

# Centrales nucléaires de production d'électricité.

## 2- Technologie des REP

Master IPE

Florent Ravelet<sup>1</sup>

Laboratoire d'Ingénierie des Fluides et des Systèmes Énergétiques

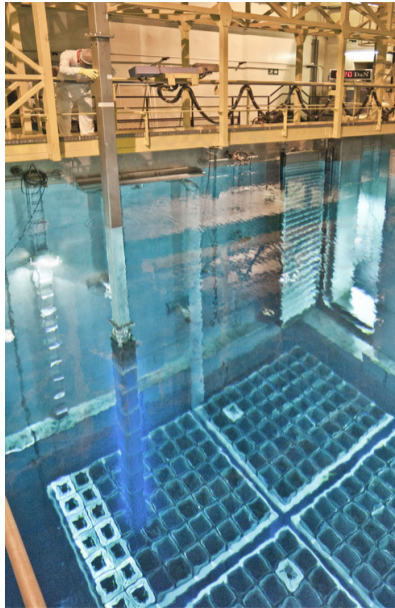
<sup>1</sup>Arts et Métiers - Sciences et Technologies

18 octobre 2023



LIFSE







## Filières envisageables



## Rappels sur la notion de filière

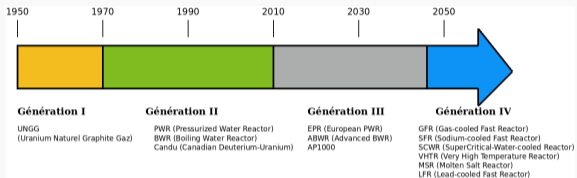


Figure – Historique des générations de centrales nucléaires

- Filière : combinaison Combustible / Modérateur / Caloporteur
- Neutrons libérés lors d'une fission : neutrons *rapides* ( $E \simeq 2 \text{ MeV}$ )
- Sections efficaces (probabilités de réaction) décroissent avec l'énergie des neutrons  $\Rightarrow$  Deux voies
  - Neutrons rapides et uranium fortement enrichi
  - Neutrons thermiques et uranium peu (ou pas) enrichi



## Modérateurs

- Neutrons issus de fission :  $E \simeq 1 \text{ MeV}$ , i.e.  $v \simeq 13800 \text{ km.s}^{-1}$
- Neutrons en équilibre thermique à  $300^\circ\text{C}$  :  $k_B T \simeq 0.05 \text{ eV}$ , i.e.  $v \simeq 3.1 \text{ km.s}^{-1}$
- Ralentissement par « chocs » successifs :

Noyau	Perte relative énergie / choc	Nbre chocs nécessaires
Hydrogène	0.636	19
Deutérium	0.710	26
Carbone	0.925	112
Béryllium	0.903	86
Oxygène	0.942	147
Zirconium	0.989	804
Uranium	0.996	2 086

Modérateur	Ralentissement	Capture	Coût	U naturel?
Eau ( $H_2O$ )	+++	+	+++	Non
Eau lourde ( $D_2O$ )	+++	+++	-1	OK
Graphite (C)	+	++	+	OK

Dans un réacteur à eau, durée de ralentissement  $\simeq 4 \times 10^{-5} \text{ s} \ll$  temps effectif de régénération des neutrons.



## Caloporteurs

	Eau légère	Sodium liquide	Gaz sous pression
Température maximale (rendement)	• (limitée par ébullition et corrosion)	• •	• • •
Transfert thermique (capacité calorifique et conductivité thermique)	• •	• • •	• (hautes pressions, fort débit ⇒ haute puissance de soufflage)
réactions avec les neutrons	• (absorption, forte modération ⇒ neutrons lents)	• • (faible absorption, faible modération ⇒ neutrons rapides possibles)	• • • (ni absorption ni modération) ⇒ neutrons rapides possibles)
Problèmes d'ordre technologique (corrosion, étanchéité)	• (corrosive à haute température)	• • (pas de corrosion, faibles pressions)	• (problèmes d'étanchéité)
Transparence	• • •	• (opaque)	• • •
Sûreté	• • (Risque de vaporisation)	• (très réactif avec l'air, l'eau, le ciment...)	• • (Risque de depressurisation)



## Enrichissement de l'Uranium

Uranium naturel : 99.3% d' $^{238}_{92}\text{U}$  et 0.7% d' $^{235}_{92}\text{U}$  en masse. Enrichissement : augmentation de la teneur en  $^{235}_{92}\text{U}$

- Uranium légèrement enrichi (SEU) : 2%;
- Uranium faiblement enrichi (LEU) : 3% à 5%;
- Uranium hautement enrichi (HEU) : 20%, pour la propulsion navale;
- Uranium de qualité militaire : plus de 90%.

Procédés :

- Diffusion gazeuse. Première méthode déployée à échelle industrielle, énergivore, tend à disparaître;
- Centrifugation. Réclame 50 fois moins d'énergie.

Pays	Production (MUTS/ans) 2013	2015	Prévision 2020
France	5.5	7	7.5
Germany-Netherlands-UK	14.2	14.4	14.9
USA	3.5	4.7	4.7
Russia	26	26.6	28.7
China	2.2	5.8	10.7
Total	51.6	58.6	66.7
Besoins (WNA reference scenario)	49.1	47.2	57.4



## Principales filières

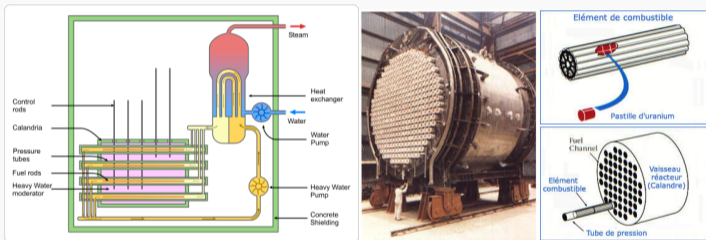
Filières	Combustible	Modérateur	Caloporteur	En marche (2022)		Construction (2022)		Arrêtés (1950-2022)	
				GWe	#	GWe	#	GWe	#
UNGG, Magnox	Uranium naturel	Graphite	Gaz carbonique	0	0	0	0	7.2	37
HWGCR	Uranium naturel	Eau lourde	Gaz carbonique	0	0	0	0	0.2	5
<b>CANDU</b>	Uranium naturel	Eau lourde	Eau lourde	24.5	47	1.9	3	2.7	10
RBMK	Uranium enrichi (1.8%)	Graphite	Eau bouillante	7.4	11	0	0	8.9	13
AGR	Uranium enrichi (3%)	Graphite	Gaz carbonique	4.6	8	0	0	3.0	7
<b>BWR</b>	Uranium enrichi (3%)	Eau	Eau bouillante	61.8	61	2.6	2	30.6	52
<b>PWR</b>	Uranium enrichi (3%)	Eau	Eau liquide	293.7	307	54.2	50	43	65
<b>FBR</b>	Uranium/Plutonium $\geq$ 10%		Sodium liquide ou Plomb	1.4	2	1.9	4	1.9	8
<b>Total</b>				393.6	437	60.8	59	99.0	204





## CANDU

Canada, Inde, Roumanie.



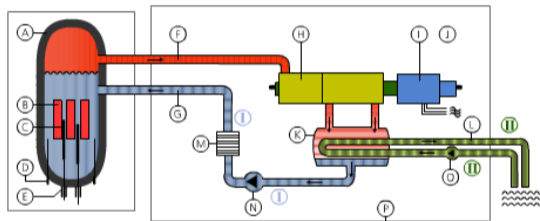
- Eau lourde : modérateur et Eau lourde sous pression dans tubes de force : caloporteur ;
- Rechargement en marche possible.



## Réacteurs à eau bouillante

USA, Japon, Suède, Allemagne.

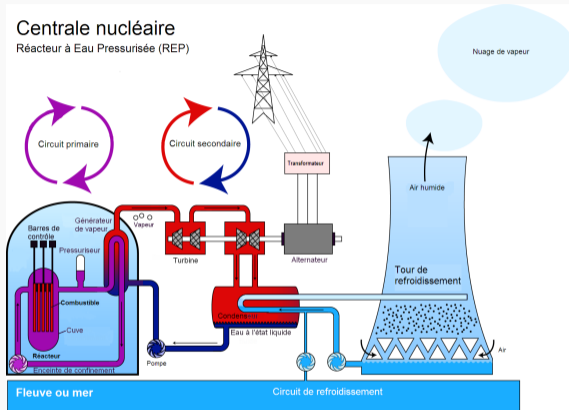
Schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau bouillante



- Eau ordinaire : caloporteur et modérateur;
- Pression 80 bars, ébullition dans le cœur;
- Détente directe. Meilleur rendement.



## Réacteurs à eau sous pression



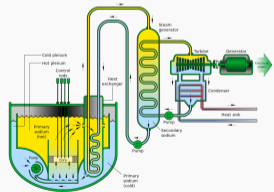
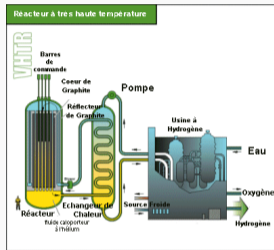
- Eau ordinaire : caloporteur et modérateur;
- Maintenu liquide à 155 bars;
- Générateur de vapeur, circuit secondaire.



## Génération IV

Forum international, 12 pays. 6 concepts retenus :

- Réacteur nucléaire à très haute température,
- Réacteur à eau supercritique,
- Réacteur nucléaire à sels fondus,
- Réacteur à neutrons rapides à caloporteur gaz,
- Réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium,
- Réacteur à neutrons rapides à caloporteur plomb.

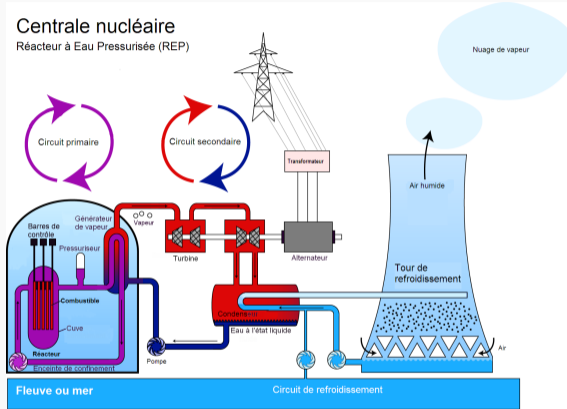




# Présentation détaillée des réacteurs à eau sous pression

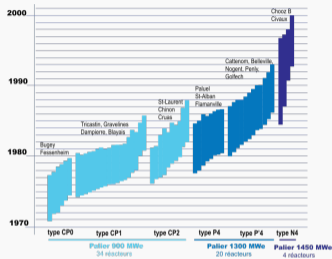


## Réacteur à eau sous pression



- Eau ordinaire, cycle indirect. Combustible  $UO_2$  enrichi de 3% à 5% en  $^{235}_{92}U$ .
- Circuit primaire pressurisé à 155 bars.
- Circuit secondaire fermé, cycle de Hirn-Rankine.

## Capacité installée en France



	CP0-CPY	P4-P4'	N4	EPR
Puissance électrique (MWe)	915	1320	1450	1600
Puissance thermique (MWth)	2785	3817	4270	4450
Nombre d'assemblages	157	193	205	241
Hauteur active du cœur	3.66	4.3	4.3	4.2
Diamètre de la cuve	4	4.4	4.5	4.9
T primaire (°C)	286-322	293-329	292-330	295-330
Pression vapeur sortie GV (bars)	58	65	73	77
T vapeur (°C)	273	281	288	293
Nombre de réacteurs	32 (20 MOX)	20	4	0
Gestion du cœur	1/4 (MOX : 1/3) 12 mois	1/3 18 mois	1/4 12 mois	1/3 18 mois?



# Sites nucléaires

Situation au 31 décembre 2020

Palier REP\* standardisé

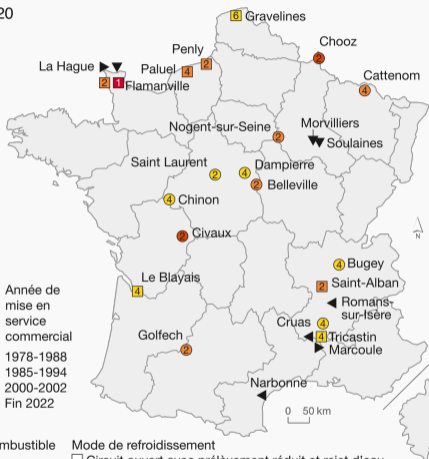
Puissance électrique nette	Nombre de tranche	Année de mise en service commercial
900 MW	32	1978-1988
1300 MW	20	1985-1994
1500 MW	4	2000-2002
1600 MW (EPR**)	1 (en construction)	Fin 2022

☐ Nombre de réacteurs

- ◀ Usine de l'amont du cycle du combustible (enrichissement...)
- ▶ Usine de l'aval du cycle du combustible (retraitement...)
- ▼ Centre de stockage des déchets

Mode de refroidissement

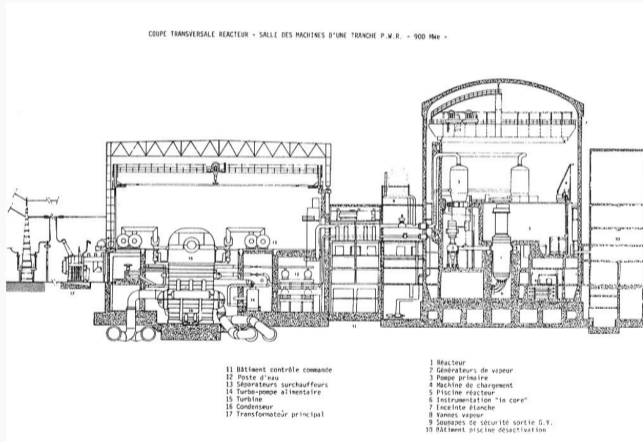
- ☐ Circuit ouvert avec prélèvement réduit et rejet d'eau dans les cours d'eau et la mer
- Circuit fermé avec prélèvement réduit et rejet de vapeur dans l'atmosphère via des tours aéroréfrigérantes





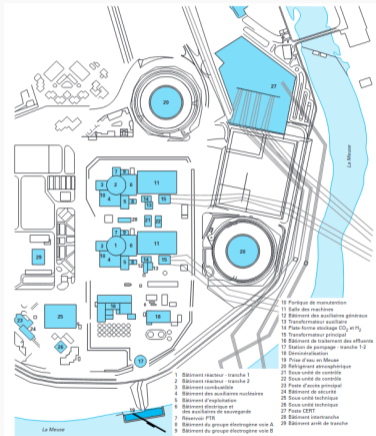


## Plan de coupe d'une centrale palier 900 MWe



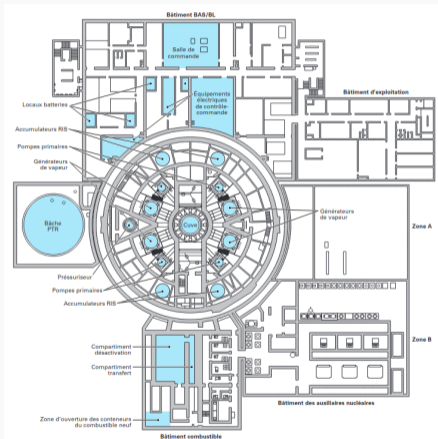


## Plan de masse d'une centrale (Chooz)



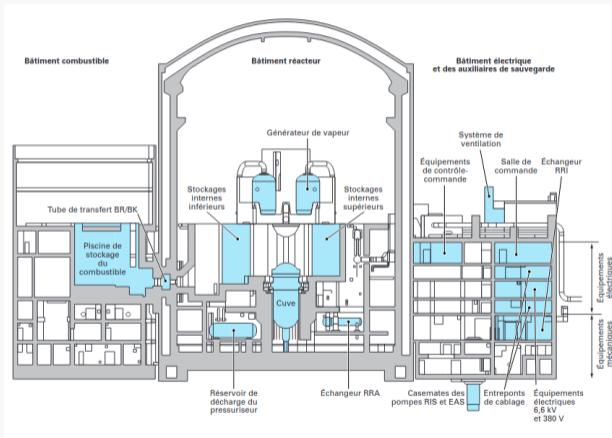


## Plan de masse réacteur



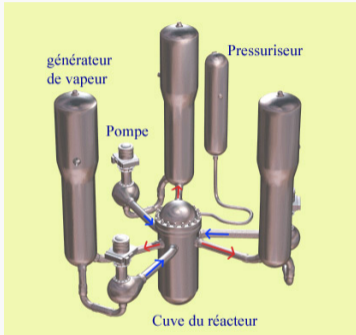


## Plan de coupe réacteur

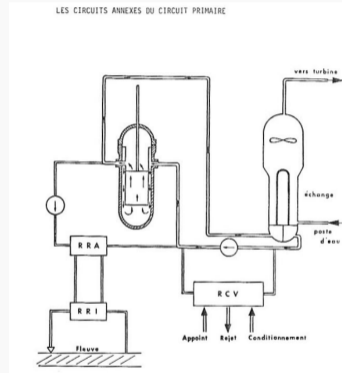




## Circuit primaire (palier 900 MWe)



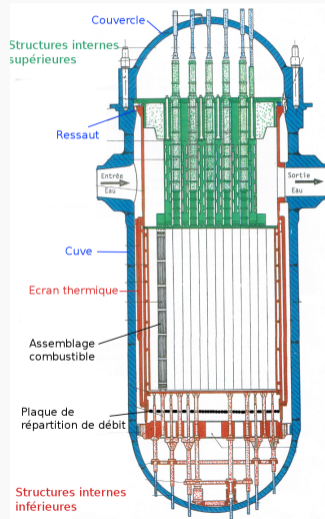
- Trois boucles dans un REP de 900 MWe;
- Rôle : produire les  $2785 \text{ MW}_{th}$ , les transférer au circuit secondaire;
- $P = 155 \text{ bars}$ ,  $T_f = 286^\circ\text{C}$ ,  $T_c = 322^\circ\text{C}$ ;



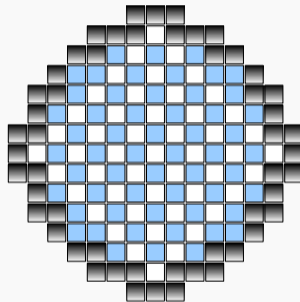
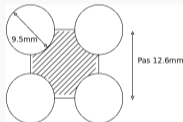
- RRA : réfrigération à l'arrêt;
- RRI : source froide du RRA.;
- RCV : contrôle volumétrique et chimique.

# Réacteur

- **Cuve et couvercle (données 900 MWe) :**
  - $\Phi = 4$  m
  - $H = 12.3$  m
  - $e = 200$  mm
  - 50 passages d'instrumentation
  - masse : 263 + 54 tonnes
- **Structures internes inférieures :**
  - alignement, canalisation fluide, protection cuve
  - masse : 110 tonnes
  - écran thermique  $e = 68$  mm
- **Structures internes supérieures :**
  - Positionnement grappes de commande
  - masse : 30 tonnes
- **Combustible :**
  - 157 assemblages
  - $H = 3.66$  m
  - masse  $UO_2$  : 80 tonnes



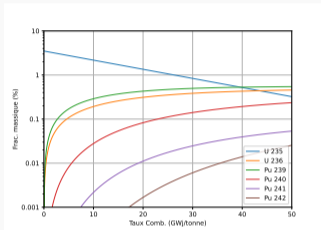
## Combustible



- Enrichi 3,1%
- Enrichi 2,6%
- Enrichi 2,1%



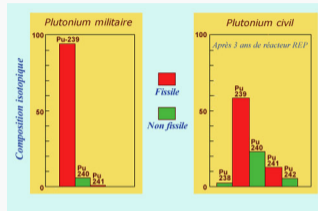
## Combustible utilisé



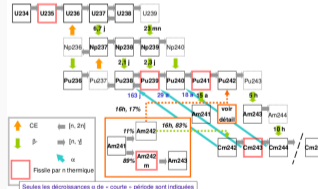
Après 3 ans (33 GWj / tonne), il reste par tonne :

- 955 kg d'Uranium (dont 940 kg  $^{238}\text{U}$  et 10 kg  $^{235}\text{U}$ );
- 10 kg Plutonium (6 kg  $^{239}\text{Pu}$ , 1 kg  $^{241}\text{Pu}$ );
- 34 kg de produits de fission hautement radioactifs;
- 0.7 kg d'actinides mineurs de longue durée de vie.

Retraitement ? Recyclage ? Déchets ? Accumulation de  $\text{Pu}$  ?



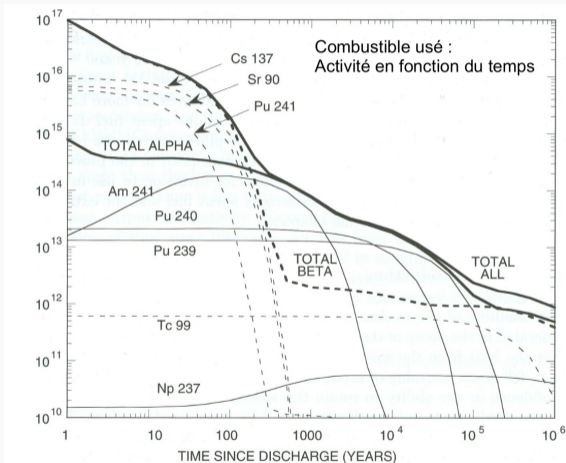
Chaîne de l'uranium : formation d'actinides







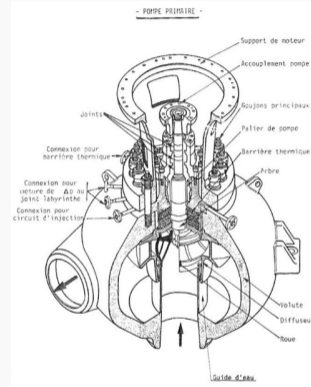
## Activité du combustible utilisé



## Pressuriseur & Pompe primaire



- Rôle : maintenir une pression de 155 bars.
- Situé sur une branche chaude.
- En jouant sur équilibre liquide / vapeur ( $T_{sat} = 345^{\circ}\text{C}$ ).
- Cannes chauffantes (1400 kW max, 100 kW en marche) et aspersion.
- Contrôle du niveau.



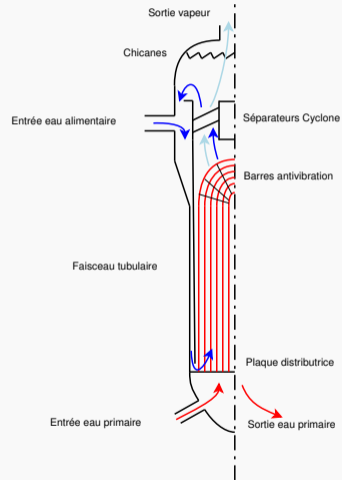
- Une / boucle (branche froide).
- Hélico-centrifuge mono-étage.
- $Q_V = 20100 \text{ m}^3/\text{h}$ ,  $H_e = 84.5 \text{ m.c.e}$ ,  
 $N = 1485 \text{ rpm}$ ,  $P = 5 \text{ MW}$ .



## Générateur de vapeur

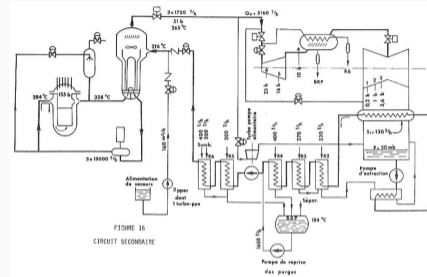


- Rôle : vaporiser eau du secondaire.
- Vaporisateur tubulaire à circulation naturelle, disposé verticalement.
- Eau primaire : 3388 tubes (20 m,  $\Phi = 22$  mm,  $e = 1$  mm) en U immergés.
- Un / boucle. Puissance : 890 MW.
- Surface d'échange  $4800 \text{ m}^2$ .
- Séparateurs cyclones et recirculation, titre vapeur en sortie 0,998.
- $491 \text{ kg.s}^{-1}$ , 55 bars ( $T_{\text{sat}} = 268^\circ\text{C}$ ).

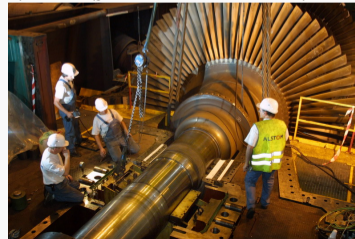


## Circuit secondaire

- Particularité : pas de surchauffe initiale.
- Détente HP (un corps à 7 étages double flux), 55 bars à 11 bars, titre en eau : 12%.
- Séparateur-surchauffeur.
- Détente BP 11 bars à 43 mbars (trois corps à 7 étages double flux).



Turbines particulières (grand débit, vitesse faible, mauvaise qualité de vapeur).



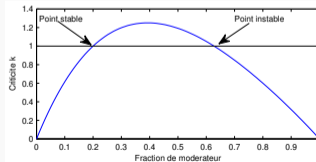


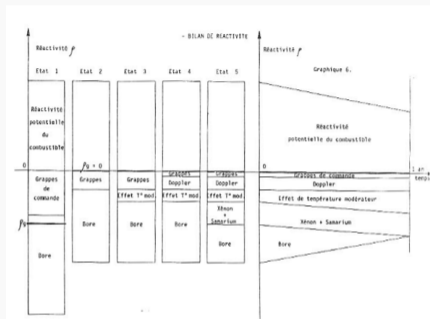
## Contrôle-commande, régulation

- Contrôle-commande : mesures et pilotage.
- Instrumentation : Flux neutronique, Températures, Pressions, Débits.
- Régulations :
  - Température moyenne réacteur.
  - Pression primaire.
  - Niveau pressuriseur.

## Réactivité et stabilité

- Criticité  $k$  : proportion des neutrons issus de fission donnant une fission.  $k = 1 \Rightarrow$  flux neutronique et puissance constants (réacteur *critique*).
- Réactivité  $\rho = \frac{k-1}{k}$ .
- Coefficient de réactivité  $\frac{\partial \rho}{\partial T}$ .





- Etat 1 : Réacteur à l'arrêt à froid, après un rechargement.  
La réactivité potentielle importante du combustible est compensée très largement par l'antiréactivité introduite par les grappes de commande et le bore (forte concentration)  
La réactivité globale du cœur " $\beta_0$ " est alors très négative.
- Etat 2 : Réacteur à l'état critique à froid. Puissance nulle.  
La réactivité potentielle du cœur est compensée par le bore et les grappes partiellement extraites du cœur pour obtenir  $\beta_0 = 0$ .
- Etat 3 : Réacteur à l'état critique à chaud. Puissance nulle.  
L'effet de température du modérateur apparaît : il est compensé par dilution de bore.
- Etat 4 : Réacteur à l'état critique à chaud. Puissance nominale.  
L'effet Doppler introduit de l'antiréactivité compensée par extraction des grappes jusqu'à leur "zone de référence".
- Etat 5 : Le Réacteur fonctionne à puissance nominale depuis quelques jours.  
Il apparaît les effets Xénon et Samarium qui apportent une antiréactivité compensée par le bore.
- Graphique 6 : Il traduit l'évolution dans le temps du bilan de réactivité de l'état 5 jusqu'au déchargement (fin de cycle). L'usure du combustible est alors compensée par une dilution de bore.

