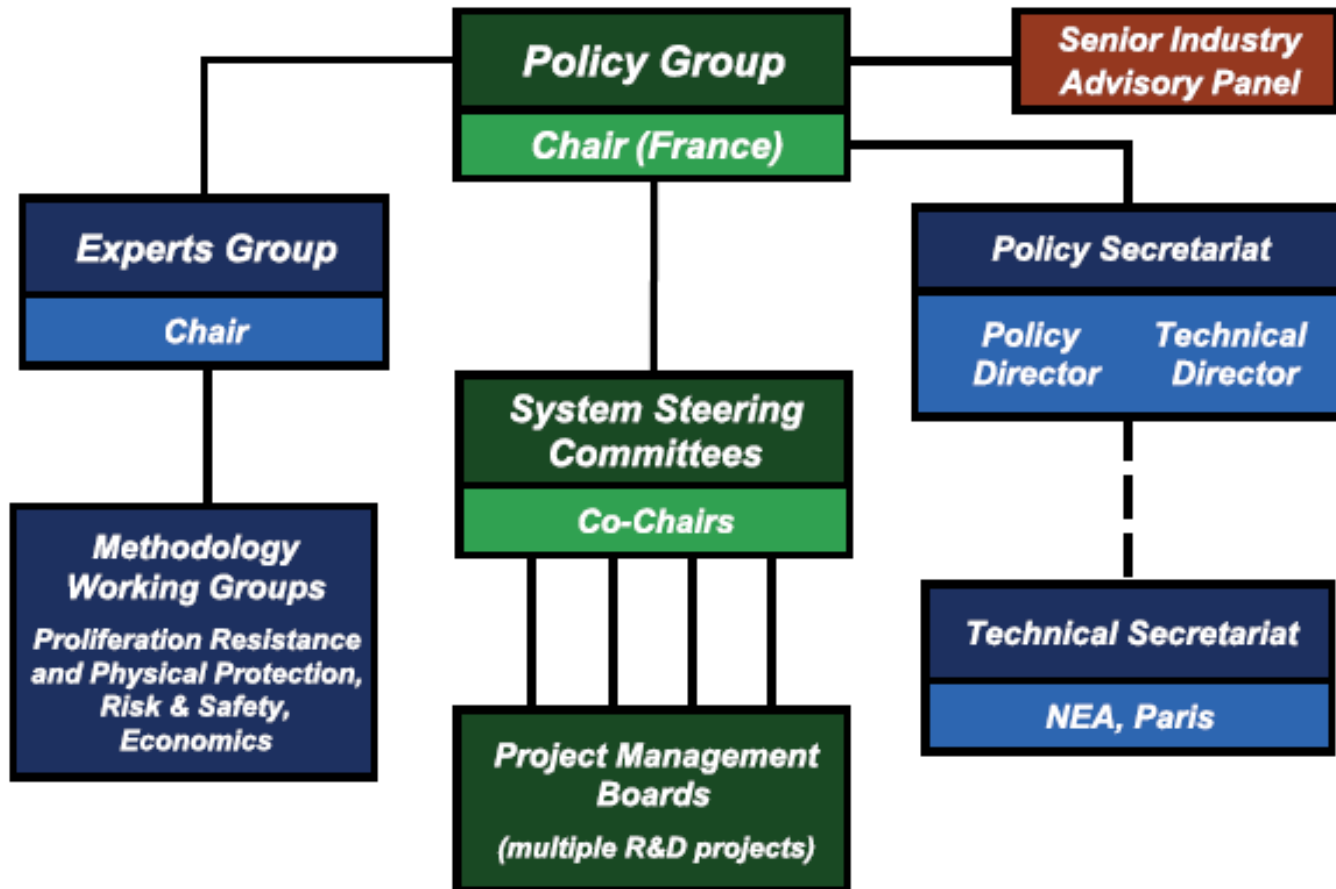
Reactor doubling time → favors the small to medium volumes (10 m<sup>3</sup> to 20 m<sup>3</sup>)

- Burning efficiency

→ Small fuel salt volumes favoured

⇒ Optimization = medium fuel salt volume (typically 18 m<sup>3</sup>)

# GIF Governance Structure



# Projet Européen EVOL

## Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor systems (EURATOM/ROSATOM)

### WP1: Design and Safety

- 1.1 Analyse neutronique / thermohydraulique du circuit primaire
- 1.2 Sûreté
- 1.3 Recommandations pour un démonstrateur

### WP2: Fuel Salt Chemistry and Reprocessing

- 2.1 Détermination des paramètres du sel combustible
- 2.2 Détermination de la solubilité du  $\text{PuF}_3$  - Composition du sel du MSFR
- 2.3 Retraitement du sel combustible
- 2.4 Contrôle du potentiel redox du sel

### WP3: Structural Materials

- 3.1 Caractérisation des alliages Ni-W-Cr
- 3.2 Propriétés mécaniques des alliages Ni-W-Cr
- 3.3 Comportement en corrosion dans le sel combustible

# Perspectives : MSFR et nucléaire du futur

## Chimie et propriétés du sel combustible

Détermination des propriétés du sel combustible candidat pour le MSFR, chimie du sel fondu et des éléments dissous dans ce sel

## Retraitement du sel combustible

Schéma de retraitement optimisé du combustible avec des pertes minimales de déchets et des efficacités de séparation maximales + étudier les technologies disponibles

## Matériaux et contrôle du sel

Sélection de matériaux de structure aptes à fonctionner avec succès dans les conditions du circuit primaire du réacteur

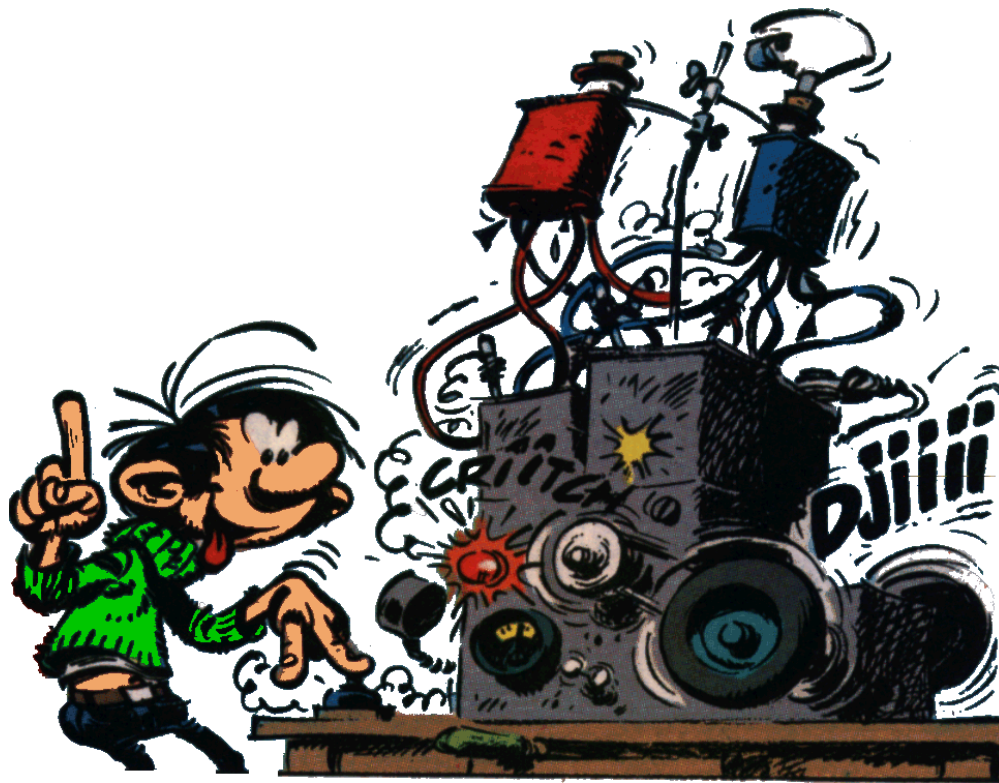
## Sûreté

Approche d'évaluation de la sûreté du MSFR, étudier les procédures de démarrage et d'arrêt du réacteur, identifier les risques spécifiques aux réacteurs à sels fondus et les initiateurs potentiels d'accident, caractériser et calculer les scénarios accidentels et les mesures préventives associées

## Configuration et design du système



# Energie



Merci de  
votre  
attention !

