

# Énergie nucléaire du futur, aspects sociétaux, physiques et mathématiques

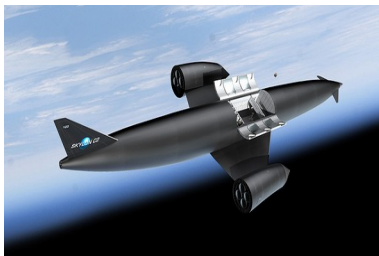
Jean-Pierre Demailly

Institut Fourier, Université de Grenoble I & Académie des Sciences de Paris

12 mai 2016

Colloquium de Mathématiques  
de l'Université de Bordeaux

La technologie contemporaine repose sur la consommation et le stockage de l'énergie, avec une part croissante de l'électricité ...



3.7 milliards d'habitants  
5 milliards tep

6 milliards d'habitants  
9.2 milliards tep

8.2 milliards d'habitants  
15.3 milliards tep



1970

1.35 tep/hab

2000

1.5 tep/hab

2030

1.9 tep/hab

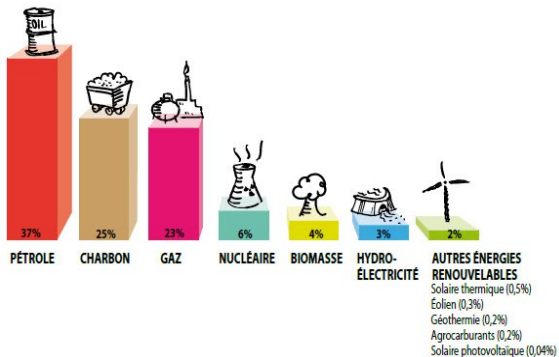
*Croissance de la population et de la demande d'énergie*

# Centrale électrique au charbon



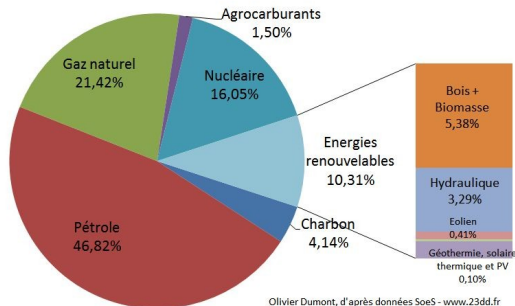
# Sources d'énergie utilisées dans le monde et en France

## SOURCES D'ÉNERGIE UTILISÉES DANS LE MONDE



## Sources d'énergie dans la consommation finale totale en France, 2009

(données corrigées du climat)

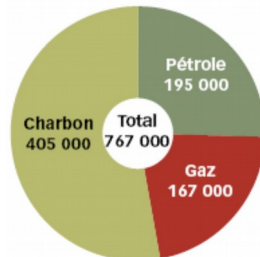


## Une situation très hétérogène

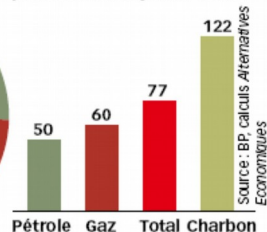
### Per Capita Electricity Consumption in kWh



## Réserves prouvées, en millions de tonnes d'équivalent pétrole



## Nombre d'années de production au rythme actuel



# Contexte nucléaire actuel : France

58 réacteurs / 63 GWe installés

75-77% de la production d'électricité

17% de la consommation totale d'énergie

## Bilan électrique France

	2011 (TWh)	2010 (TWh)	Variation 2011/2010	Part dans la production 2011	Émissions de CO <sub>2</sub> 2011 (en millions de tonnes)
<b>Production nette</b>	<b>541,9</b>	<b>550,2</b>	<b>-1,5%</b>	<b>100%</b>	<b>27,4</b>
Nucléaire	421,1	407,9	+3,2%	77,7%	0,0
Thermique à combustible fossile	51,2	59,5	-13,8%	9,5%	24,4
<i>dont charbon</i>	<i>13,4</i>	<i>19,1</i>	<i>-29,9%</i>	<i>2,5%</i>	<i>12,9</i>
<i>fioul</i>	<i>8,1</i>	<i>8,0</i>	<i>+0,7%</i>	<i>1,5%</i>	<i>2,3</i>
<i>gaz</i>	<i>29,7</i>	<i>29,9</i>	<i>-0,5%</i>	<i>5,5%</i>	<i>9,2</i>
Hydraulique	50,3	67,6	-25,6%	9,3%	0,0
Éolien	11,9	9,7	+22,8%	2,2%	0,0
Photovoltaïque	1,8	0,6	+208,7%	0,3%	0,0
Autres sources d'énergie renouvelables	5,6	4,9	+12,3%	1,0%	3,0

# Une rue à Grenoble ...

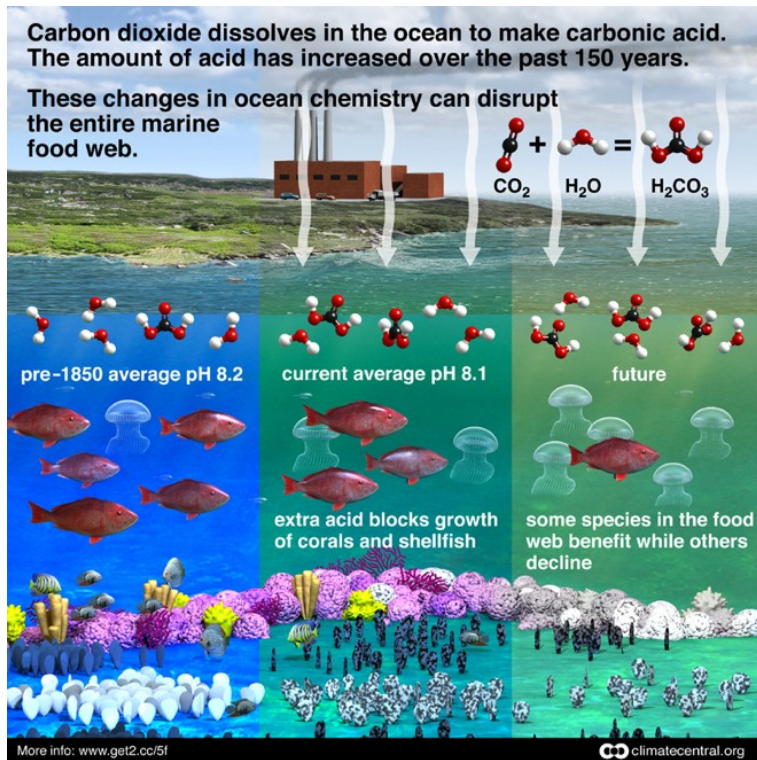


Entre le 1<sup>er</sup> janvier et le 20 août 2015, l'humanité avait déjà consommé toutes les ressources biologiques que la nature est capable de renouveler en une année, soit une surconsommation se situant à un niveau d'environ 156 % !



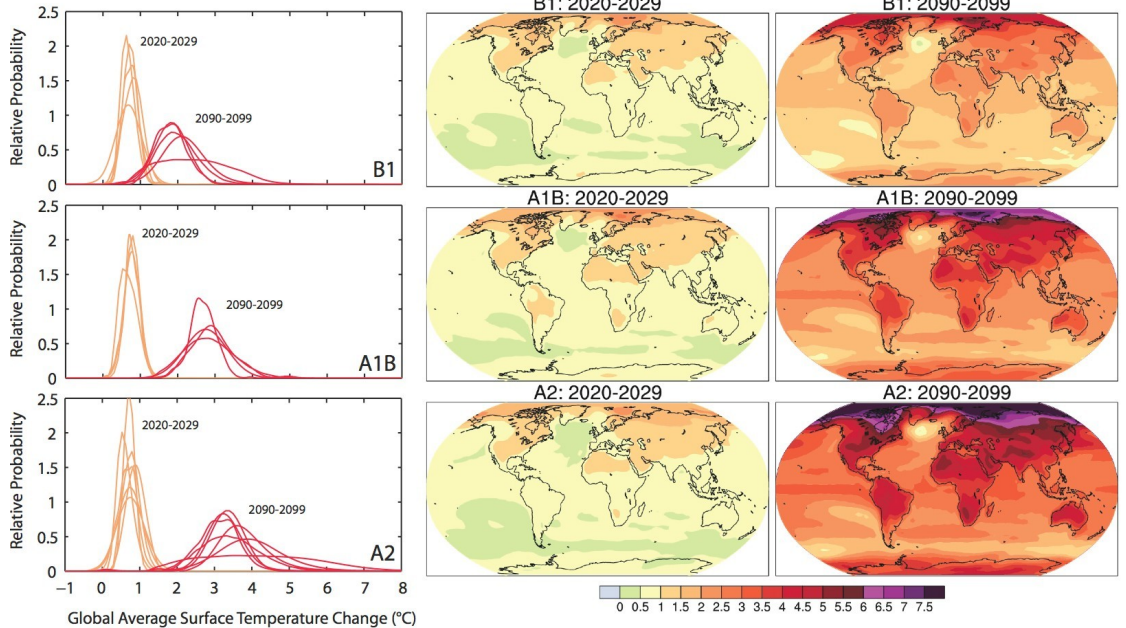


# Acidification des océans, entraînant un dépérissement de la faune aquatique

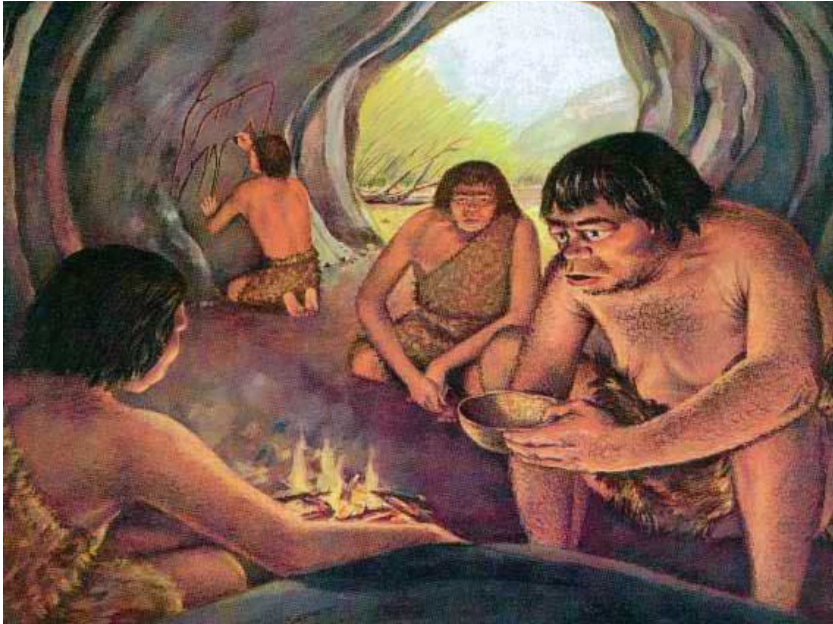


# Réchauffement climatique

## AOGCM Projections of Surface Temperatures



Faut-il en revenir à l'âge des cavernes ?



# Continuer la fuite en avant avec des énergies fossiles non conventionnelles...

Gaz de schiste, fracturation hydraulique



# Sables bitumeux Alberta Canada



01/04/201

# Energies renouvelables ...



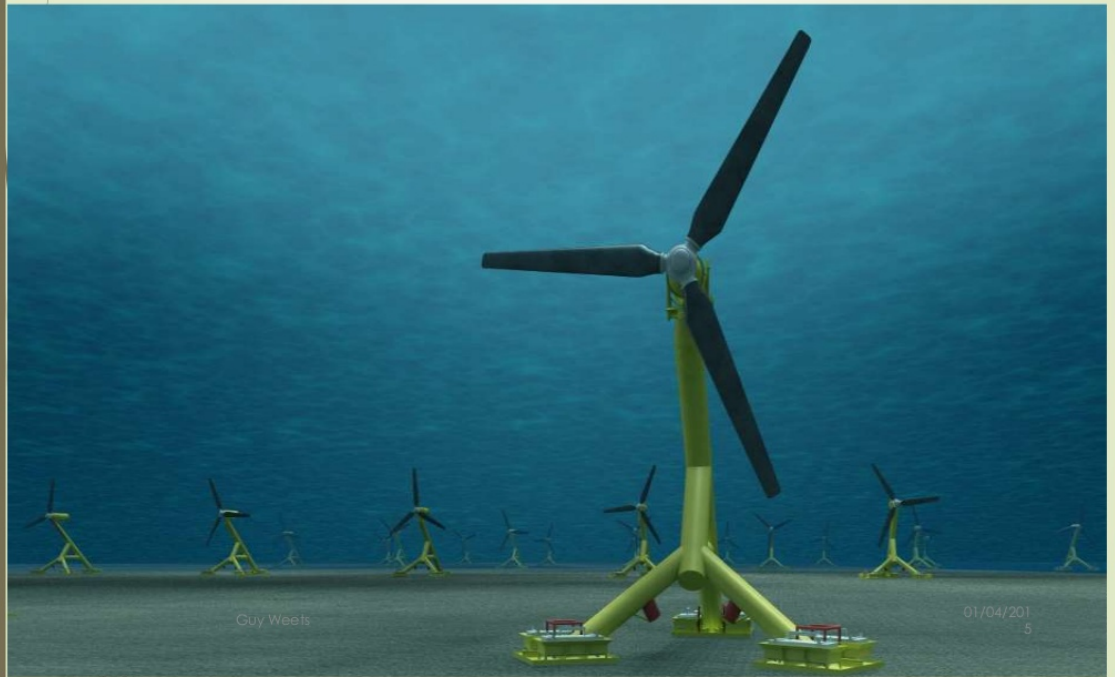
Rendement moyen photovoltaïque : 15 %

Taux de retour énergétique  $< 1$  en Europe du Nord !

# Solaire thermique Espagne



# Convertisseurs de courants marins Canada



Guy Weets

01/04/201  
5



# Géothermie Japon

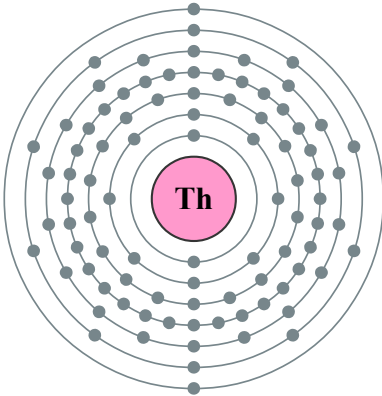


# Energie nucléaire ??

L'énergie nucléaire dispose au plan théorique d'un avantage colossal : sa densité énergétique par unité de masse est plusieurs millions de fois supérieure à celle de l'énergie chimique.

90: Thorium

2,8,18,32,18,10,2



découvert en Norvège en 1829

Bille de 150 g de thorium = plus de 300 tonnes de pétrole

# Energie : concentration

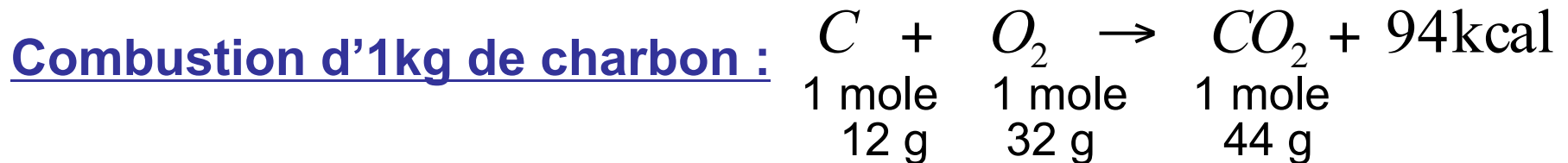
## Fission d'1kg de $^{235}\text{U}$ :

Energie libérée / fission  $\approx 200$  MeV (ou  $3,2 \cdot 10^{-11}$  J)

1kg d' $^{235}\text{U}$  =  $1000 \times N_A / 235 = 2,56 \cdot 10^{24}$  noyaux d'  $^{235}\text{U}$

$\Rightarrow$  Fission d'1 kg d' $^{235}\text{U}$  : produit  $2,56 \cdot 10^{24} \times 200 = 5,12 \cdot 10^{26}$  MeV

+ Rendement thermique  $\rightarrow$  électrique de 33%



Combustion d'1 mole de C : libère 94 kcal soit  $2,45 \cdot 10^{18}$  MeV (ou  $3,9 \cdot 10^5$  J)

1 kg de charbon contient  $1000/12 = 8,33$  moles de C

$\Rightarrow$  Combustion d'1kg de charbon : produit  $2,04 \cdot 10^{20}$  MeV

+ Rendement thermique  $\rightarrow$  électrique de 45%

# Energie : concentration



Il faut **1800 t** de charbon pour produire autant d'électricité qu'**1 kg d'<sup>235</sup>U**

OU

Par an, 1 personne (pays OCDE) consomme comme électricité environ 1 kW en continu soit 32 GJ/an ou 9000 kWh/an

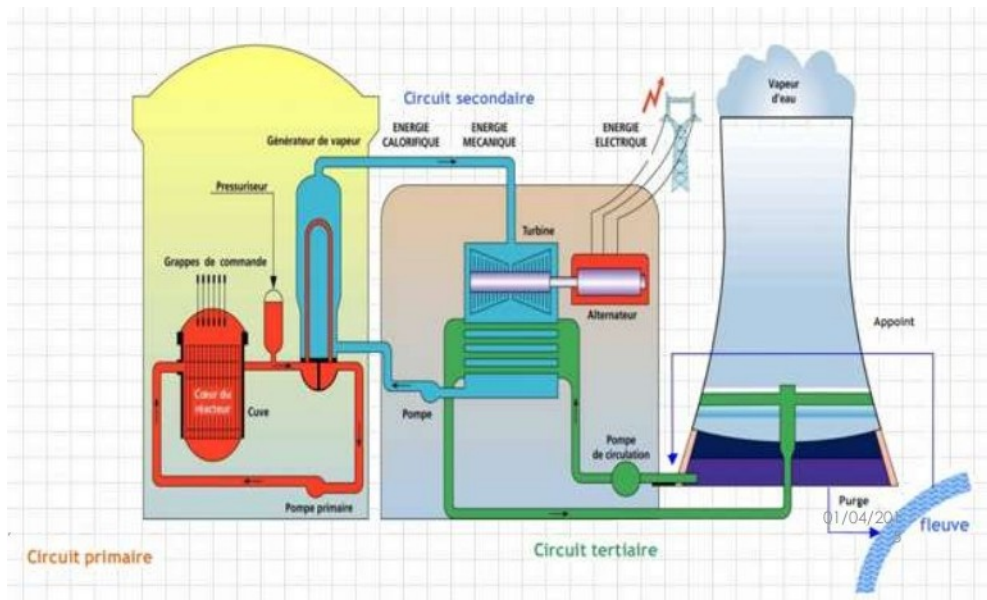
→  $32 \cdot 10^9 / 3,2 \cdot 10^{-11} / 0,33 = 3,03 \cdot 10^{21}$  fissions ⇒ **1,2 g d'<sup>235</sup>U ou 240g d'Unat**

→  $32 \cdot 10^9 / 3,9 \cdot 10^5 / 0,45 = 1,82 \cdot 10^5$  moles ⇒ **2150 kg de charbon**

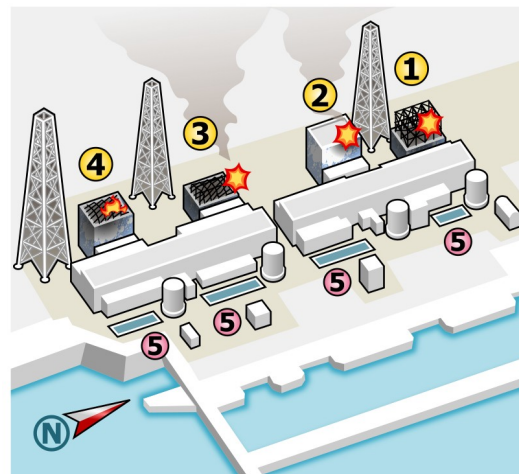
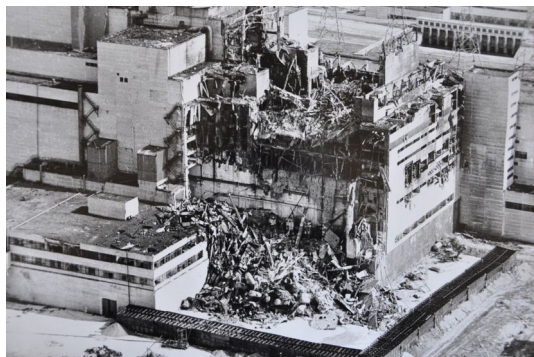


**L'énergie nucléaire est une énergie très concentrée**

# Principe de fonctionnement d'un réacteur nucléaire électrogène



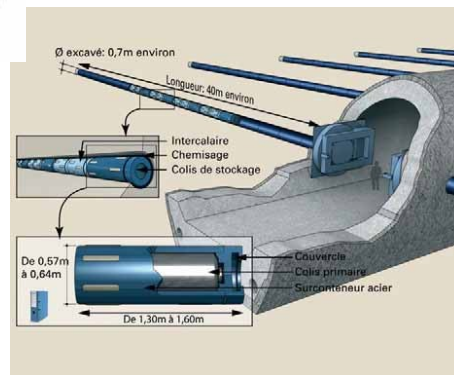
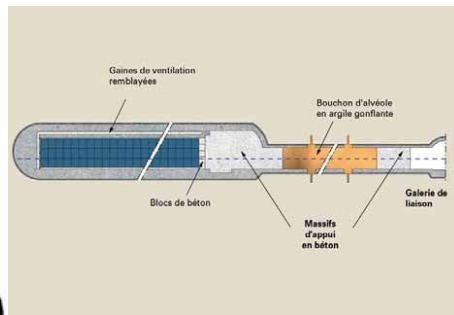
Les désastres nucléaires de Tchernobyl et Fukushima témoignent de la sécurité insuffisante de la technologie nucléaire actuelle : environ 430 réacteurs dans le monde majoritairement des REP (eau pressurisée, 155 bars)



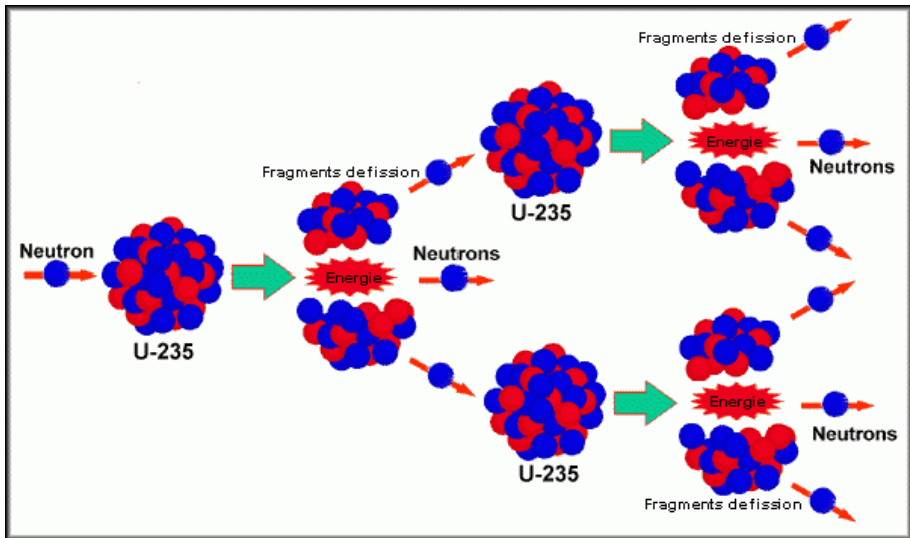
Réacteur de type RBMK  
à eau bouillante,  
modéré au graphite

Réacteurs à eau bouillante

# Problème des déchets / stockage géologique



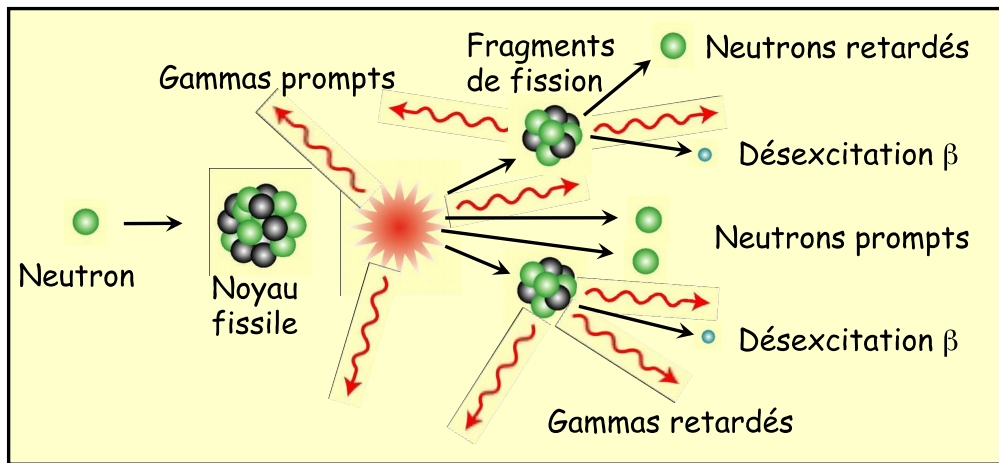
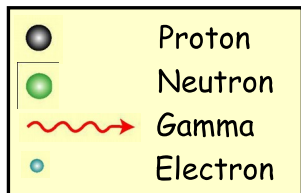
# Principe des réactions en chaîne



On dit que l'Uranium 235 est fissile : il peut alimenter directement une réaction en chaîne – utilisable pour un réacteur électrogène ... ou pour une arme nucléaire



# Une fission un peu plus réaliste...



# Réaction en chaîne : facteur de multiplication et réactivité

Facteur de multiplication  $k_{\text{eff}}$  défini comme :

$$k_{\text{eff}} = \frac{\text{Nb neutrons produits}}{\text{Nb neutrons absorbés}}$$

Si  $k_{\text{eff}} < 1$ , la réaction en chaîne ne s'entretient pas  
elle s'arrête après avoir produit  $1/(1-k)$  neutrons

Si  $k_{\text{eff}} > 1$ , la réaction diverge (principe des bombes à fission)

Si  $k_{\text{eff}} = 1$ , la réaction en chaîne s'entretient d'elle même  
Principe d'un réacteur CRITIQUE

Réactivité :

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}$$

## Risques spécifiques d'un réacteur nucléaire :

- Stock d'énergie concentrée dans le combustible
- Accumulation de produits radioactifs (danger + chaleur)
- Dégagement significatif d'énergie même après arrêt

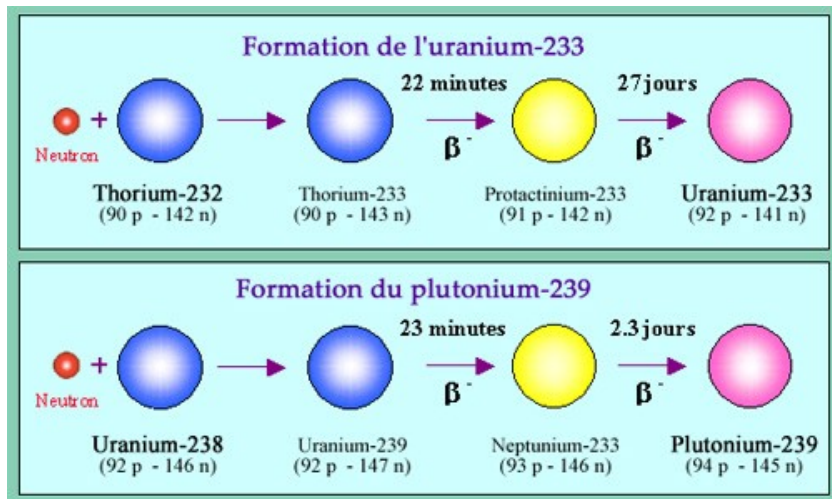
## Bases de la sûreté nucléaire = maîtriser le réacteur

- Confiner les produits radioactifs □ 3 barrières
- Maîtriser la réaction en chaîne en tout instant = piloter le réacteur
- Evacuer la puissance y compris après l'arrêt de la réaction en chaîne

Seuls trois éléments sont exploitables dans la nature pour la fission : U235, U238, Th232

U235 est directement *fissile* ... mais il est peu abondant, sa teneur dans l'uranium naturel n'est que 0,72 %, le reste (99,28 %) étant essentiellement de l'U238

U238 et Th232 sont seulement « *fertiles* »



U233

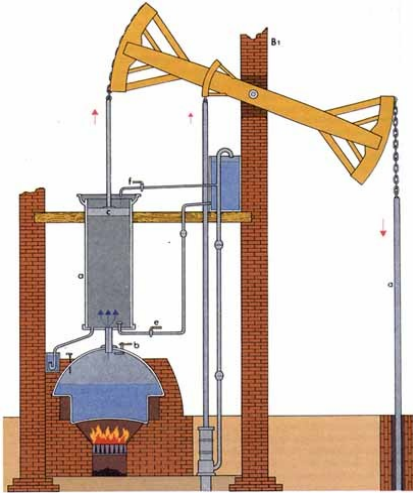
et

Pu239

eux, sont

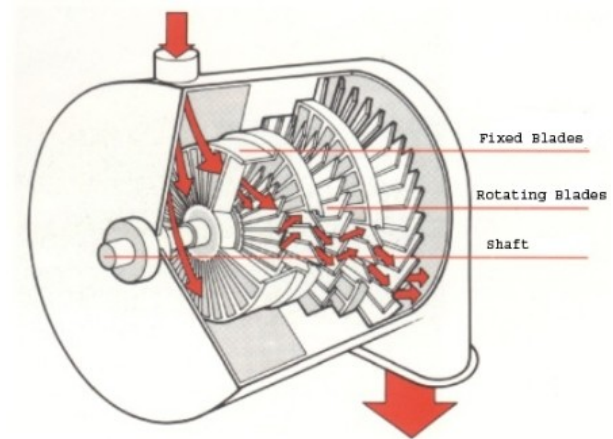
fissiles

# Évolution des machines à vapeur



Machine de Newcomen (1712)

Rendement : 0,5 %



Turbine de Parsons (1884)

Rendement : 18 – 20 %

aujourd'hui : 30 – 35 %

# Évolution des réacteurs nucléaires

## Génération I

Premières réalisations



UNGG  
Chooz  
Magneux

## Génération II

Réacteurs actuels



PWR  
AGR  
REP 900  
REP 1300  
N4  
BWR  
CANDU

## Génération III

Réacteurs avancés



AP 600  
System 80+  
CANDU 6

## Génération III+

Réacteurs évolutionnaires



ABWR  
ACR1000 AP1000  
APWR  
EPR  
ESBWR

## Génération IV

Réacteurs du futur

- Plus économes des ressources naturelles
- Moins de déchets
- Plus respectueux de l'environnement
- Plus économiques
- Plus sûrs et fiables
- Plus résistants vis-à-vis des risques de prolifération
- Mieux protégés contre les agressions externes

1950 1960 1970 1980 1990 2000 2010 2020 2030

Gén I

Gén II

Gén III

Gén III+

Gén IV

% d'utilisation du combustible :

0,5 %

1,5 %

2,5 %

4 % ?

> 50 %

# Le rêve des physiciens nucléaires :

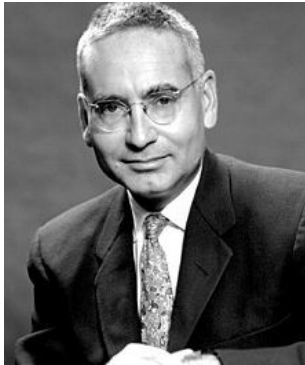
- un réacteur sûr, qui ne puisse en aucun cas connaître d'accident susceptible de disperser de la radioactivité, ceci quelles que soient les circonstances extérieures
- des ressources de combustible abondantes (des milliers d'années, ou plus !)
- une production de déchets très faible
- un réacteur non proliférant : la possibilité de le détourner pour produire des armes nucléaires doit être quasiment exclue

Ce sont les critères demandés pour les réacteurs dits de Génération IV (forum international années 2000)

Nous y ajouterons :

- des réacteurs fournissant une énergie compétitive avec les énergies « sales » comme le charbon, si possible même moins chère, de façon à pouvoir s'y substituer

La bonne nouvelle : un tel réacteur semble possible !



Un pionnier du  
nucléaire :  
Alvin Weinberg  
1915 – 2006  
Directeur ORNL  
Oak Ridge



Modérateur graphite  
du MSRE à Oak Ridge (1965)



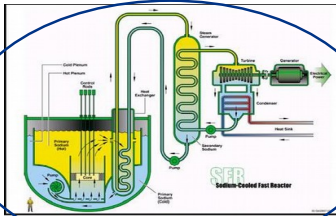
# Forum International Génération 4

Forum international d'experts (GIF) créé en 2000 à l'initiative des USA pour définir les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération

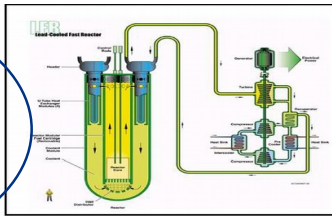
Critères de sélection:

- Économiser les ressources naturelles
- Améliorer encore la sûreté
- Minimiser la production de déchets
- Réduire les risques de prolifération
- Réacteurs économiquement rentables

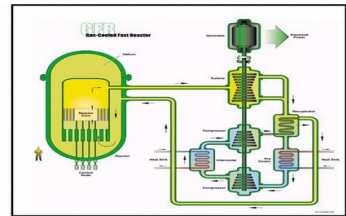
⇒ 6 concepts ont été retenus



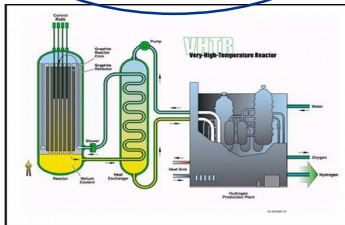
Réacteur rapide au Sodium



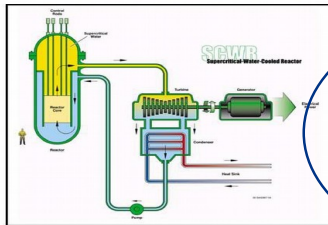
Réacteur rapide au Plomb



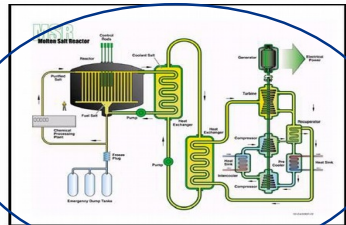
Réacteur rapide à gaz



Réacteur à gaz, Très Haute Température

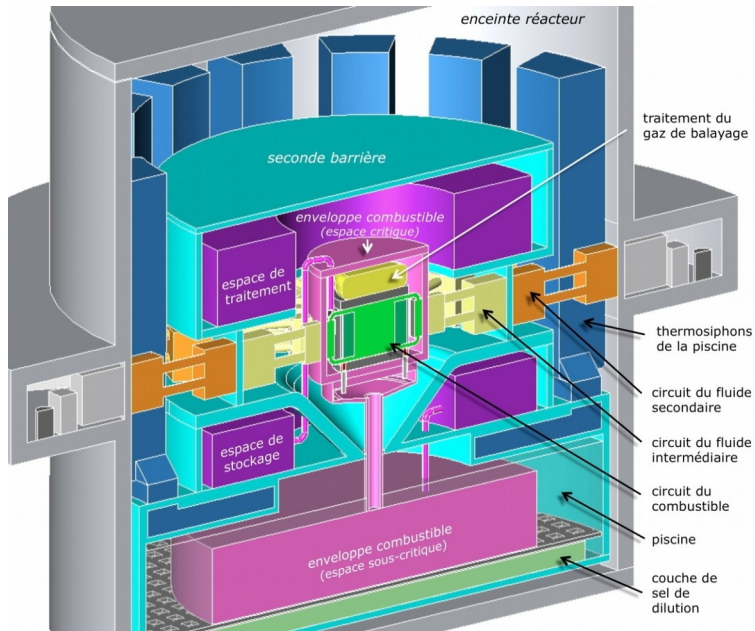


Réacteur à eau supercritique



Réacteur à sels fondus

# Réacteur à sels fondus en cycle thorium (Th232 – U233)



MSFR : design de réacteur à neutrons rapides proposé par le CNRS (LPSC Grenoble) au forum international Gen IV

# Principales caractéristiques :

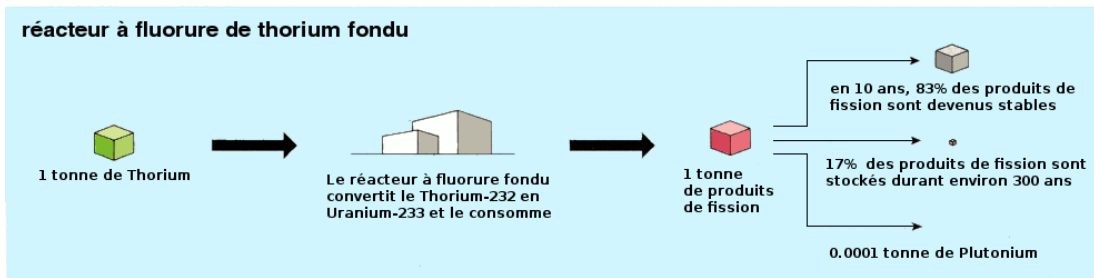
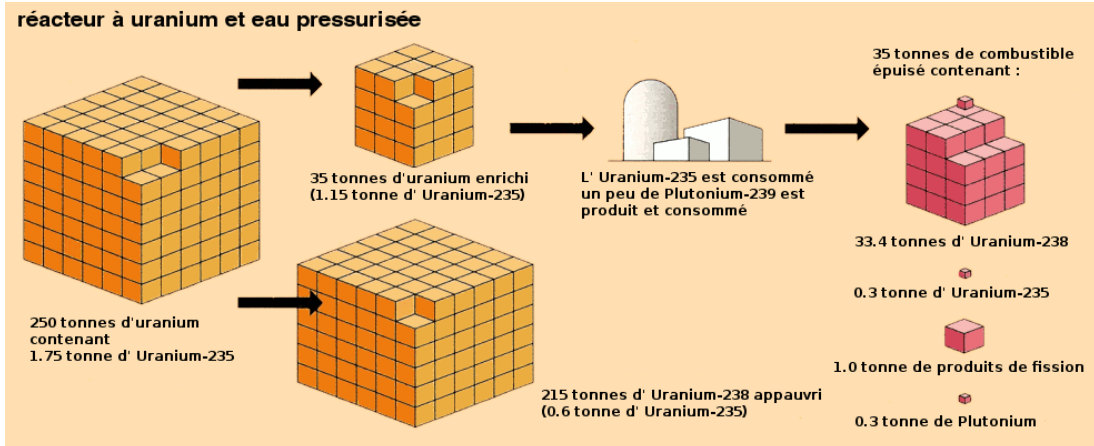
- Les sels fondus ( $\text{LiF}$  + fluorures d'éléments fissiles/fertiles U, Pu, Th, ...) servent aussi de fluide caloporteur : le circuit primaire ne contient pas d'eau et fonctionne donc à pression atmosphérique  
→ **sécurité très accrue**
- Les produits de fission sont retraités « en ligne » par des procédés physico-chimiques (bullage hélium...) à l'intérieur même du réacteur : celui-ci est donc en permanence beaucoup plus « propre » que les réacteurs actuels.
- Le combustible liquide étant homogène, celui-ci peut être utilisé en quasi-totalité (au delà de 99%), il n'y a plus de « pertes »
- Presque tous les produits de fission sont à durée de vie courte ou assez courte (moins de 30 ans) ; le réacteur ne produit

pratiquement plus de « transuraniens », déchets radioactifs à longue vie (de 1000 à 10000 fois moins!)

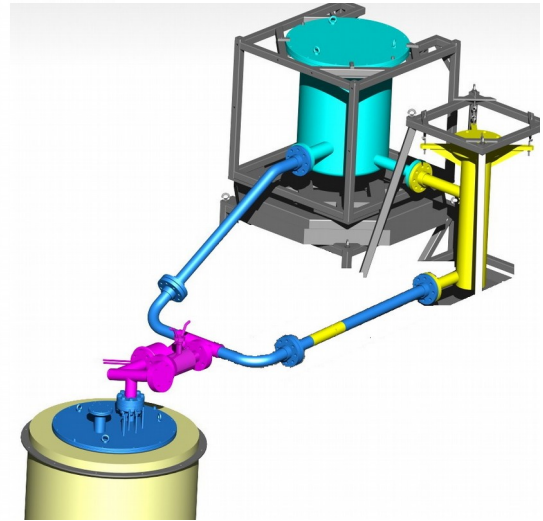
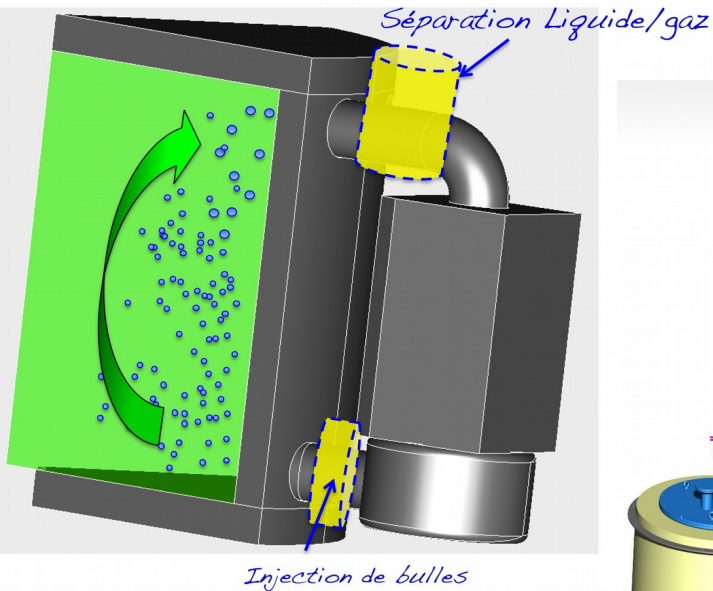
→ le besoin de stockage géologique est extrêmement réduit

- Le MSFR est capable d'incinérer en grande partie les transuraniens produits par les centrales nucléaires actuelles, donc de les valoriser tout en les éliminant !
- Le combustible irradié est impropre à la fabrication d'armements (présence d'U232 aboutissant à Tl208 → rayonnements gamma)
- Les coefficients de vide et de contre-réaction thermique sont négatifs : le réacteur est intrinsèquement stable
  - un accident de criticité de type Tchernobyl est impossible
- En cas d'arrêt du réacteur, une vidange par gravité des sels et un refroidissement thermique passif suffisent
  - un accident de type Fukushima est impossible

# Comparaison de la production de déchets (REP vs MSFR)



# Retraitement chimique en ligne et bullage



# RSF : résultats et travaux en cours

## Configuration MSFR de référence

Sel initial : 77,5%  ${}^7\text{LiF}$  + 22,5% (Th+fissile) $\text{F}_4$   
Température de fonctionnement : 625 à 775 °C  
Puissance : 3  $\text{GW}_{\text{th}}$  (1,4  $\text{GW}_{\text{él}}$ )

Inventaire initial d' ${}^{233}\text{U}$  par  $\text{GW}_{\text{él}}$  : 3600 kg  
Alimentation en Th par  $\text{GW}_{\text{él}}$  : 1100 kg par an

Diamètre intérieur du cœur : 2,26 m  
Hauteur du cœur : 2,26 m

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

- 1/2 dans le cœur
- 1/2 dans les échangeurs et tuyaux

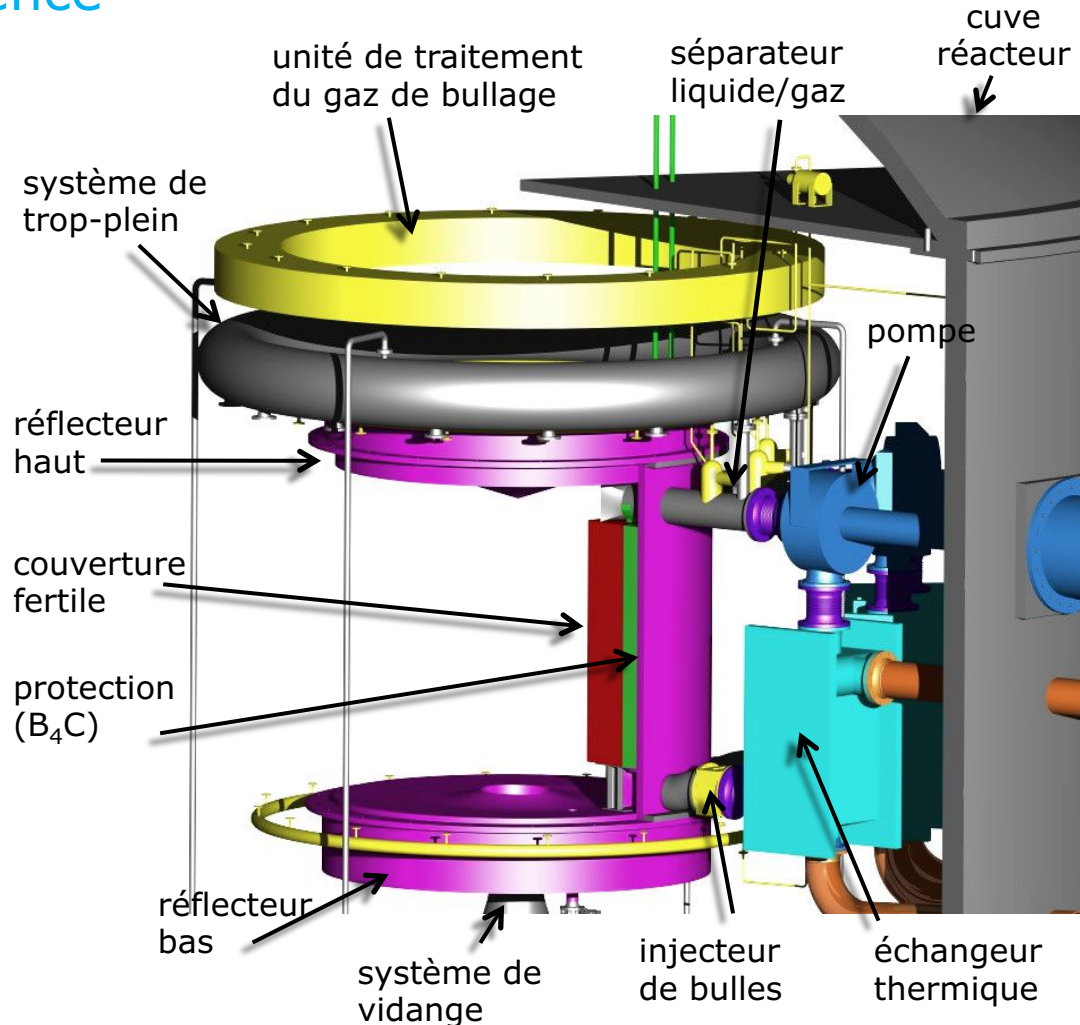
Puissance volumique : 330  $\text{W}/\text{cm}^3$

Coefficient de contre réaction: de  $\approx -5$  pcm/K

Retraitement du cœur : 10 à 40 l/j

Production d' ${}^{233}\text{U}$  : 52 à 90 kg/an

Temps de doublement : 98 à 56 ans



# Et le coût de ces réacteurs ?

Outre les caractéristiques techniques exceptionnelles qui précèdent, il faut observer que le thorium est abondant, et ne nécessite aucun enrichissement préalable.

De plus, le réacteur à sels fondus est de petite taille (18 m<sup>3</sup>), et n'a pas besoin de multiples enceintes de confinement. On peut même remplacer les lourdes machines à vapeur par des turbines à gaz fonctionnant à l'air atmosphérique (cycle Brayton)

Tous ces éléments laissent penser que le MSFR pourrait à terme devenir l'une des sources d'énergie les moins chères, sinon la moins chère (le physicien américain Robert Hargraves estime qu'à terme son coût pourrait être de 60 % de celui induit par les combustibles fossiles)



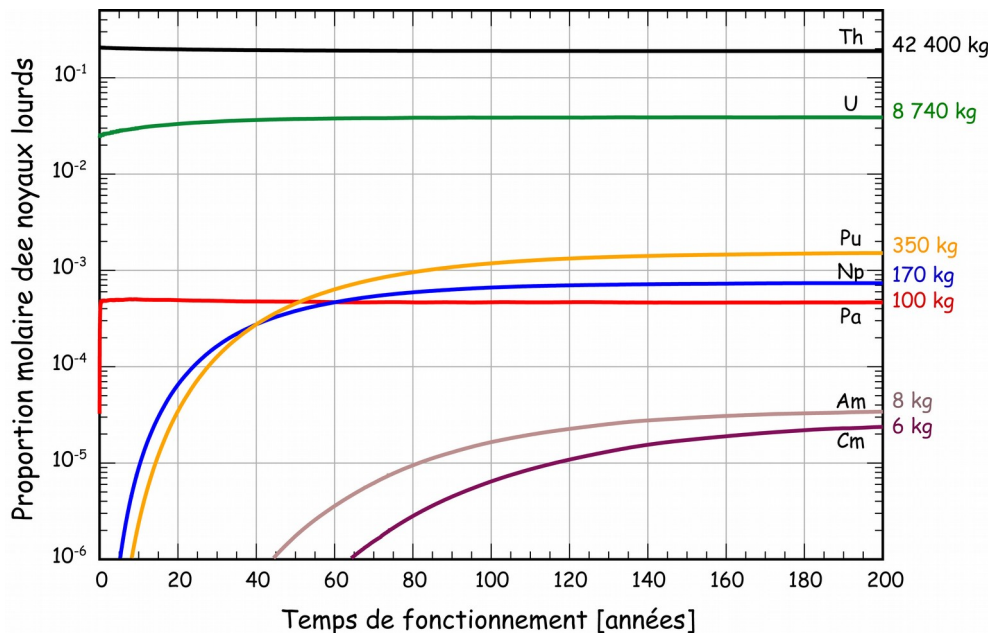
# Challenges techniques

Les besoins de R & D couvrent un vaste domaine à l'interface entre la physique, la chimie, l'informatique et les mathématiques

- Il faut extrapoler à des réacteurs de taille industrielle les résultats expérimentaux américains des années 1960 :
- modélisations numériques
- optimisations géométriques
- couplages thermique – neutronique (EDP)
- résistance des matériaux
- chimie des sels fondus et de nombreux composés

Depuis janvier 2011, la Chine a créé à Shanghai un Institut de Physique dédié à la technologie des réacteurs à sels fondus, avec un budget de quelques centaines de millions de Dollars. L'Europe doit faire de même !

# Résultats de simulations numériques pour le cycle Th-U : évolution dans le temps des transuriniens (E. Merle-Lucotte)



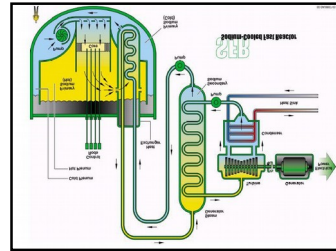
# Réacteurs de 4<sup>ème</sup> Génération : RNR-Na ou MSFR

C'est le concept qui a le plus de retour d'expérience

En France: Rapsodie, Phénix et Superphénix

Mais aussi en Russie, Japon, USA, Allemagne et Royaume Uni

- Un seul est encore en service (BN600 Russe de Beloyraski)  
Fonctionne à l'uranium enrichi en moyenne à 20%
- Un est à l'arrêt (Chine) et un en arrêt prolongé (Monju280, Japon)
- 2 sont en construction (PFBR500 Inde, BN800 Russie)



Ce type de réacteur pose quelques gros problèmes technologiques

- Le sodium s'enflamme au contact de l'air ou de l'eau  
Incendies sodium maîtrisables (sans eau !) mais très violents
- Le coefficient de vide d'un réacteur de puissance est positif ce qui peut entraîner un accident de réactivité
  - Pour résoudre ce problème, le cœur doit permettre la fuite des neutrons  
Géométrie complexe et nécessité d'un inventaire fissile très important
- Régénération obtenue grâce à une couverture fertile très proliférante ( $^{239}\text{Pu}$  pur) en cycle U-Pu

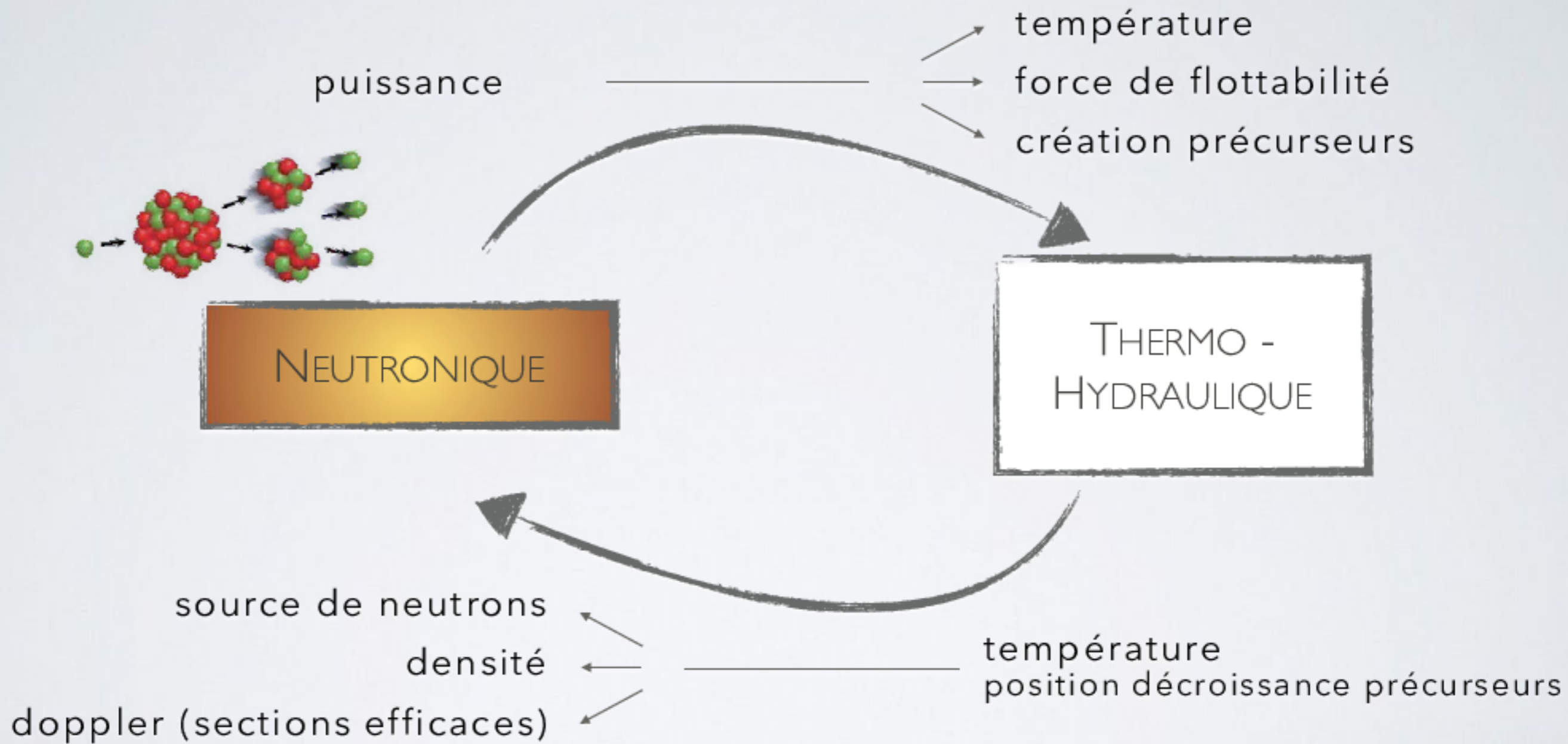
---

# OUTILS DE CALCULS DE TRANSITOIRE DU MSFR : APPROCHE DES MATRICES DE FISSION

---

AXEL LAUREAU

# I. PROBLÉMATIQUE DU COUPLAGE NEUTRONIQUE - THERMOHYDRAULIQUE



# I. PROBLÉMATIQUE DU COUPLAGE NEUTRONIQUE - THERMOHYDRAULIQUE

**THERMO -HYDRAULIQUE**  
Computational Fluid  
Dynamics (CFD)

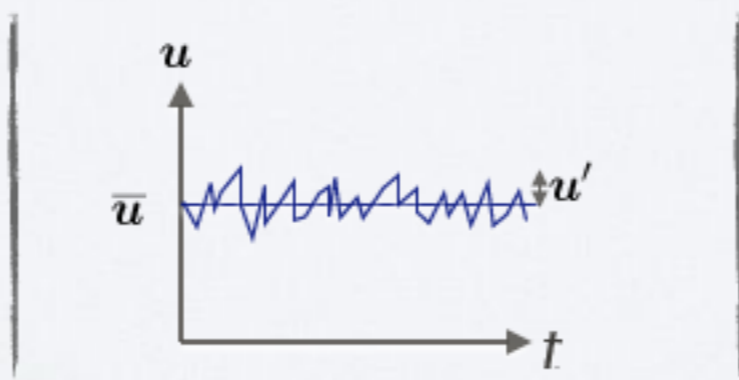
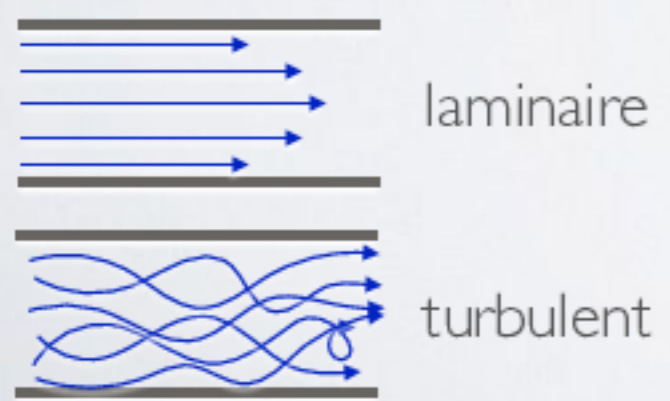
$$\frac{\partial \overset{\text{densité}}{\rho}}{\partial t} + \nabla \cdot (\overset{\text{vitesse}}{\rho \mathbf{u}}) = 0$$

$$\frac{\partial (\overset{\text{quantité mouvement}}{\rho \mathbf{u}})}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \mathbf{u} \otimes \mathbf{u}) = -\nabla (\overset{\text{pression}}{p}) + \nabla \cdot (\overset{\text{tenseur des contraintes}}{\underline{\underline{\tau}}}) + \rho \mathbf{f} \quad \text{forces extérieures}$$

énergie interne et cinétique

$$\frac{\partial \rho \left( \overset{\text{énergie interne}}{e} + \frac{\overset{\text{cinétique}}{u^2}}{2} \right)}{\partial t} + \nabla \cdot \left( \rho \left( e + \frac{u^2}{2} \right) \mathbf{u} \right) = -\nabla \cdot (p \mathbf{u}) + \nabla \cdot (\underline{\underline{\tau}} \cdot \mathbf{u}) + \rho \mathbf{f} \cdot \mathbf{u} - \nabla \cdot (\mathbf{q}) \quad \text{transfert de chaleur}$$

« Quand je rencontrerai Dieu, je lui demanderai deux choses : pourquoi la relativité, et pourquoi la turbulence ? Je suis sûr qu'il aura une réponse à la première question... »  
Werner Heisenberg



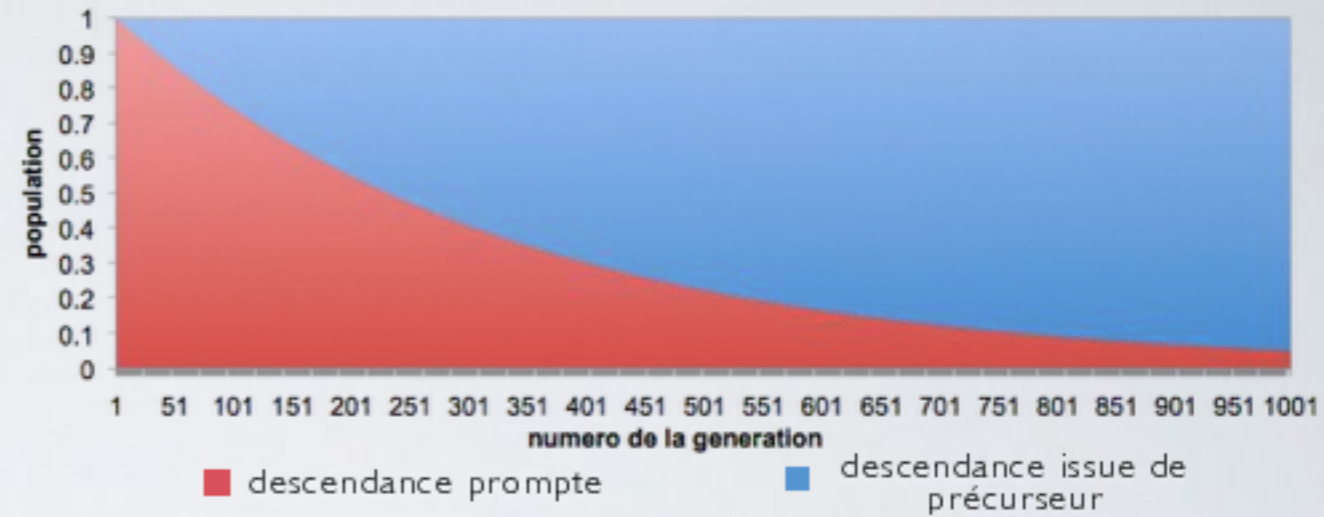
$$\begin{aligned} \mathbf{u} &= \bar{\mathbf{u}} + \mathbf{u}' && \text{vitesse} \\ p &= \bar{p} + p' && \text{pression} \\ e &= \bar{e} + e' && \text{énergie} \\ T &= \bar{T} + T' && \text{température} \end{aligned}$$

$\bar{\phantom{x}}$  : moyenne résolue  
 $\phantom{\bar{\phantom{x}}}$  : fluctuation modélisée

## II. APPROCHE DE LA RÉACTION EN CHAÎNE PAR SUCCESSION DE GERBES

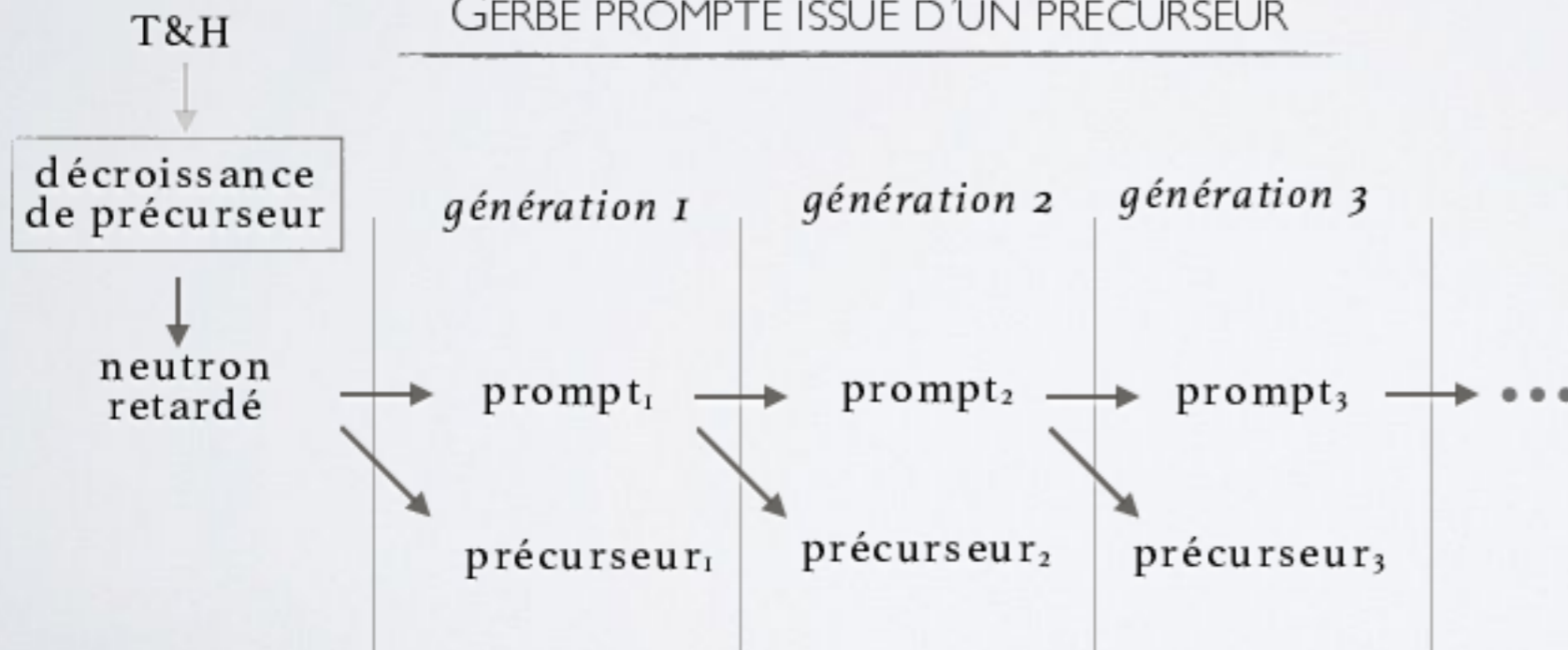
Réacteur critique  
=

Système sous-critique prompt + Source extérieure de neutrons : les neutrons retardés



$$k_p + \beta_{\text{eff}} = 1 \quad k_p < 1$$

### GERBE PROMPTE ISSUE D'UN PRÉCURSEUR



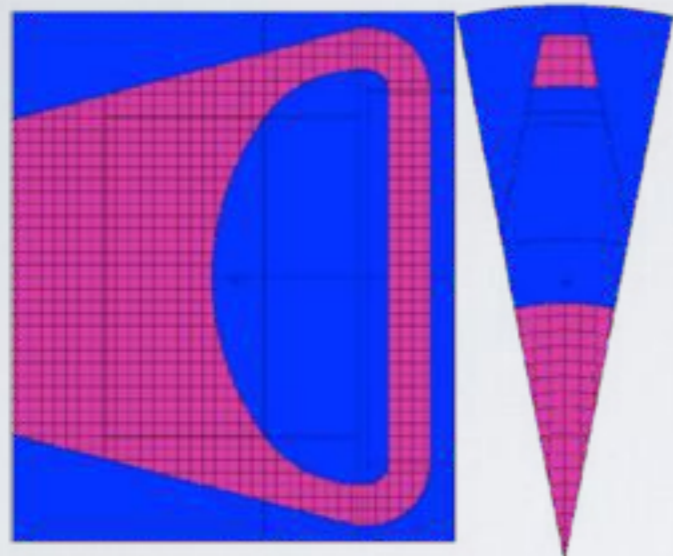
représentative du flux en réacteur !

**Condition d'équilibre :**  
la gerbe issue de la décroissance d'un précurseur crée, en moyenne, un nouveau précurseur

$$\sum_{g=1}^{\infty} \text{precurseur}_g = 1$$

## II. APPROCHE DE LA RÉACTION EN CHAÎNE PAR SUCCESSION DE GERBES

ÉTUDE STATIONNAIRE :

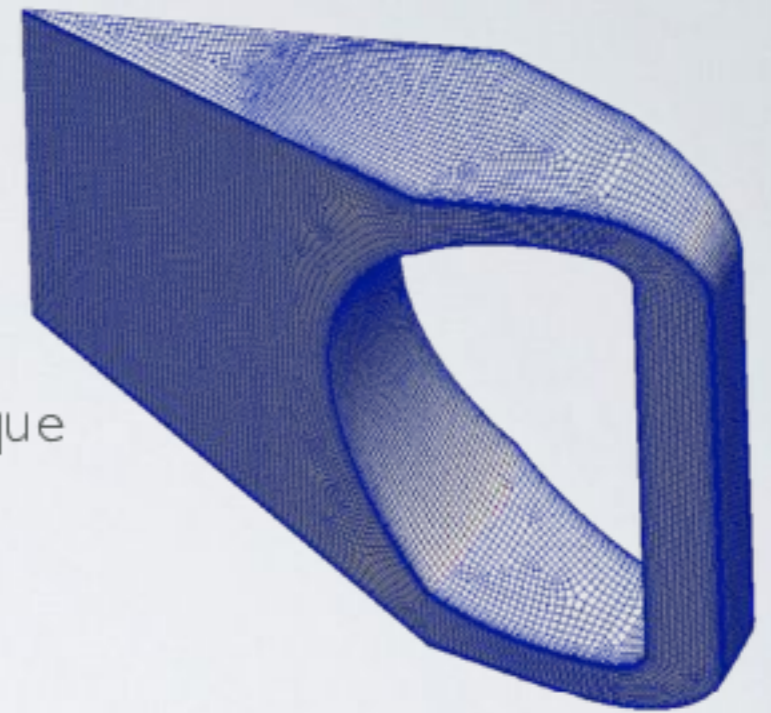


MCNP

neutronique

thermo-hydraulique

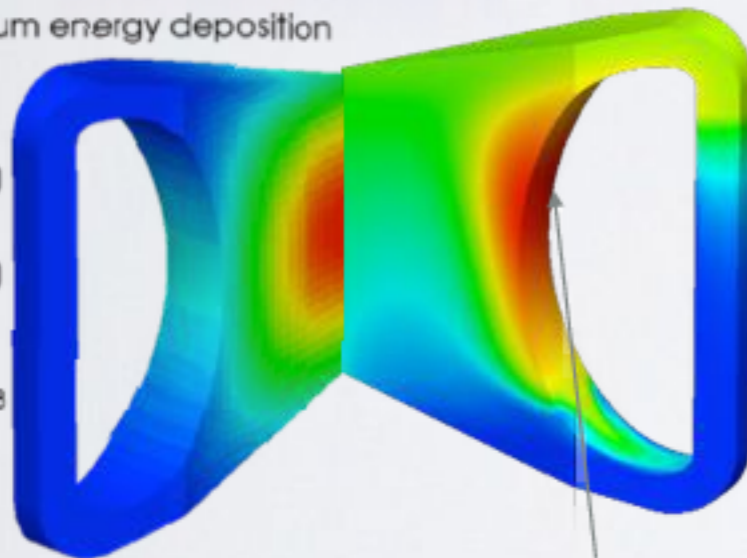
OPENFOAM



$\text{MeV/m}^3/\text{src}$

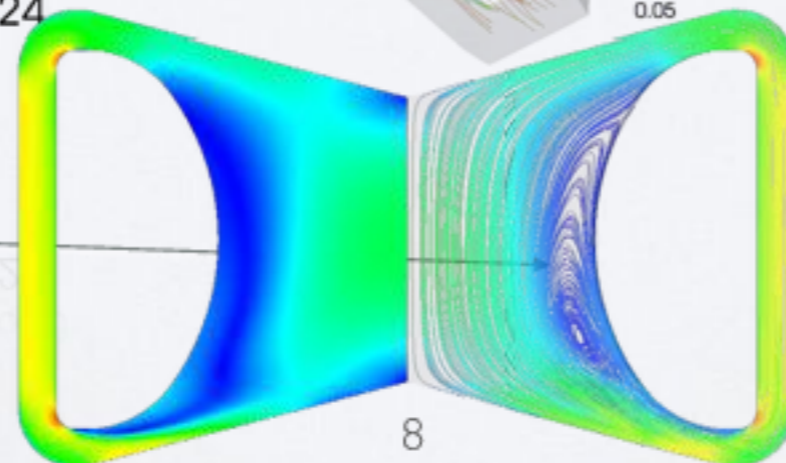
equilibrium energy deposition

59  
40  
20  
0.0008



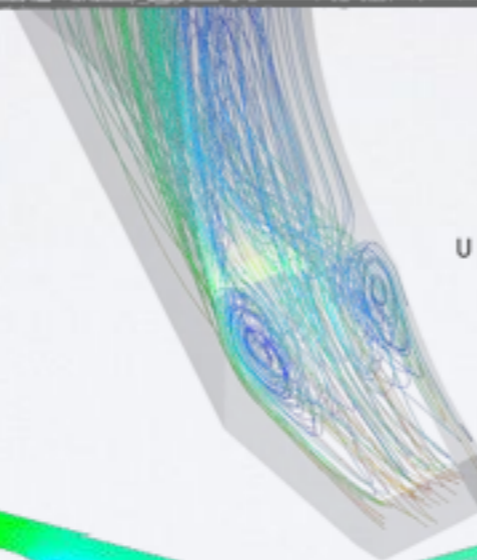
T °C  
770  
760  
720  
680  
640  
624

effet de la recirculation  
sur la temperature



8

U Magnitude  
6.8  
6  
4  
2  
0.05  
m/s

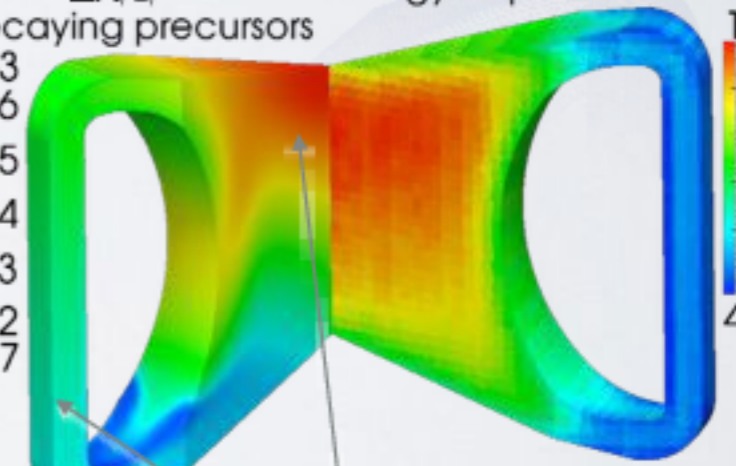


$\Sigma\lambda_i C_i$

decaying precursors

1.63  
1.6  
1.5  
1.4  
1.3  
1.2  
1.17

U Magnitude  
9  
8  
6  
4  
2  
0.01  
m/s



energy deposition - first cycle

17.46  
15  
12.5  
10  
7.5  
5  
4.073

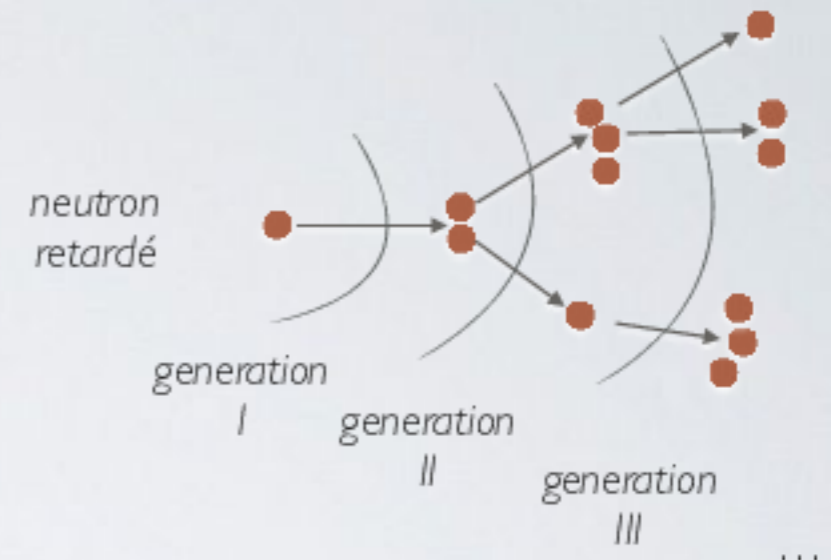
décroissance des  
précurseurs  
dans une zone de faible  
importance



# PLAN DE LA PRÉSENTATION

Pour faire des transitoires ... (suivi de charge, perte de pompe, ...)

- *La distribution des précurseurs va varier dans le temps ...*
- *Et si  $k_p > 1$  ... gerbe prompte infinie ?*
- *Calcul Monte Carlo = temps de calcul élevé*



## I. PROBLÉMATIQUE DU COUPLAGE NEUTRONIQUE - THERMOHYDRAULIQUE

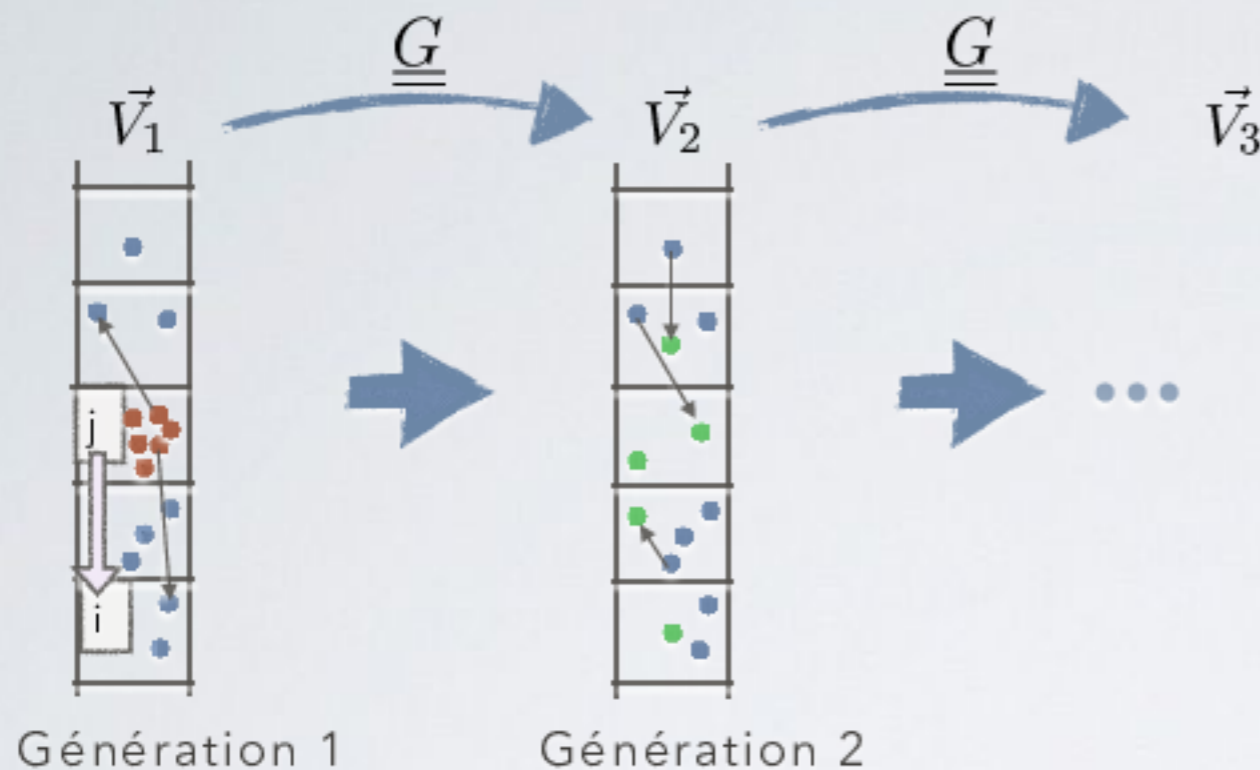
## II. APPROCHE DE LA RÉACTION EN CHAÎNE PAR SUCCESSION DE GERBES

- GERBE PROMPTE
- ÉTUDE STATIONNAIRE

## III. DÉCOMPOSITION DE LA GERBE PAR GÉNÉRATION

- MATRICE DE FISSION / APPROCHE TFM
- BENCHMARK TFM
- ÉTUDE DE TRANSITOIRES

### III. DÉCOMPOSITION DE LA GERBE PAR GÉNÉRATION - MATRICE DE FISSION



PRINCIPE GLOBAL :  
CARACTÉRISER LA RÉPONSE DU SYSTÈME

Élément  $ij$  de la matrice : probabilité qu'un neutron source créé en  $j$  fasse un neutron de fission en  $i$

matrice discrétisée suivant le temps pour capter la réponse temporelle (objectif : calcul de transitoires) : Transient Fission Matrix (TFM)

avec  $S(t, \mathbf{r})$  la distribution de source de neutrons en neutron par seconde en  $\mathbf{r}$  à l'instant  $t$

avec  $G(t' - t, \mathbf{r}', \mathbf{r})$  l'opérateur continu associé à la matrice de fission :

la probabilité qu'un neutron créé en  $t', \mathbf{r}'$  crée un nouveau neutron en  $t, \mathbf{r}$

l'équation donnant l'évolution de la population prompte est donnée par le produit de convolution :

$$S(\mathbf{r}, t) = \int_{\mathbf{r}'} \int_{t' < t} G_{\chi_p \nu_p}(t' - t, \mathbf{r}', \mathbf{r}) \cdot S(\mathbf{r}', t') d\mathbf{r}' dt' = \langle G_{\chi_p \nu_p}(t' - t, \mathbf{r}', \mathbf{r}) | S(\mathbf{r}', t') \rangle$$

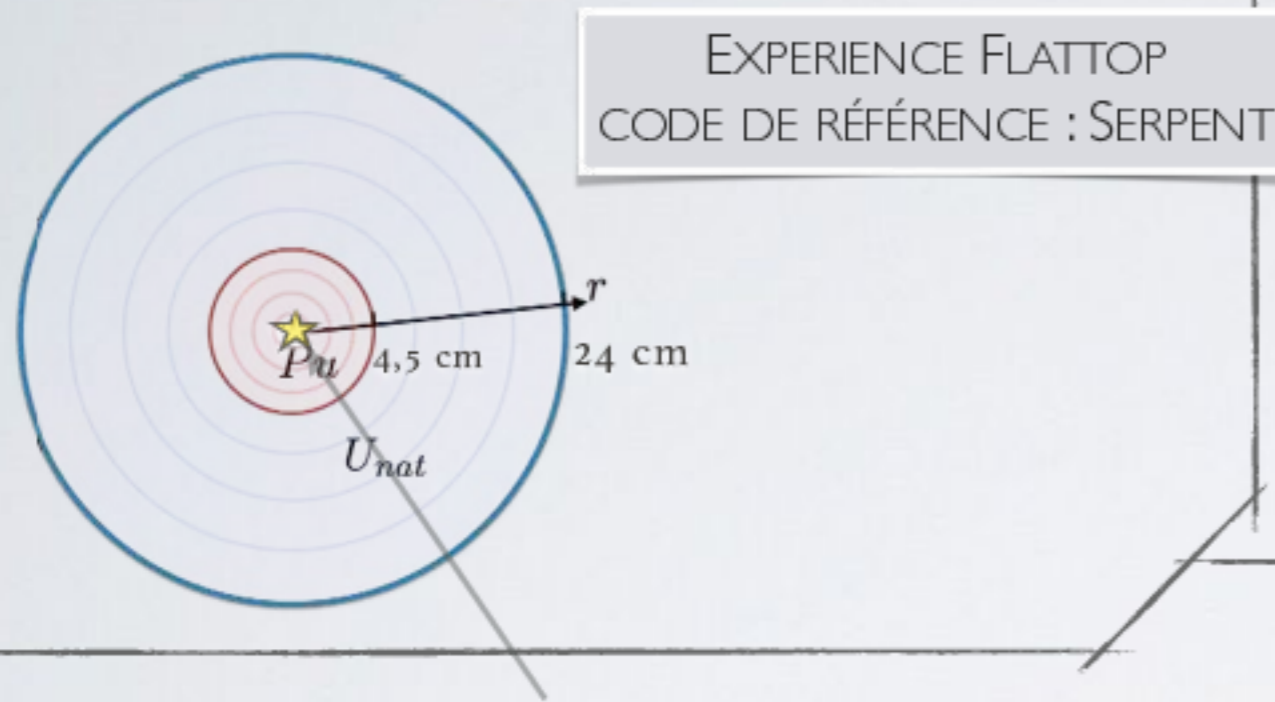
spectre énergétique des neutrons prompts
quantité de neutron prompt par fission

TESTONS L'ASPECT TEMPOREL AJOUTÉ À L'APPROCHE

### III.

## DÉCOMPOSITION DE LA GERBE PAR GÉNÉRATION

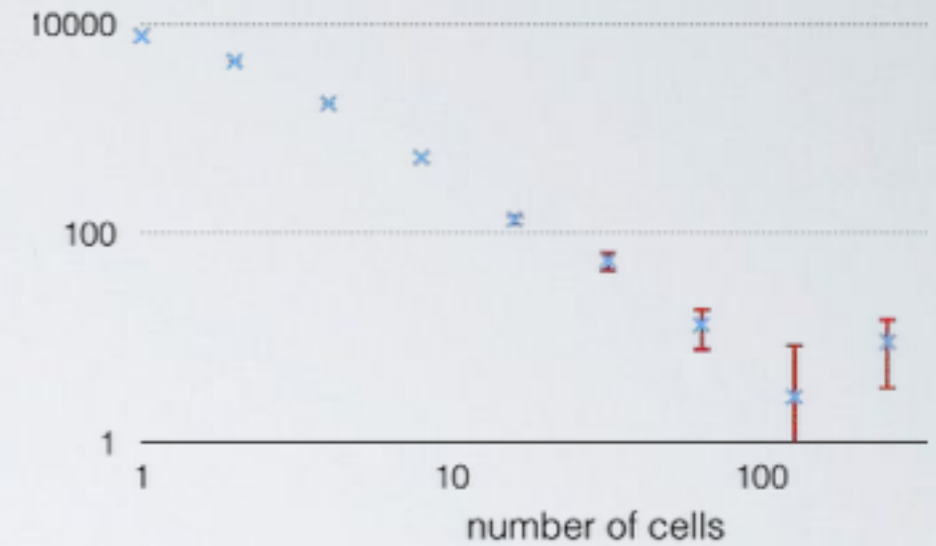
### BENCH CASE



libération d'un burst  
de neutrons au centre

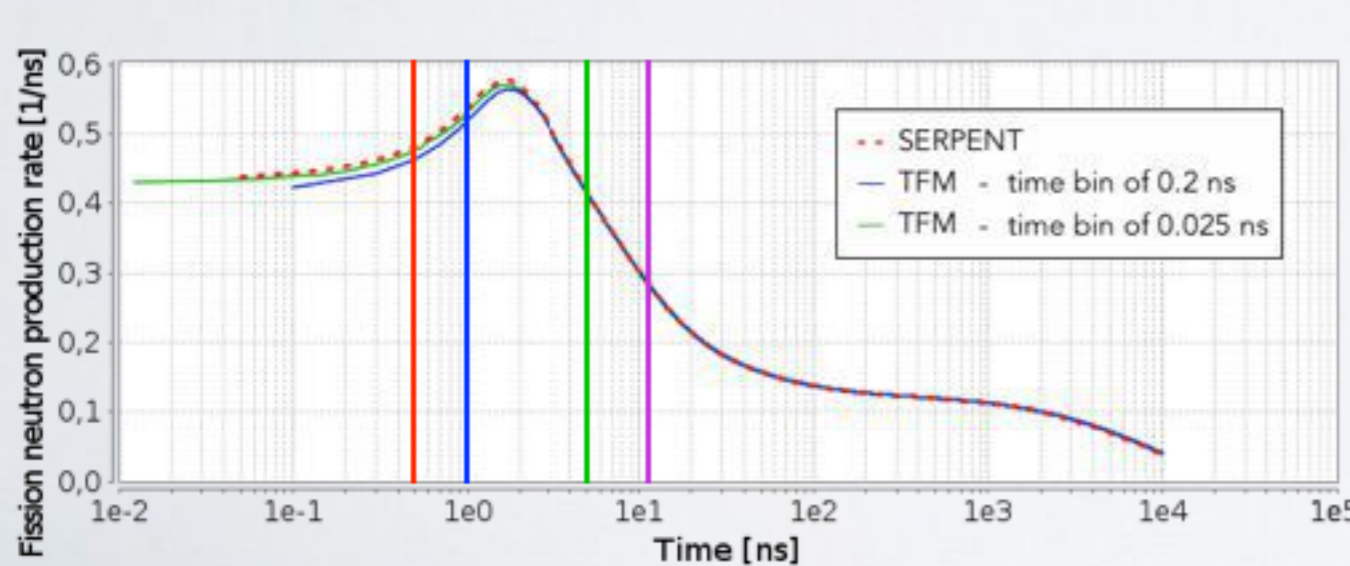
### ACCORD STATIQUE (MODE FONDAMENTAL)

$\Delta k_p$  - pcm  
ref vs TFM

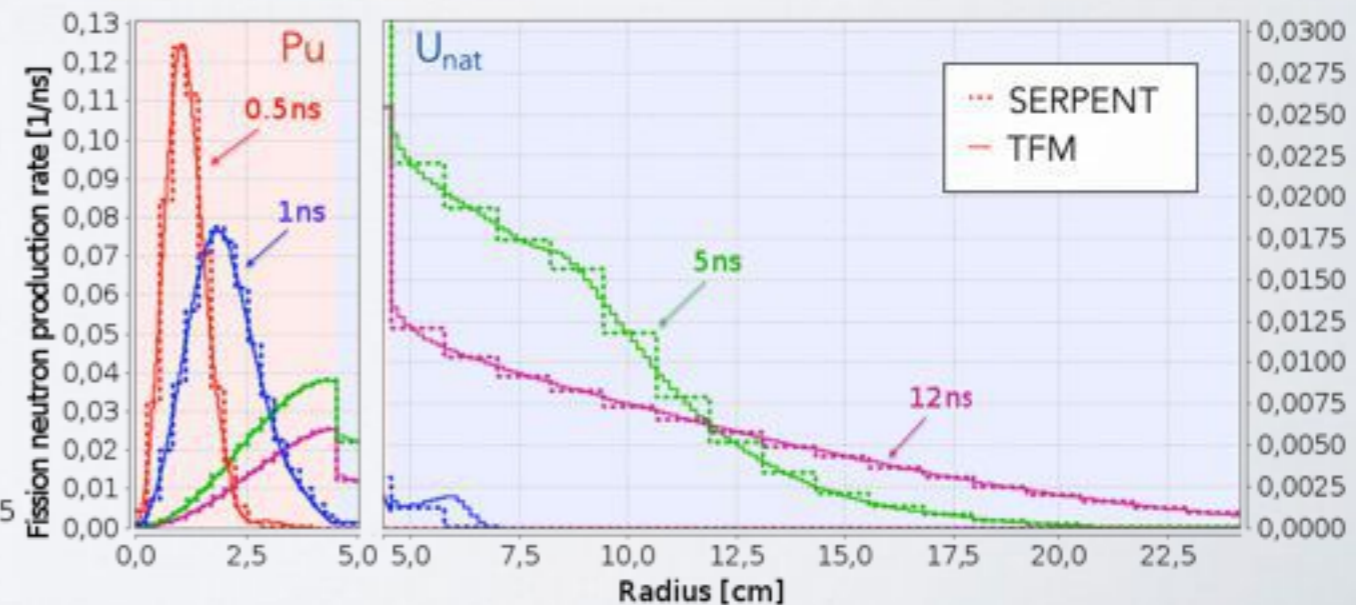


### ACCORD ÉVOLUTION

$$S(t, \mathbf{r}) = \langle G_{\chi_p \nu_p}(t - t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) | S(t', \mathbf{r}') \rangle$$



Évolution temporelle (intégrée en espace)



Évolution spatiale (à quelques instants)

AJOUTONS DES PRÉCURSEURS ...

$$\frac{dP_i}{dt}(t, \mathbf{r}) = \beta_i \langle G_{\chi_p \nu_d}(t - t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) | S(t', \mathbf{r}') \rangle + \beta_i \langle G_{\chi_d \nu_d}(t - t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) | \sum_i \lambda_i P_i(t', \mathbf{r}') \rangle - \lambda_i P_i$$

$\sum_i \beta_i = 1$

constante de décroissance

$$S(t, \mathbf{r}) = \langle G_{\chi_p \nu_p}(t - t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) | S(t', \mathbf{r}') \rangle + \langle G_{\chi_d \nu_p}(t - t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) | \sum_i \lambda_i P_i(t', \mathbf{r}') \rangle$$

... ET VÉRIFIONS

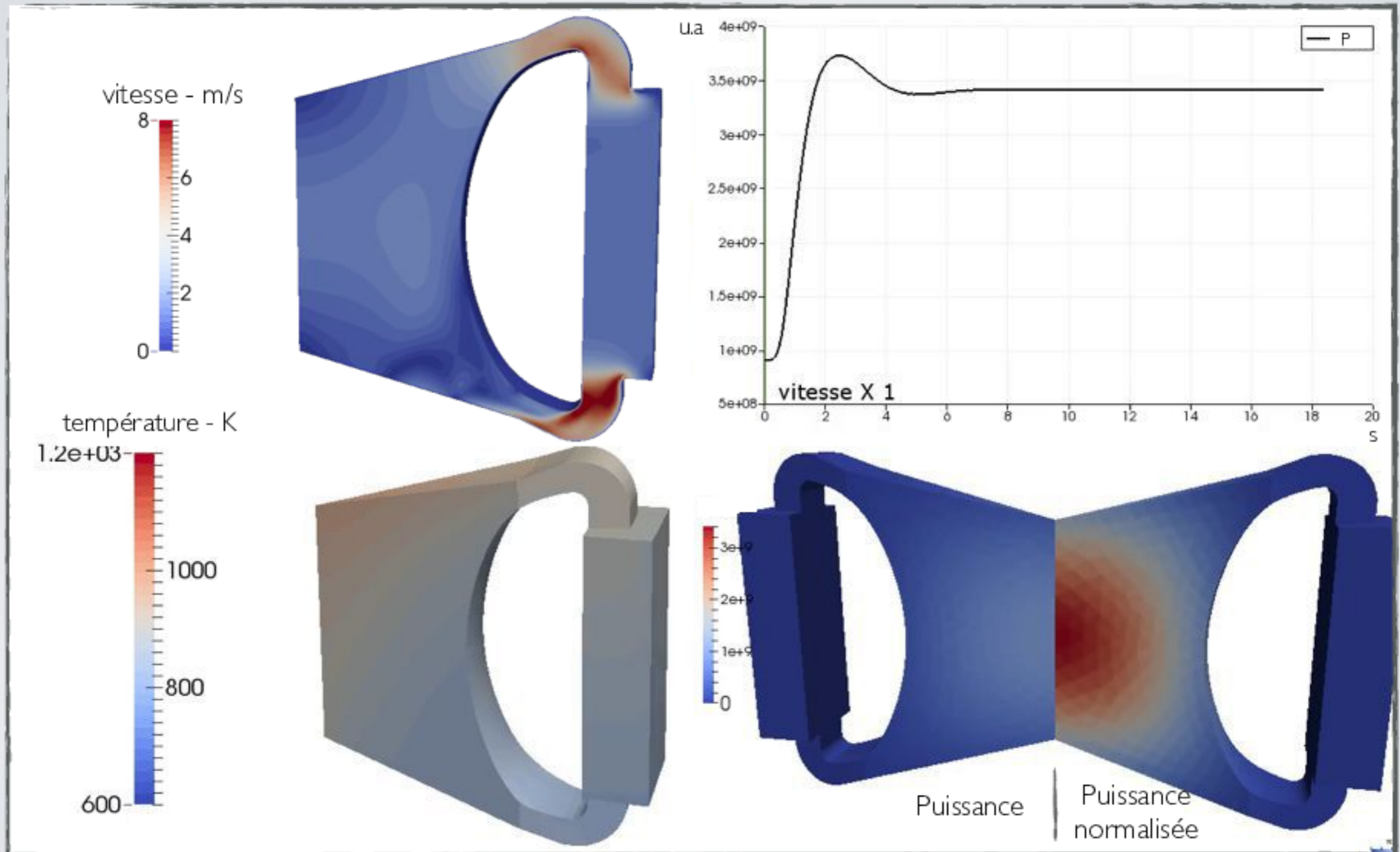
method	$\beta_{eff}$	$\Lambda_{eff}$	$\alpha_{Rossi}$
TFM	$182.5 \pm 0.8 pcm$	$2.9147 \pm 0.0002 ns$	$0.626 \pm 0.003 \mu s^{-1}$
SERPENT adjoint	$182 \pm 3 pcm$	$2.876 \pm 0.003 ns$	$0.63 \pm 0.0110 \mu s^{-1}$
experimental	-	-	$0.64 \pm 0.1 \mu s^{-1}$

EXPERIENCE FLATTOP

III.

# DÉCOMPOSITION DE LA GERBE PAR GÉNÉRATION

PREMIERS RÉSULTATS (PRÉLIMINAIRES) : SUR-REFROIDISSEMENT (1/16 DU MSFR)



ET POUR DES ÉTUDES DE TRANSITOIRES ?

problème I : équation lourde à résoudre, on simplifie :  $\tilde{G}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) = \int_{t-t'} G(t-t', \mathbf{r}', \mathbf{r}) d(t-t')$

Équations simplifiées : on utilise  $N(t, \mathbf{r})$  la population de neutrons et  $l_{eff}$  le temps de fission à fission

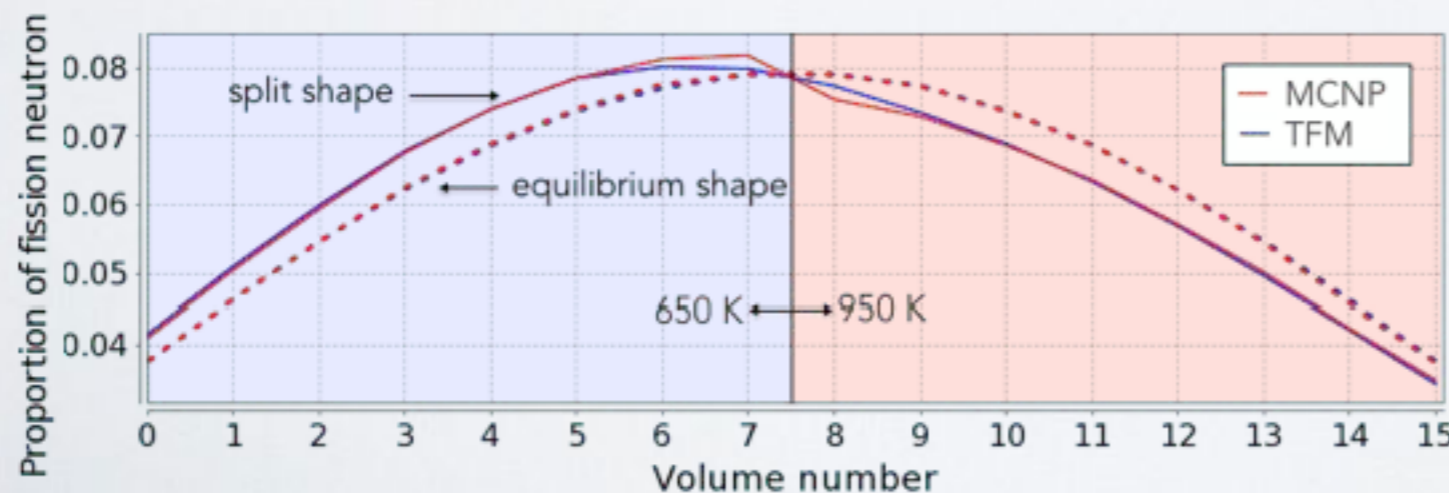
$$\frac{dP_i}{dt}(t, \mathbf{r}) = \beta_i \left[ \overset{\text{précurseur} \leftarrow}{\frac{1}{l_{eff}} \langle \tilde{G}_{\chi p \nu_d}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) | N(t, \mathbf{r}') \rangle} + \overset{\text{précurseur} \leftarrow}{\langle \tilde{G}_{\chi_d \nu_d}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) | \sum_i \lambda_i P_i(t, \mathbf{r}') \rangle} \right] - \lambda_i P_i(t, \mathbf{r})$$

$$\frac{dN}{dt}(t, \mathbf{r}) = \underset{\text{prompt} \leftarrow}{\frac{1}{l_{eff}} \langle \tilde{G}_{\chi p \nu_p}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) | N(t, \mathbf{r}') \rangle} + \underset{\text{prompt} \leftarrow}{\langle \tilde{G}_{\chi_d \nu_p}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) | \sum_i \lambda_i P_i(t, \mathbf{r}') \rangle} - \underset{\text{précurseur}}{\frac{1}{l_{eff}} N(t, \mathbf{r})}$$

problème II : la température varie dans le temps ... on utilise une interpolation

$$\tilde{G}_{interpolee}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) = \tilde{G}_{ref}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) + (T(\mathbf{r}') - T_{ref}(\mathbf{r}')) \cdot \Delta_{\rho} \tilde{G}(\mathbf{r}', \mathbf{r}) + \log \frac{T(\mathbf{r}')}{T_{ref}(\mathbf{r}')} \cdot \Delta_{Doppler} \tilde{G}(\mathbf{r}', \mathbf{r})$$

Vérification sur un réacteur 1D avec la composition du MSFR :



$k_p$  variation :  $-1121 \pm 4 \text{ pcm}$   
 erreur de la prédiction :  $-8 \pm 7 \text{ pcm}$

# Références

Global Footprint Network,

[http://www.footprintnetwork.org/fr/index.php/GFN/page/earth\\_overshoot\\_day/](http://www.footprintnetwork.org/fr/index.php/GFN/page/earth_overshoot_day/)

David McKay, *Sustainable Energy – without the hot air*,

<http://www.withouthotair.com/>

Daniel Heuer, *Le thorium et le nucléaire du futur*,

<https://www.youtube.com/watch?v=M4MgLixMrz8>

LPSC/CNRS/IN2P3, *Étude paramétrique des RSF et cycle thorium*, <http://lpsc.in2p3.fr/gpr/msfr.htm>

Robert Hargraves - *Thorium Energy Cheaper than Coal* @

ThEC12, <https://www.youtube.com/watch?v=ayIyiVua8cY>

John Laurie, <http://www.energiesduthorium.fr>, La fission liquide et le thorium pour un climat stable et une prospérité énergétique

John Laurie, « *La voiture nucléaire* »,

[https://www.youtube.com/watch?v=bkj-vf1\\_pzQ](https://www.youtube.com/watch?v=bkj-vf1_pzQ)