

PETITE HISTOIRE
DE LA PHYSIQUE NUCLÉAIRE

23 – RÉACTEURS
NUCLÉAIRES

Alain Bouquet

Laboratoire AstroParticule et Cosmologie

CNRS - Université Denis Diderot - CEA - Observatoire de Paris

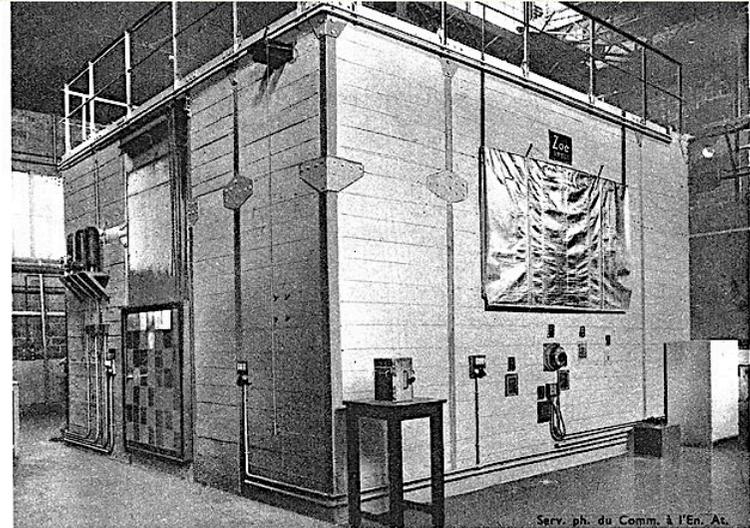
LA FRANCE NUCLÉAIRE

- **Indépendance énergétique**
- Pas de pétrole (loi sur le pétrole 1928)
- Peu de charbon
 - Charbonnages de France (CdF avril 1946)
- **Électricité**
 - Électricité de France (EdF mars 1946)
 - → vaste programme hydroélectrique + centrales thermiques gaz et charbon
- **Nucléaire**
 - Commissariat à l'Énergie atomique (CEA octobre 1945)

Zoé

LA PILE FRANÇAISE

En France, le Commissariat à l'Énergie Atomique a entrepris, sous la direction du professeur Joliot, en même temps que la prospection des gisements d'uranium sur le territoire de l'Union française, la réalisation d'une première pile à eau lourde de quelques watts, qui est installée à Châtillon près de Paris. Une seconde pile à uranium



Serv. ph. du Comm. à l'En. At.

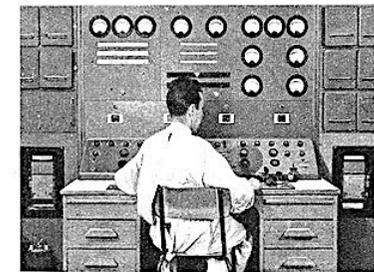
« ZOÉ », AU FORT DE CHATILLON, près de Paris, est la première pile atomique française. A



1 leau central de commande, à l'opérateur démarre et arrête la machine qu'elle doit développer.

nt de la cuve s'effectue par le haut et le bas de ar un courant d'air entre-lateurs entre la cuve et le ne de marche est un peu mperature ambiante. On maximum d'échauffement uissance de 10 kW pour t. La moyenne de marche <W.

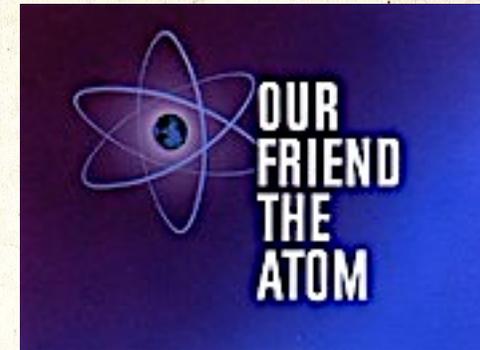
ons le plus important est : du tube creux central. Il ns par cm² par seconde. cm² sur la face extérieure ante. pile est assuré par deux cadmium. Les barres de ans l'eau lourde à l'arrêt nt sorties pour la marche. lage se trouvent à l'exté-re celle-ci et le réflecteur position peut être réglée e près par des servomo-partir d'un tableau central. dioéléments artificiels ont ar cette pile et distribués : recherches. mique d'une fraction de



l'oxyde d'uranium de la pile a permis d'ex-traire une quantité pondérable de plutonium, ce qui permettra aux techniciens français de se perfectionner dans la manipulation de cet élément afin d'atteindre un rendement d'extraction de 100 %. Le rendement actuel est de l'ordre de 80 % bien qu'il soit difficile d'affirmer qu'il n'est pas supérieur, vu que le calcul du nombre d'atomes de plutonium formés au bout d'un certain temps dans une pile n'est pas chose aisée. L'usine de purification des minerais et d'extraction du plutonium se trouve au Bouchet. Le département de la chimie au Commissariat à l'Énergie Atomique est placé sous la direction de M. Bertrand Goldschmidt, secondé par MM. C. Eichner et P. Vertes.

DES RÊVES ...

- Ford Neutron, une voiture nucléaire...



- Une électricité à bon marché...



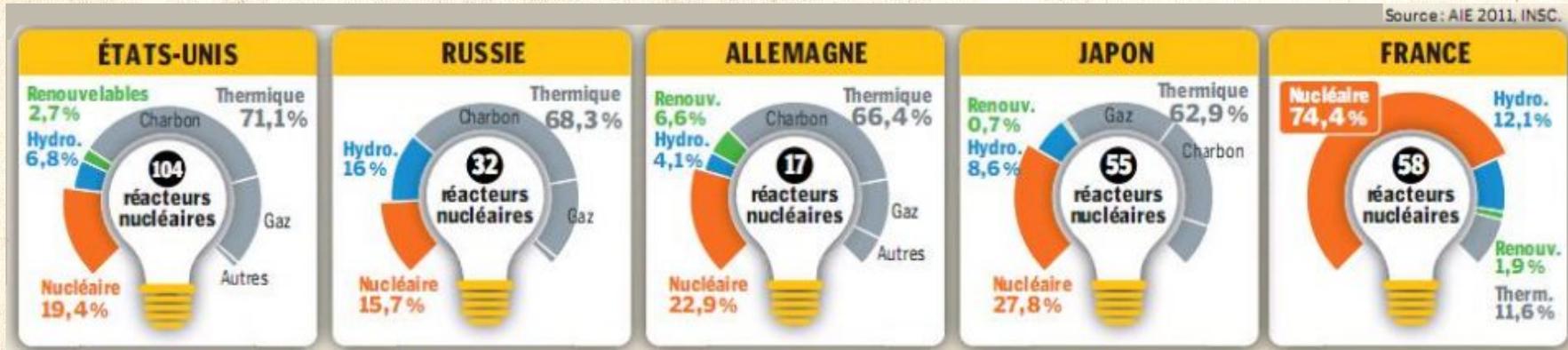
What does Atomic Energy really mean to you?
Dramatic new developments in medicine, agriculture,
and industry promise long-time benefits for us all

Union Carbide advertisement, May 1953

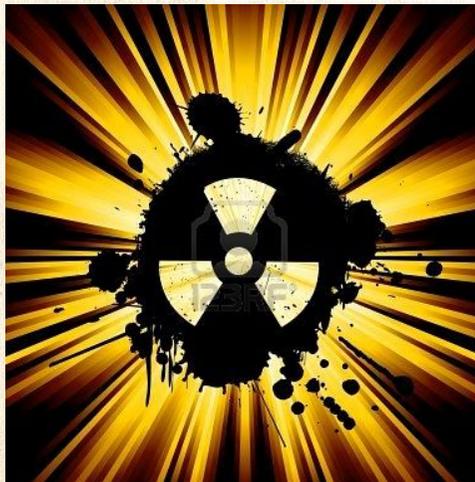


DES RÊVES...

RÉALISÉS

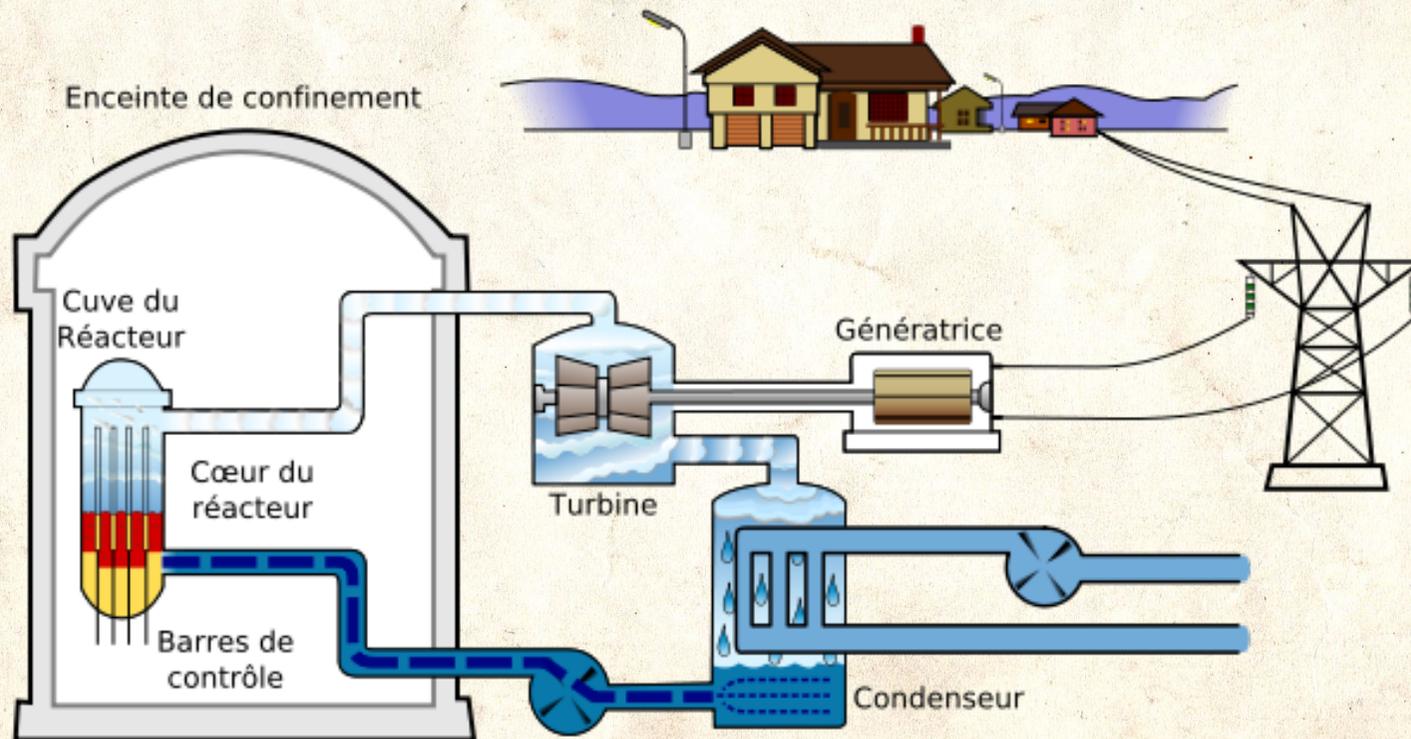


...OU UN CAUCHEMAR ?



PRINCIPES DE BASE

- matériau fissile (uranium 233 – uranium 235 – plutonium 239)
- fission → neutrons + chaleur
 - neutrons → réaction en chaîne
 - chaleur → turbine
- Turbine → moteur
 - → électricité



RENDEMENT DE CARNOT

- Fissions
- → énergie libérée (~ 210 MeV/fission)
- → énergie cinétique des fragments de fission
- → collisions de ces fragments avec l'uranium
- → **chaleur** (~40 kW/kg uranium)
- ⇒ nécessité d'une évacuation de cette chaleur
- → **fluide caloporteur**
 - Eau
 - Gaz (hélium, air, gaz carbonique)
 - Sodium, plomb-bismuth fondus
- Conversion chaleur → mouvement mécanique (turbine, hélice, turbo-alternateur)
- ⇒ présence obligatoire d'une source chaude (température T_c) **et** d'une source froide (T_f)
- ⇒ rendement **maximal** de la conversion
$$E_{\text{mécanique}}/E_{\text{thermique}} = 1 - T_f/T_c$$
- Source froide $T_f \sim 300$ K
- ⇒ rendement > 50% ⇔ $T_c \gg 600$ K
- ⇒ eau *sous pression*, sels fondus, métal liquide
- En pratique, rendement < 35%
- ⇒ puissance MWe ~ 1/3 MWt

LES PRINCIPALES « FILIÈRES »

MODÉRATEUR

pas de modérateur
(\Rightarrow neutrons rapides)

modérateur
(\Rightarrow neutrons lents)

uranium enrichi

uranium enrichi

uranium naturel

CALOPORTEUR

sodium

bismuth-plomb

Phénix

sous-marins

eau légère

gaz

Nautilus

CANDU

Hanford

Magnox

eau pressurisée
(REP/PWR)

eau bouillante
(REB/BWR)

RMBK

UNGG

Westinghouse

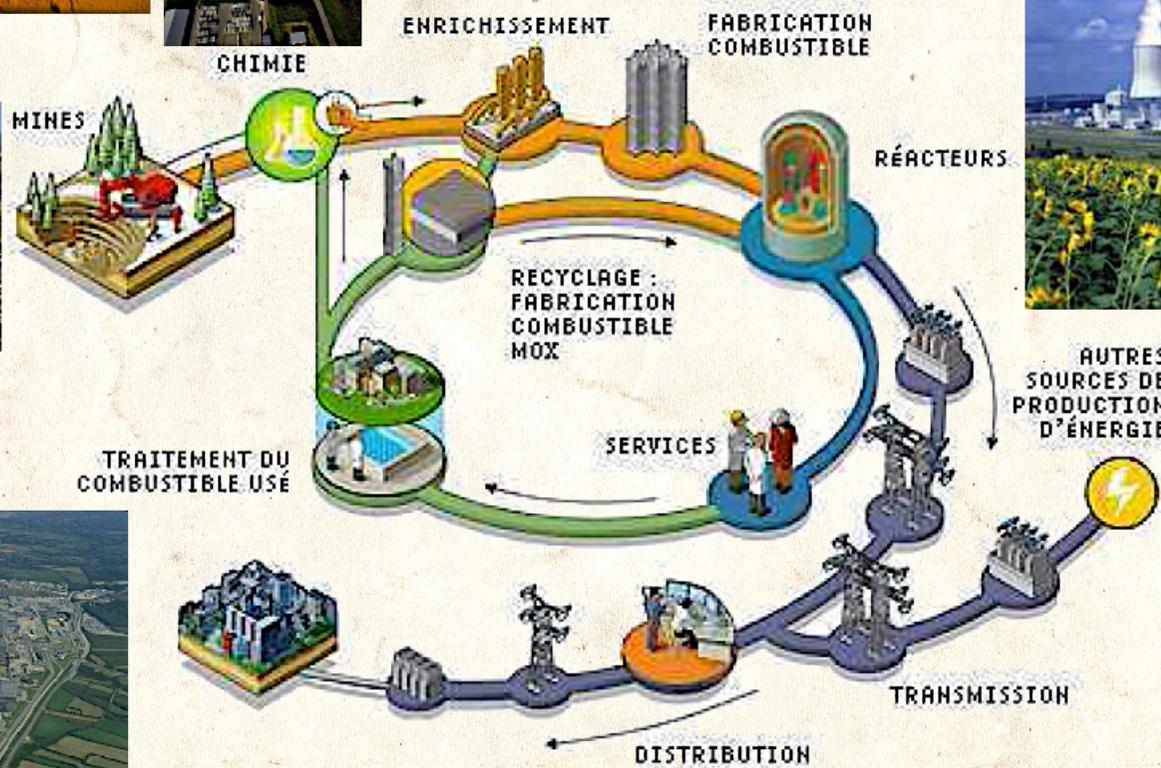
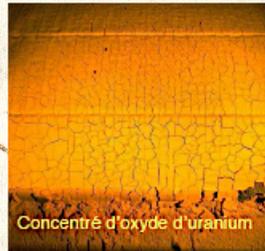
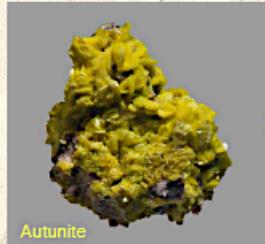
General Electric

AGR

EPR – AP1000

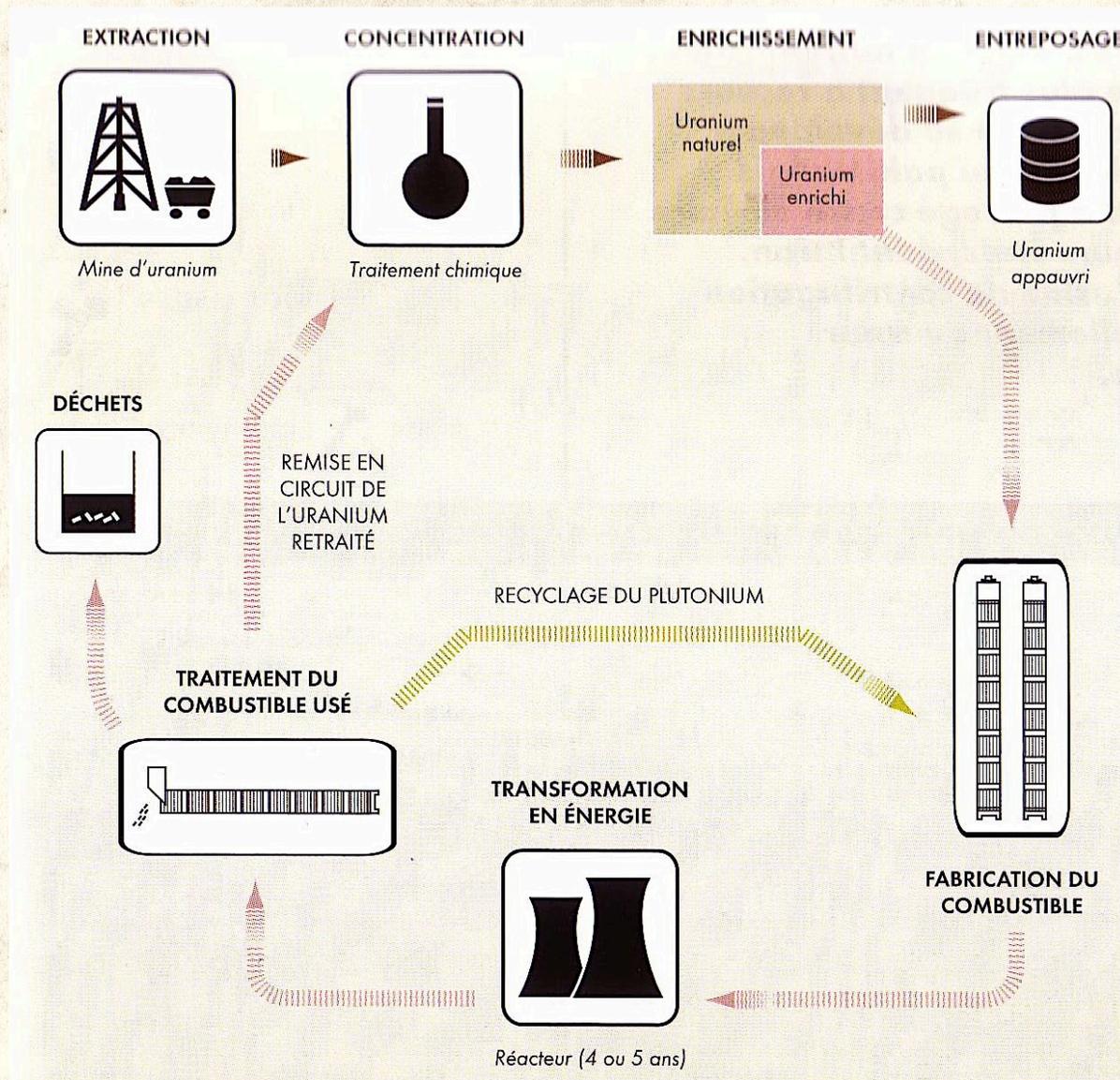
LE CYCLE DE L'URANIUM

LE CYCLE DE L'URANIUM

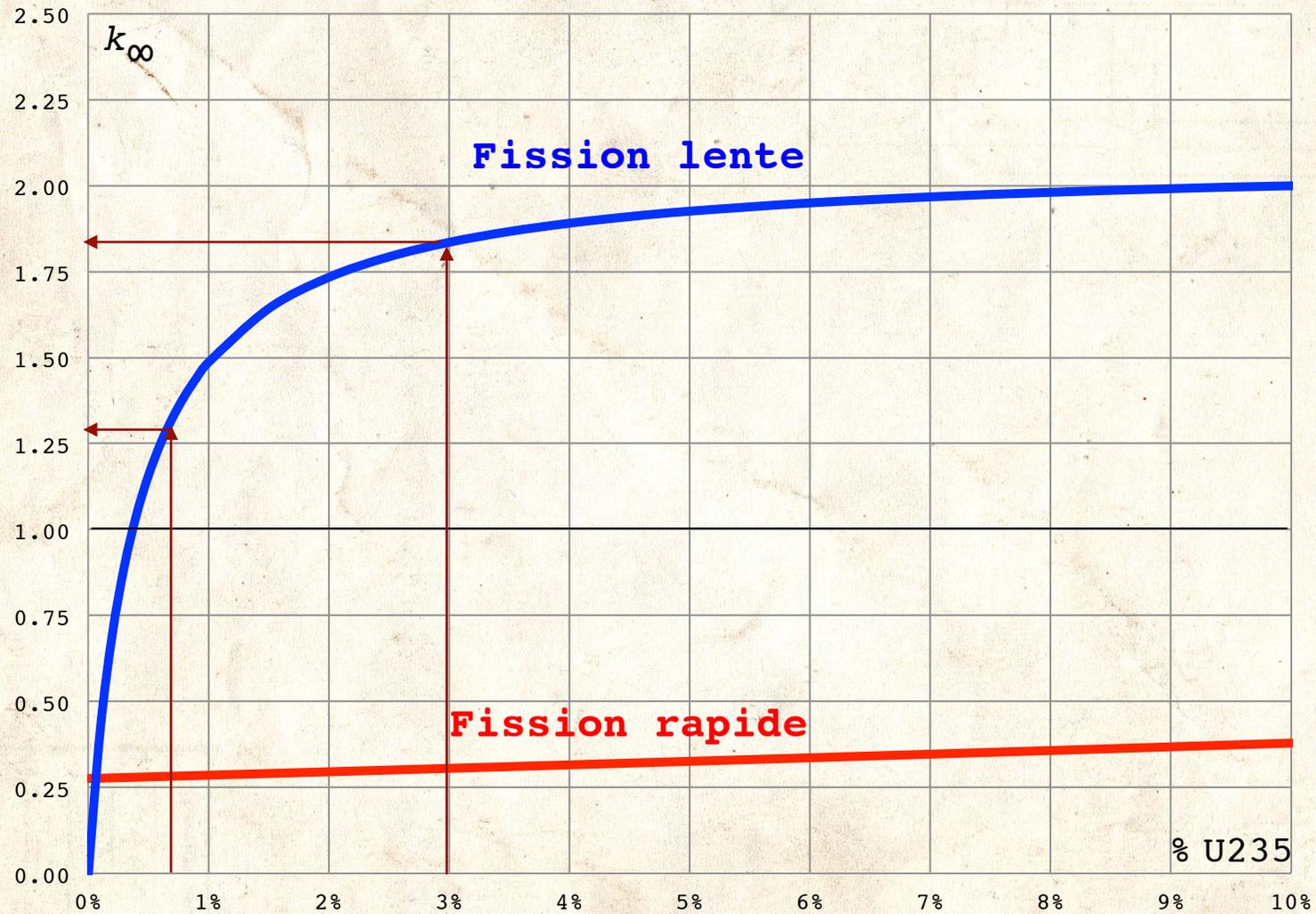


© IRSN

LE CYCLE DE L'URANIUM

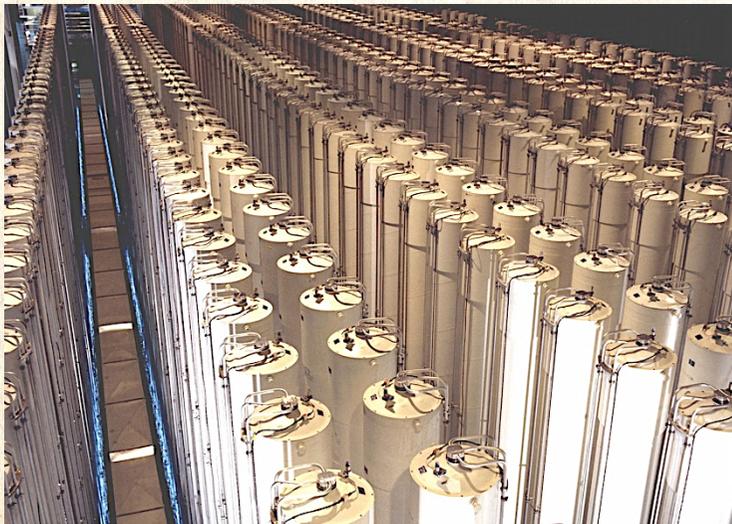
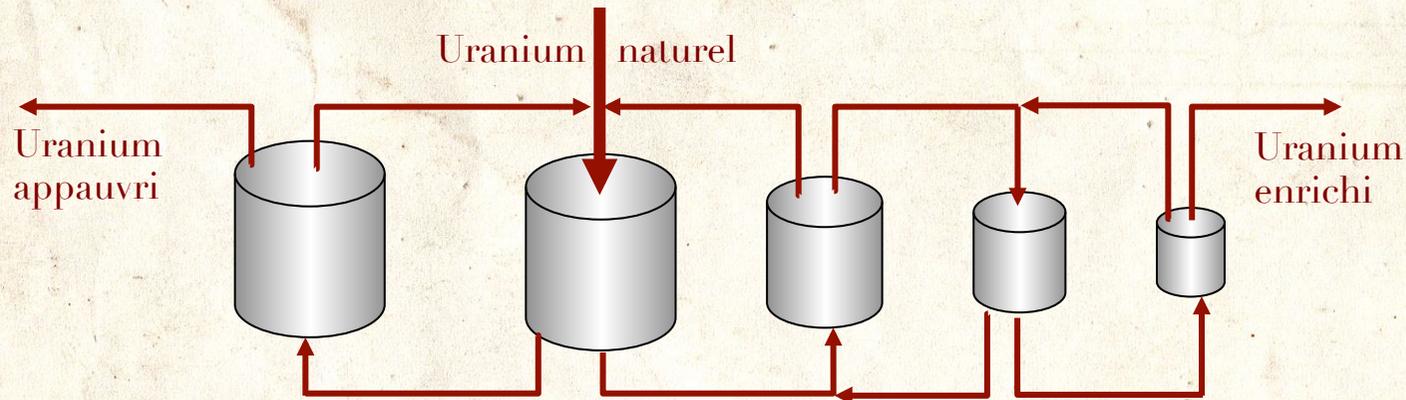


POURQUOI ENRICHIR, AU FAIT ?



ENRICHISSEMENT

- Travail à la chaîne : 10 kg U naturel \rightarrow 1 kg U (à 4%) \Leftrightarrow ~ 5 UTS
- Réacteur de 1500 MWe \Leftrightarrow 25 tonnes U/an \Leftrightarrow 125 000 UTS/an



- Diffusion gazeuse
 - ~ 2000 kWh/UTS
- Centrifugeuses
 - ~ 100 kWh/UTS
- Capacité mondiale ~ 50 M UTS/an
 - ~1/3 Russie, 1/3 USA, 1/3 France

UTILISATION DU COMBUSTIBLE

○ Objectifs

1. ménager une ressource limitée sur Terre ➔ optimiser l'uranium (thorium)
2. préserver l'environnement

○ Tout l'uranium 235 n'est pas utilisé, et une partie de l'uranium 238 devient du plutonium 239 qui fissionne lui aussi

Filière	Teneur initiale	Teneur finale	Burn-up
UNGG - RBMK	0,7%	0,4%	4 GW.jour/t
Candu	0,7%	1,0%	10 GW.jour/t
REP-REB-VVER	3,5%	3,5%	40 GW.jour/t
RNR	> 15%	> 10%	100 GW.jour/t

- Burn-up = quantité d'énergie générée par tonne de noyaux *fissiles*
- NB: l'énergie générée par tonne d'uranium *naturel* est ~ identique pour un réacteur RBMK, Candu ou REP

LES DÉCHETS DE L'INDUSTRIE NUCLÉAIRE

○ Trois types différents (pour le physicien)

1. Les produits de fission

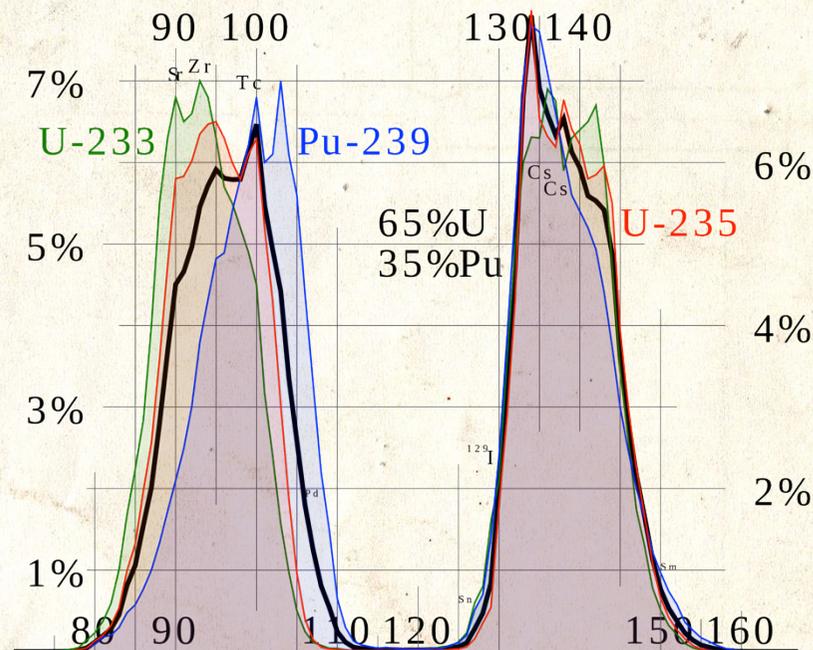
- durées de vie très diverses
- gaz volatils (xénon, iode ...)

2. Les actinides

- bombardement neutronique
- actinides majeurs (U, Pu)
- actinides mineurs (Ac, Am...)

3. Les résidus divers

- sous-produits de l'extraction et du raffinage/enrichissement
- produits de l'activation neutronique (fer, cobalt, nickel)
- déchets médicaux radioactifs



○ Quantités mises en jeu ➡ **retraitement** ➡ Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) en France



STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS

- Qu'en faire ?
- Réfléchissons



- ~~Enterrer le problème ?~~
- Question de
 - volume de déchets [$\sim 100 \text{ m}^3/\text{an}$ en France – *controversé*]
 - radioactivité des déchets

- Déchets à courte (<30 ans) période
 - stockage pendant $10 \frac{1}{2}$ vies
(activité $\div 1000$) = 3 siècles
- Déchets à longue période
 - séparation chimique
 - stockage en profondeur
 - transmutation. (incinération)
- Incinération ?
 1. capture neutronique
 2. ou réactions (n,2n)
 3. fission (actinides) \rightarrow produits de fission à courte vie
 - \Rightarrow flux intense de neutrons
 \rightarrow réacteur dédié ?
 \rightarrow réacteur électrogène ?
 - durée : *plusieurs décennies*

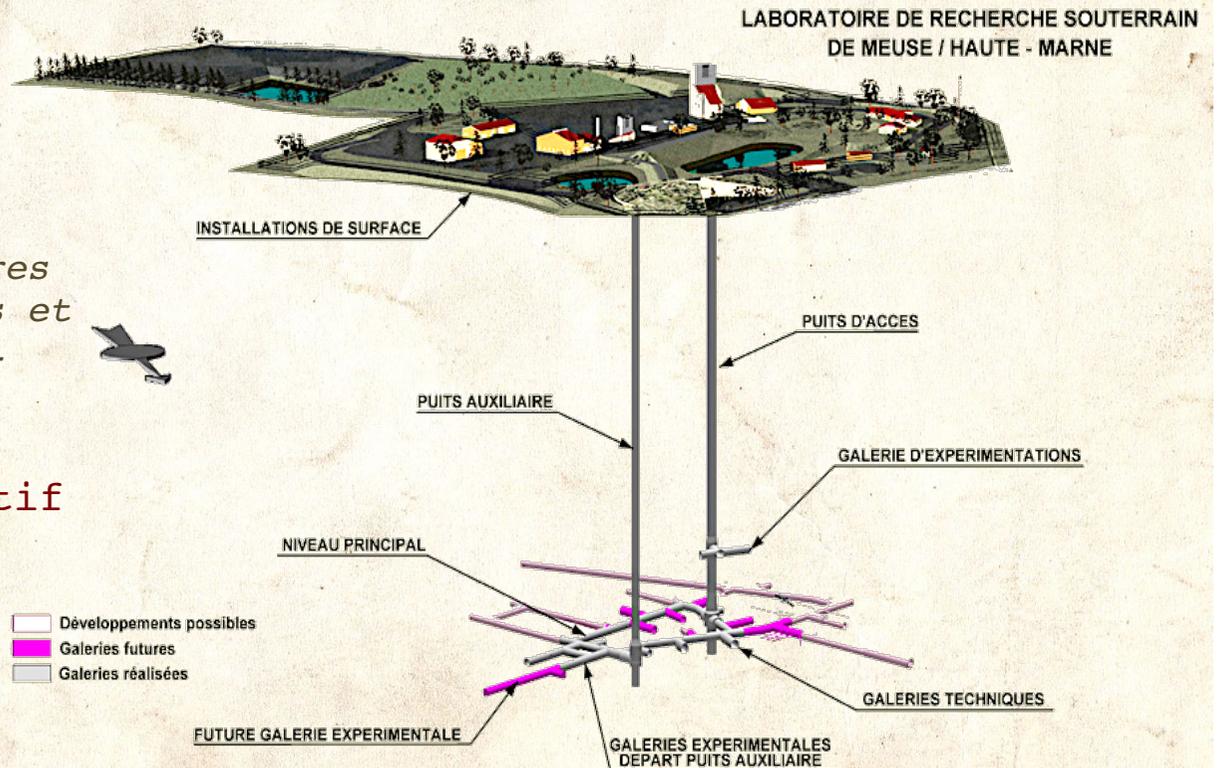


- Site de stockage souterrain de Bure (devant durer 100 000 ans...)

- Laboratoire Atalante

(Atelier Alpha et Laboratoires pour ANalyses, Transuraniens et Etudes de retraitement) CEA-Marcoule

- Domaine très radioactif



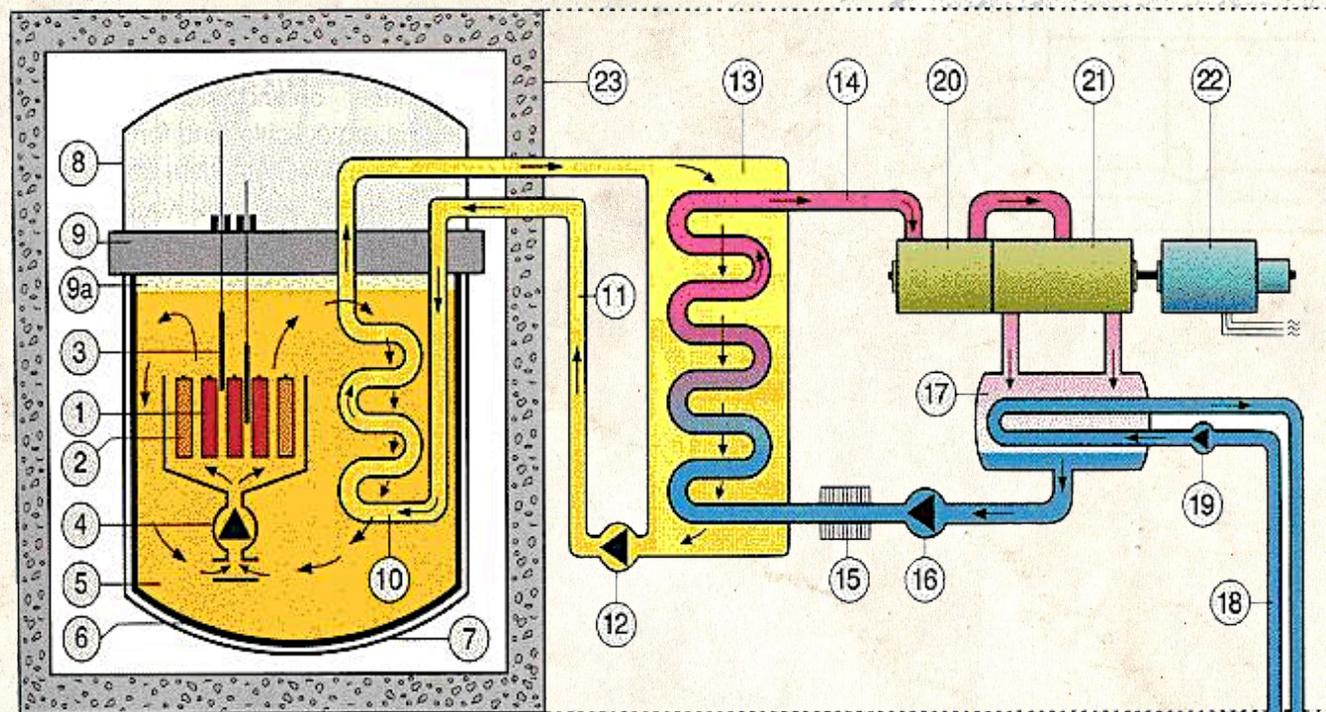
RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

RÉACTEUR À NEUTRONS RAPIDES

- Pas de modérateur \Rightarrow énergie des neutrons $\sim 100 \text{ keV} - 1 \text{ MeV}$
- Forte densité d'énergie
 - \Rightarrow **compacité** [500 MW/m^3]
 - \Rightarrow température de fonctionnement élevée $\sim 600^\circ\text{C}$ \rightarrow **bon rendement** thermique
- Mais
 - pertes de neutrons importantes
 - exige de l'uranium enrichi (10-50%) ou du plutonium
 - fluide caloporteur = métal ou sel fondu \rightarrow mercure, **sodium**, potassium, plomb-bismuth \rightarrow risques *chimiques*
- **Avantage additionnel**
 - neutrons + $\text{U}238 \rightarrow \text{Pu}239$
 - = **surgénérateur** (breeder)
 - \Rightarrow 100% U naturel utilisable
 - neutrons + $\text{Th}232 \rightarrow \text{U}233$



RÉACTEUR À NEUTRONS RAPIDES

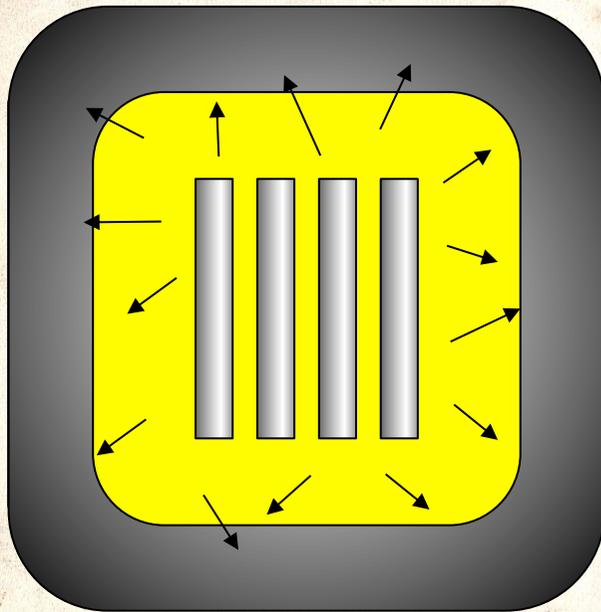
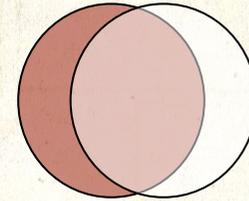


- 1 - élément combustible fissile
- 2 - élément combustible fertile
- 3 - barre de contrôle
- 4 - pompe de circulation du sodium
- 6 - cuve du réacteur (acier inoxydable)
- 7 - cuve de sécurité
- 8 - enceinte de confinement
- 9 - couvercle
- 9a - Atmosphère de gaz de protection (Argon)
- 10 - échangeur de chaleur intermédiaire (1 parmi 4)
- 11 - circuit de sodium secondaire
- 12 - pompe de circulation du sodium secondaire

- 13 - Générateur de vapeur (1 parmi 4)
- 14 - vapeur
- 15 - pré-réchauffeur
- 16 - pompe à eau d'alimentation
- 17 - condenseur
- 18 - eau de refroidissement (fleuve)
- 19 - pompe à eau froide
- 20 - turbine haute pression
- 21 - turbine basse pression
- 22 - génératrice
- 23 - bâtiment réacteur

SURGÉNÉRATEUR

- Surgénérateur \neq réacteur à neutrons rapides
- Principe :
 - cœur compact \rightarrow fuites de neutrons
 - \rightarrow « couvertures » en matériau « fertile »



- Intérêt reconnu lors du programme Manhattan
- Idée explorée en France dès les années 1950
 - quelques réacteurs UNGG \rightarrow plutonium
 - \rightarrow 1° génération RNR \rightarrow plus de plutonium
 - \rightarrow 2° génération RNR productrice d'électricité
- Pallierait le manque d'uranium

RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES ET SURGÉNÉRATEURS

○ Aux Etats-Unis

- *Clementine* (1946) 25 kWt, plutonium, refroidi au mercure
- EBR-1 (1951) refroidi au sodium : première électricité nucléaire
- Fermi 1 (1957, 94 MWe, accident 1963), EBR-2 (1964, 20 MWe)

○ En URSS

- BN-350 (1973-1995) 150 MWe refroidi au sodium
- BN-600 (1980) 560 MWe refroidi au sodium
- BN-800 (2013?) et BN-1200 (2018?) refroidi au sodium

○ En France

- Rhapsodie (1967-1983) 20-40 MWt refroidi au sodium
- → Phénix (1973-2009) 250 MWe
- → Superphénix (1985) 1250 MWe stoppé en 1997 par décision politique
- Astrid (2015 ?) 600 MWe refroidi au sodium

○ Au Japon

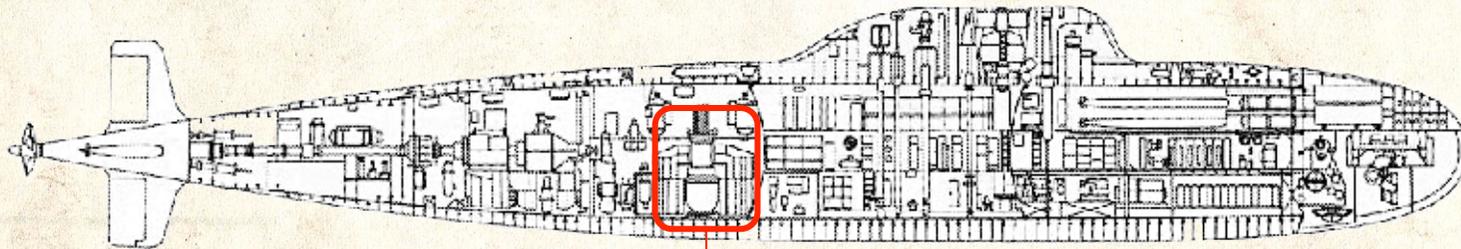
- Monju (1994) 280 MWe refroidi au sodium
- Toshiba 4S (Super Safe, Small and Simple) 10 MWe refroidi au sodium

SOUS-MARINS

- USA : *Seawolf* 1957–1987
 - 100 m de long, 4000 t
 - réacteur 10 MWe refroidi au **sodium**
 - soucis techniques
 - ↗ remplacé dès 1959 par un REP



- URSS : sous-marins d'attaque classe *Alfa* (*Лира* Lyre) 1969–1990
 - 80 m de long, 3000 t, **45 nœuds en plongée** (jusqu'à 700 m)
 - 30 MWe, 2 générateurs de vapeur alimentés par un réacteur de 150 MWt (de 2 types ≠)



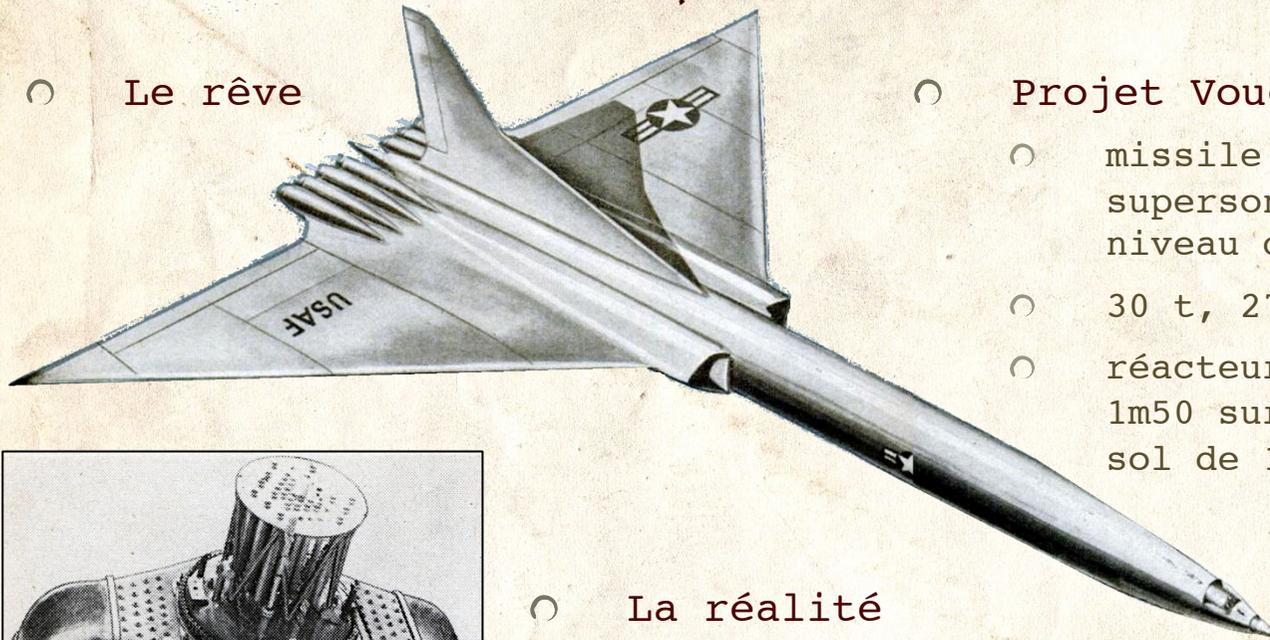
réacteur refroidi plomb-bismuth

- soucis techniques
- ↗ remplacés par des *Akula* (REP)

UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE EN PLEIN CIEL

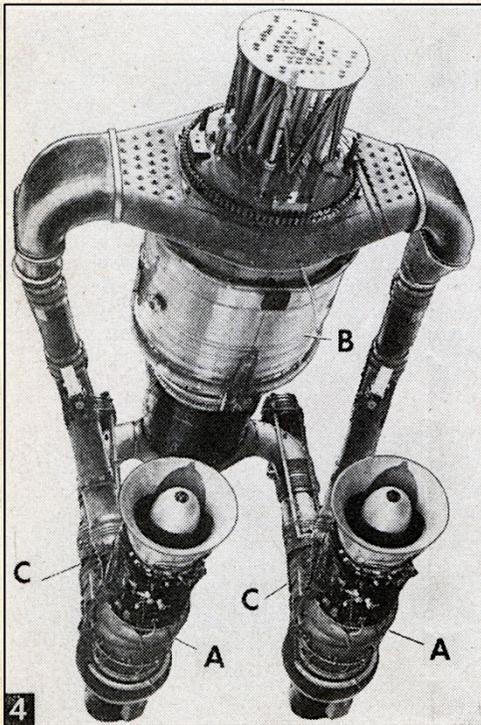
AVIONS ET MISSILES « ATOMIQUES »

○ Le rêve



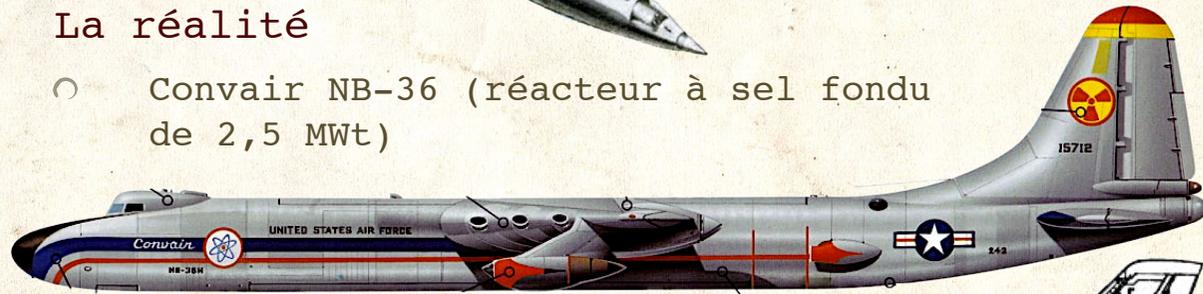
○ Projet Vought SLAM/Pluto

- missile de croisière supersonique (Mach 3,5 au niveau de la mer, 4,5 à 9000 m)
- 30 t, 27 m, bombes H
- réacteur compact de 600 MW, de 1m50 sur 1m, à 1300°C, testé au sol de 1961 à 1964

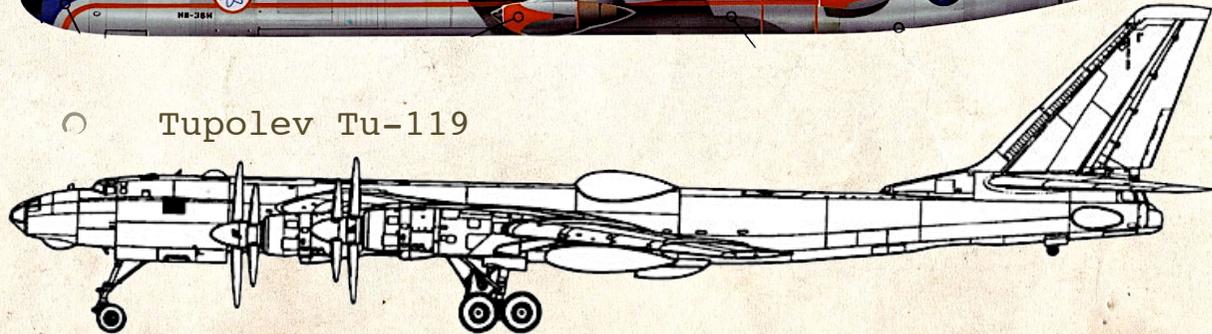


○ La réalité

- Convair NB-36 (réacteur à sel fondu de 2,5 MWt)



○ Tupolev Tu-119



RÉACTEURS À NEUTRONS LENTS (THERMIQUES)

MODÉRATEURS

- Collision neutron-noyau A \Rightarrow perte d'énergie $E_f = e^{-\xi} E_i$
avec $\xi \sim 2/(A+1)$ \Rightarrow N collisions $\rightarrow E_f = e^{-N\xi} E_i$
- Nombre N de collisions pour passer de $E_i = 2 \text{ MeV}$ à $E_f = 0,05 \text{ eV}$
(neutron thermique, $v = 2200 \text{ m/s}$)
 - $\Leftrightarrow E_i/E_f = 4 \cdot 10^7 \Leftrightarrow N\xi = 17,5$
 - Hydrogène $\rightarrow \xi = 1$ [$\Leftrightarrow E_2 = 37\% E_1$] $\rightarrow N \sim 18$
 - Deutérium $\rightarrow \xi = 0,7$ [$\Leftrightarrow E_2 = 50\% E_1$] $\rightarrow N \sim 25$
 - Carbone $\rightarrow \xi = 0,15$ [$\Leftrightarrow E_2 = 86\% E_1$] $\rightarrow N \sim 114$
 - Uranium $\rightarrow \xi = 0,0084$ [$\Leftrightarrow E_2 = 99\% E_1$] $\rightarrow N \sim 2100$
- Entre chaque collision, le neutron parcourt une distance moyenne $\lambda = 1/\sigma n$ [$\sigma =$ section efficace de collision, $n =$ densité du modérateur]
 - Eau légère $\rightarrow n = 6 \cdot 10^{28}$ noyaux H /m³
 - Eau lourde $\rightarrow n = 6 \cdot 10^{28}$ noyaux D /m³ ($< 0,25\%$ eau légère)
 - Graphite $\rightarrow n = 11 \cdot 10^{28}$ noyaux C /m³

MODÉRATEURS

○ N collisions séparées d'une distance $\lambda \Rightarrow$ distance parcourue $\lambda\sqrt{N}$

○ Sections efficaces de collision entre 1 MeV et 0,01 eV

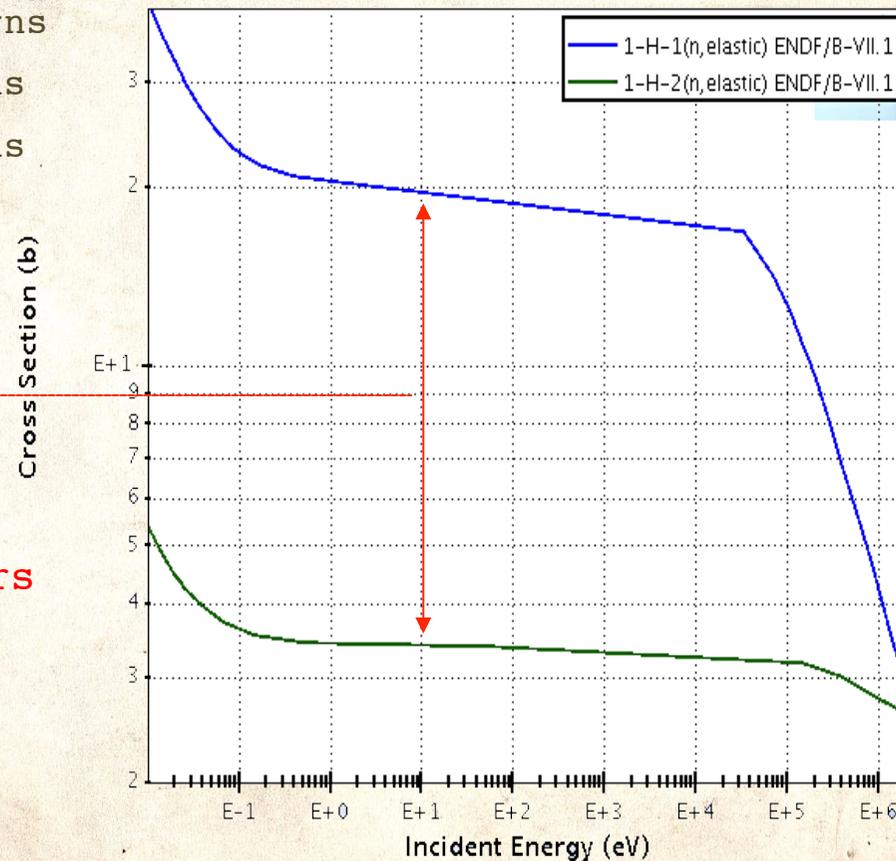
- Hydrogène 3 \nearrow 30 barns
- Deutérium 3 \nearrow 4 barns
- Carbone 4 \nearrow 5 barns

○ \Rightarrow espacement des barreaux d'uranium $\sim \lambda\sqrt{N}$

- Eau légère \sim 3 cm
- Eau lourde \sim 28 cm
- Graphite \sim 22 cm

○ \Rightarrow différence entre réacteurs à eau légère et réacteurs à eau lourde ou graphite

○ Barreau $\varnothing \sim 1$ cm * L $\sim 3,5$ m



CONCEPTION D'UN RÉACTEUR

○ Choix

- Combustible U, UO₂, Pu, Mox, degré d'enrichissement
- Modérateur rien, H₂O, D₂O, Be, C
- Caloporteur H₂O, D₂O, CO₂, He, Na, Pb
- Géométrie homogène, hétérogène (diamètre et espacement barreaux)

○ Dimensions du cœur ⇔ puissance recherchée

Filière	Puissance/volume
UNGG, Magnox	1 MWt/m ³
AGR, HTR	2 MWt/m ³
RMBK	5 MWt/m ³
Candu	10-15 MWt/m ³
REB	50 MWt/m ³
REP, VVER	100 MWt/m ³
RNR	500 MWt/m ³


 Production de plutonium
 Production d'électricité


 Production de plutonium
 Production d'électricité
 Propulsion navale

AVANTAGES - INCONVÉNIENTS

○ Capture des neutrons par le modérateur

○ Eau légère \Rightarrow uranium **enrichi** $> 1\%$

○ **Compacité**

○ Eau légère \Rightarrow cœur plus compact (\rightarrow 100 MWt/m³ au lieu de 1-10 MWt/m³)

○ D'autant plus compact que l'uranium est enrichi ($> 80\%$ r. navals)

○ *Mais* rechargement du cœur \Leftrightarrow arrêt du réacteur (\rightarrow arrêt 1 mois/an)

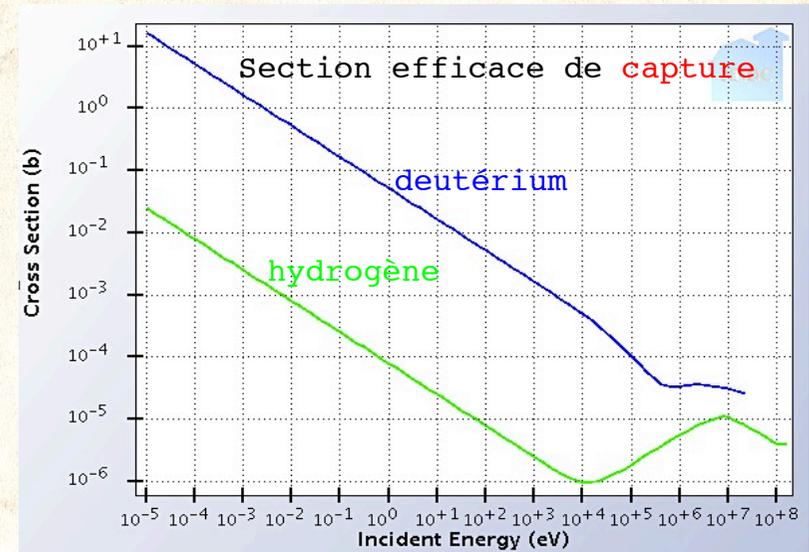
○ Et corrosion par l'eau \rightarrow **zirconium**

○ **Sécurité**

○ Graphite \Rightarrow risque de libération brutale d'énergie (accumulation de dislocations) par effet Wigner \Rightarrow recuits périodiques du graphite

○ Graphite \Rightarrow risque d'emballement des réactions nucléaires en cas de perte du refroidissement (LOCA: *Loss of coolant accident*)

○ Eau \Rightarrow risque de fusion du cœur en cas de perte du refroidissement \rightarrow **corium** (uranium liquide perçant les enceintes)



RÉACTION EN CHAÎNE STABILISÉE

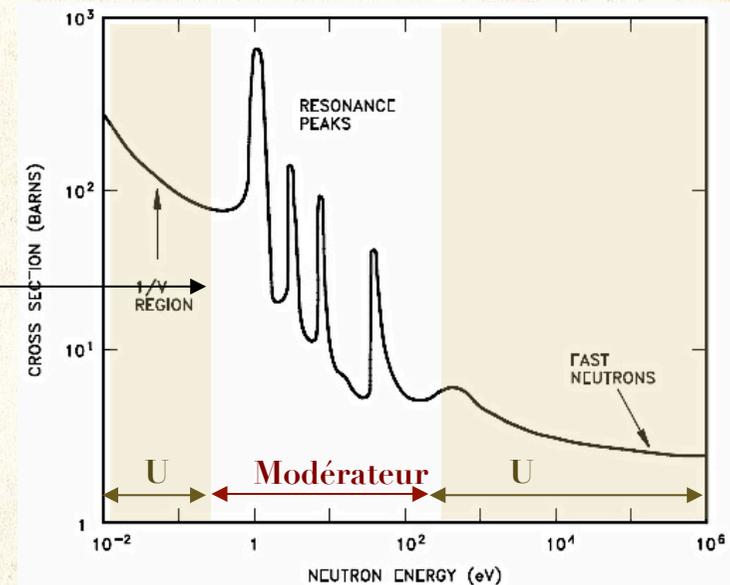
○ Formule des quatre facteurs : $k_{\infty} = \epsilon p f \eta$

○ ϵ : coefficient de fission rapide [augmentation nette du nombre de neutrons due aux neutrons rapides provoquant des fissions]

○ p : facteur anti-trappe (probabilité d'échapper à la capture résonante

○ f : coefficient d'utilisation thermique [proportion de neutrons provoquant une fission]

○ η : coefficient de reproduction [nombre de neutrons produits par les fissions lentes/nombre de neutrons capturés par l'uranium]



○ Dimension finie du réacteur → facteurs additionnels

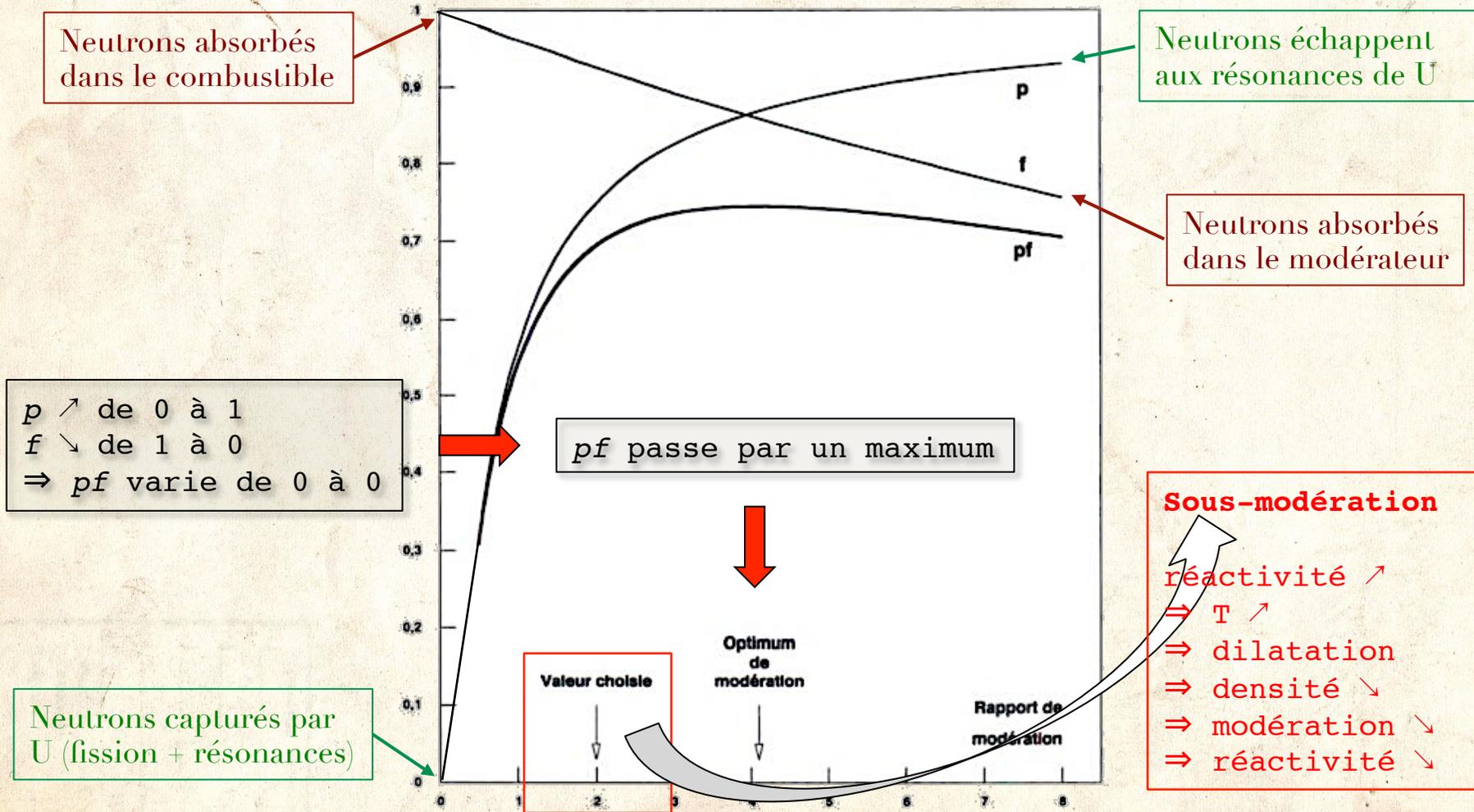
○ fuite des neutrons rapides → proportion L_r qui ne fuit pas

○ fuite des neutrons lents → proportion L_1 qui ne fuit pas

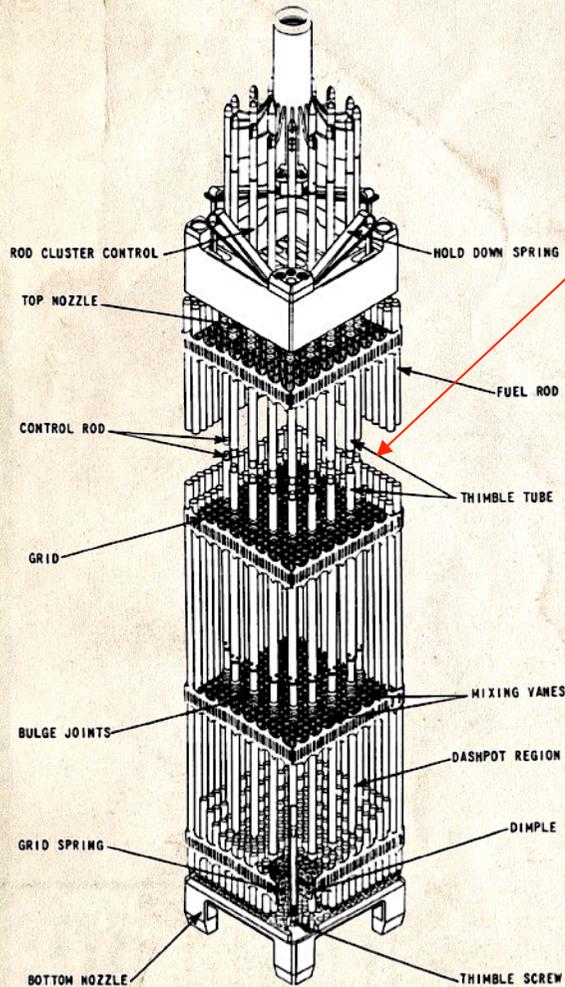
$$\Rightarrow k = \epsilon p f \eta L_r L_1$$

OPTIMISATION DE LA MODÉRATION

○ joue sur les coefficients p et f



COEUR

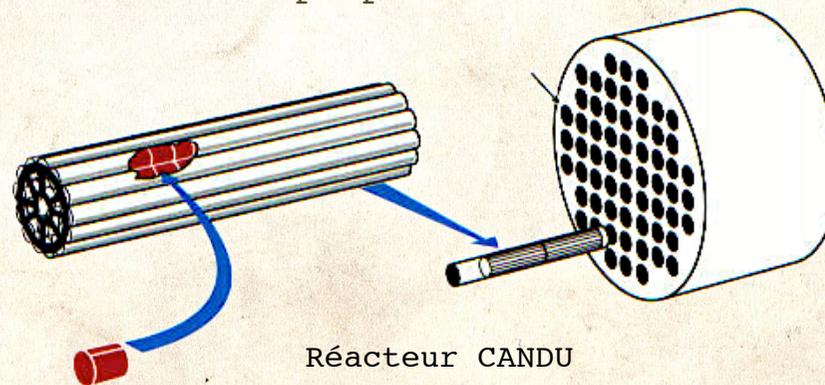


○ Réacteur à eau légère

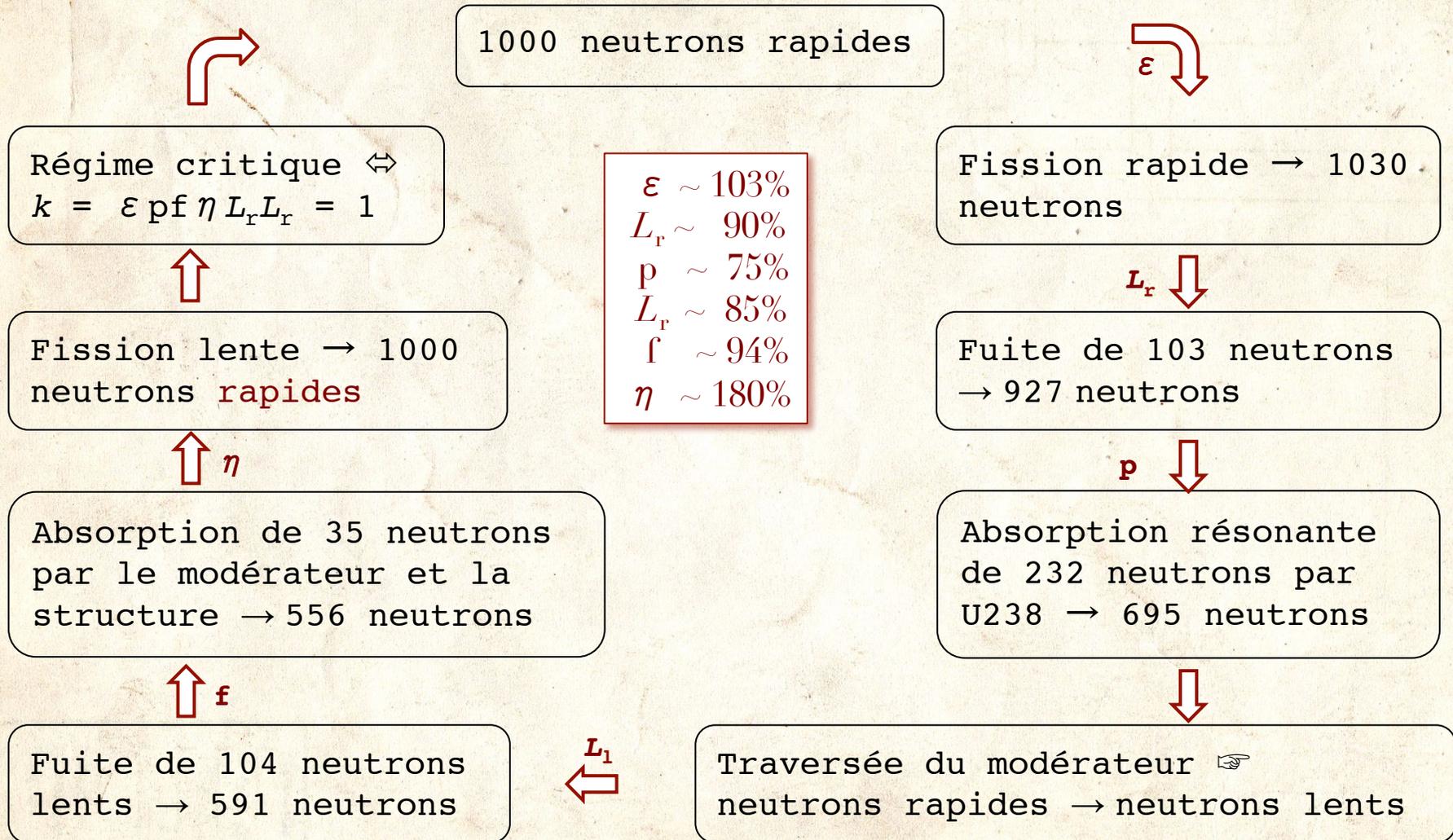
- Cœur = 240 assemblages serrés de 16*16 crayons de 1,5 cm de diamètre, espacés de 2 cm [réacteur de 1300 MWe = 3900 MWt]
- → 60 000 crayons (100 tonnes d'uranium) cœur de 4m*4m (dans 130 m³ d'eau)

○ Réacteur à eau lourde ou graphite

- Assemblage beaucoup plus lâche des crayons → possibilité que chaque assemblage de crayons soit indépendant
- enceinte propre
- circulation propre d'eau de refroidissement

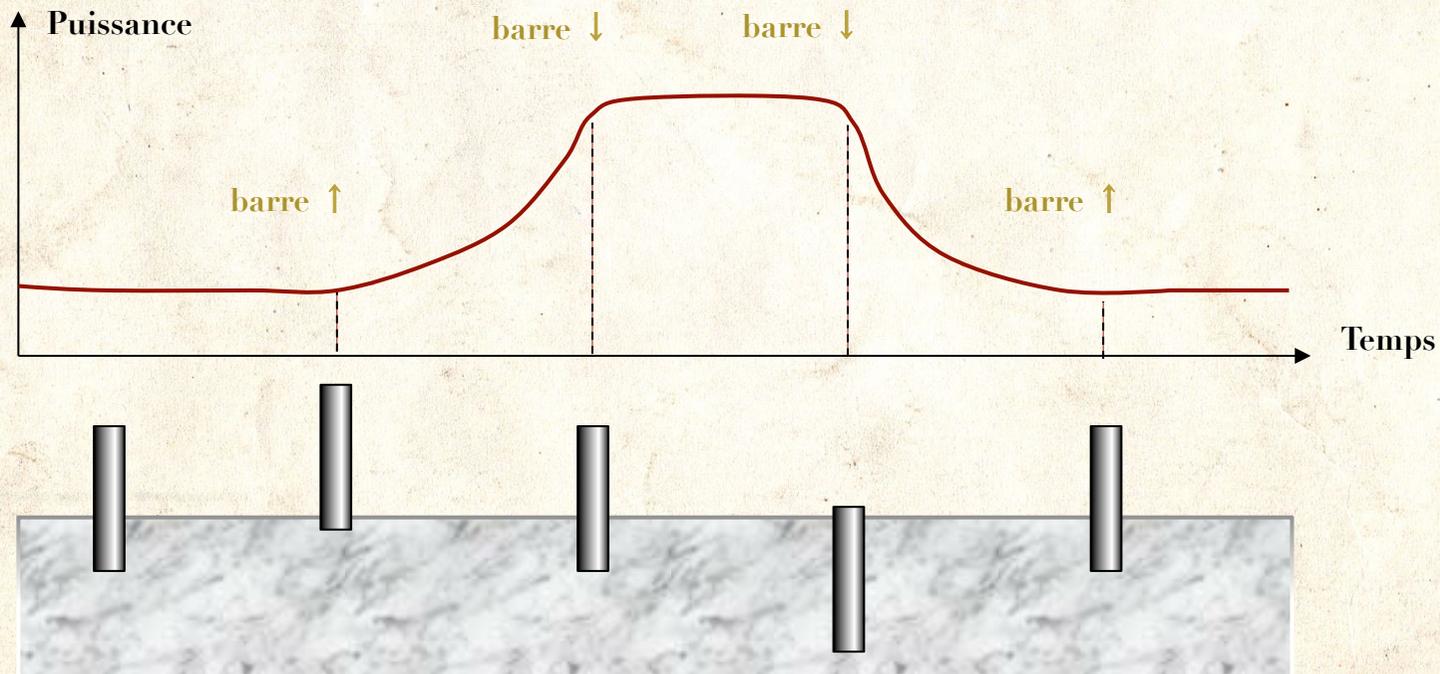


RÉGIME CRITIQUE (LOCAL) D'UN RÉACTEUR



PILOTAGE D'UN RÉACTEUR

- $k = 1 \Leftrightarrow$ nombre de fissions par unité de temps constant \Leftrightarrow puissance stable
- Augmenter la puissance $\Leftrightarrow k > 1$ (ex: retrait barre Cd absorbant)
 - \Rightarrow le nombre de fissions augmente exponentiellement (divergence)
 - \Rightarrow il faut ensuite revenir à $k = 1$ pour stabiliser la puissance



PILOTAGE D'UN RÉACTEUR

○ Démarrage

- Source **intense** de neutrons
- Facteur de multiplication sous-critique $M = 1/(1-k)$
- Montée en puissance

○ Stabilisation

- Mesure des températures et du débit du caloporteur en entrée et en sortie
 - → puissance
- Mesure du flux de neutrons à l'intérieur et à l'extérieur
 - → puissance
- → déséquilibres axial et radial

○ Autostabilité (*en principe*)

- Puissance ↗ température ↗
absorption résonante ↗

○ Arrêt

- Attention à l'effet xénon !

○ Gestion

- Le facteur de multiplication k
 1. varie d'un point à l'autre du réacteur
 - enrichissement variable
 - barres de contrôle
 2. varie au cours du temps
 - disparition uranium 235
 - production plutonium 238
 - produits de fission
- Repositionnement/remplacement des barreaux de combustible
 - par tiers chaque année (REP)
 - quand nécessaire (RMBK, Candu)
 - tous les 10 ans quand on change le cœur (réacteurs navals)

À SUIVRE !



Eh oui, c'est bientôt la fin !

RÉACTEURS GRAPHITE OU EAU LOURDE

How to Run An Atomic Power Plant

Nuclear research piles give preview of methods that may be used to make tomorrow's electricity.

By **Martin Mann**

You—as a citizen—own a part of the 2½-billion-dollar atomic-energy industry. Although your individual share is only one in 143,000,000, it is probably the most important single thing you own. It provides the most powerful weapon in our arsenal for war, promises cures for many diseases, and will eventually furnish cheaper electricity and transportation.

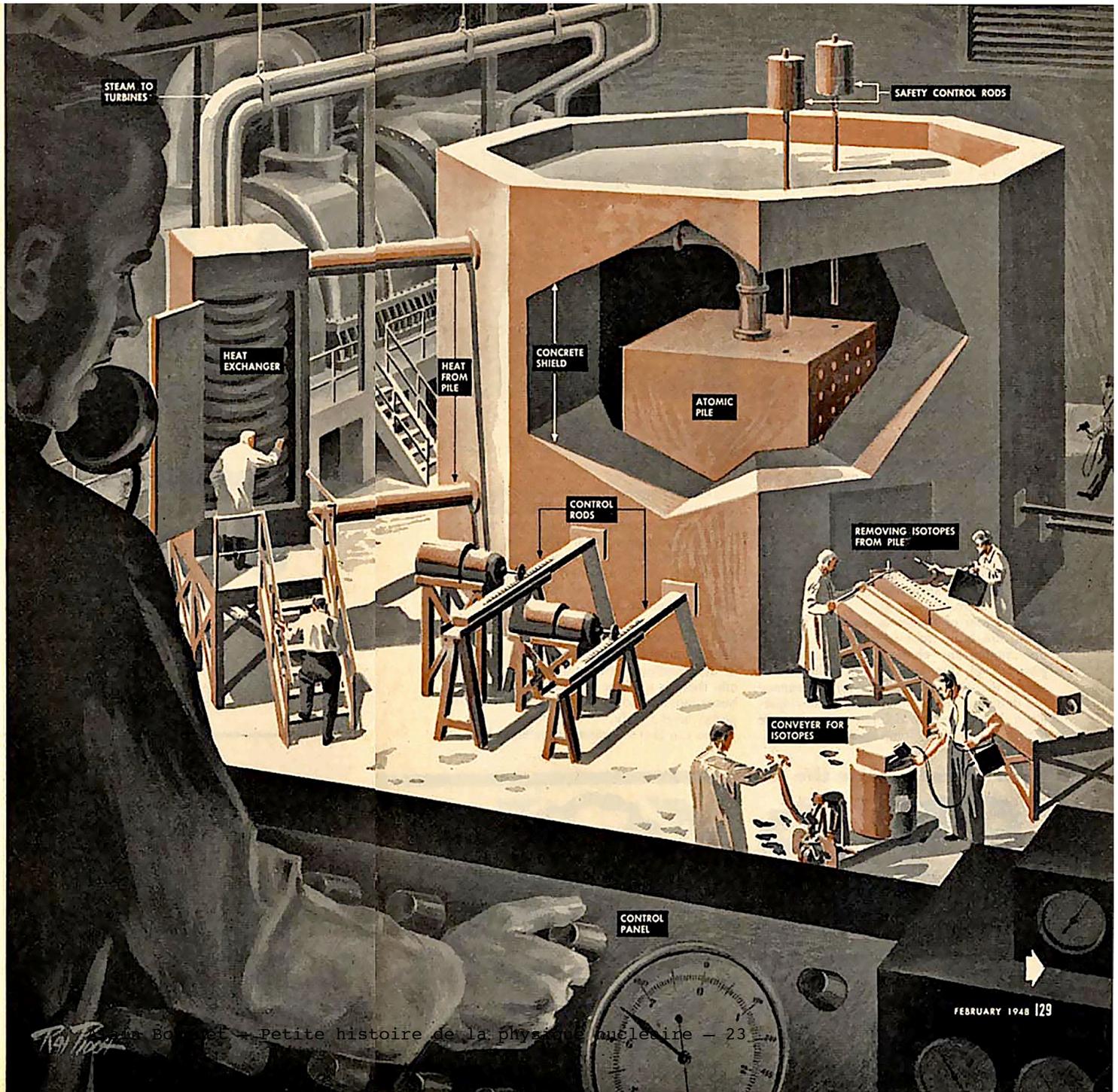
YOU'VE heard a lot about atomic energy. But you probably have a lot of questions because so few people have actually seen an atomic engine. Well, I have. I was one of a small group of reporters who saw two nuclear piles early this winter. While they were operating, I touched them, stood on top of one, saw it turned on and off, watched as "hot" radioactive materials were taken out of it. So maybe I can help you visualize the process and get rid of some of the mystery.

Let's imagine you have just gotten a job running an "atom furnace." Sure I mean you! Some day such jobs will be as common as locomotive engineers. The engines of the future will be like the experimental piles I saw at the Argonne National Laboratory, which the University of Chicago runs for the U. S. Atomic Energy Commission.

Atomic power plant of future may look like this drawing. Some shielding omitted to show details.

128 POPULAR SCIENCE

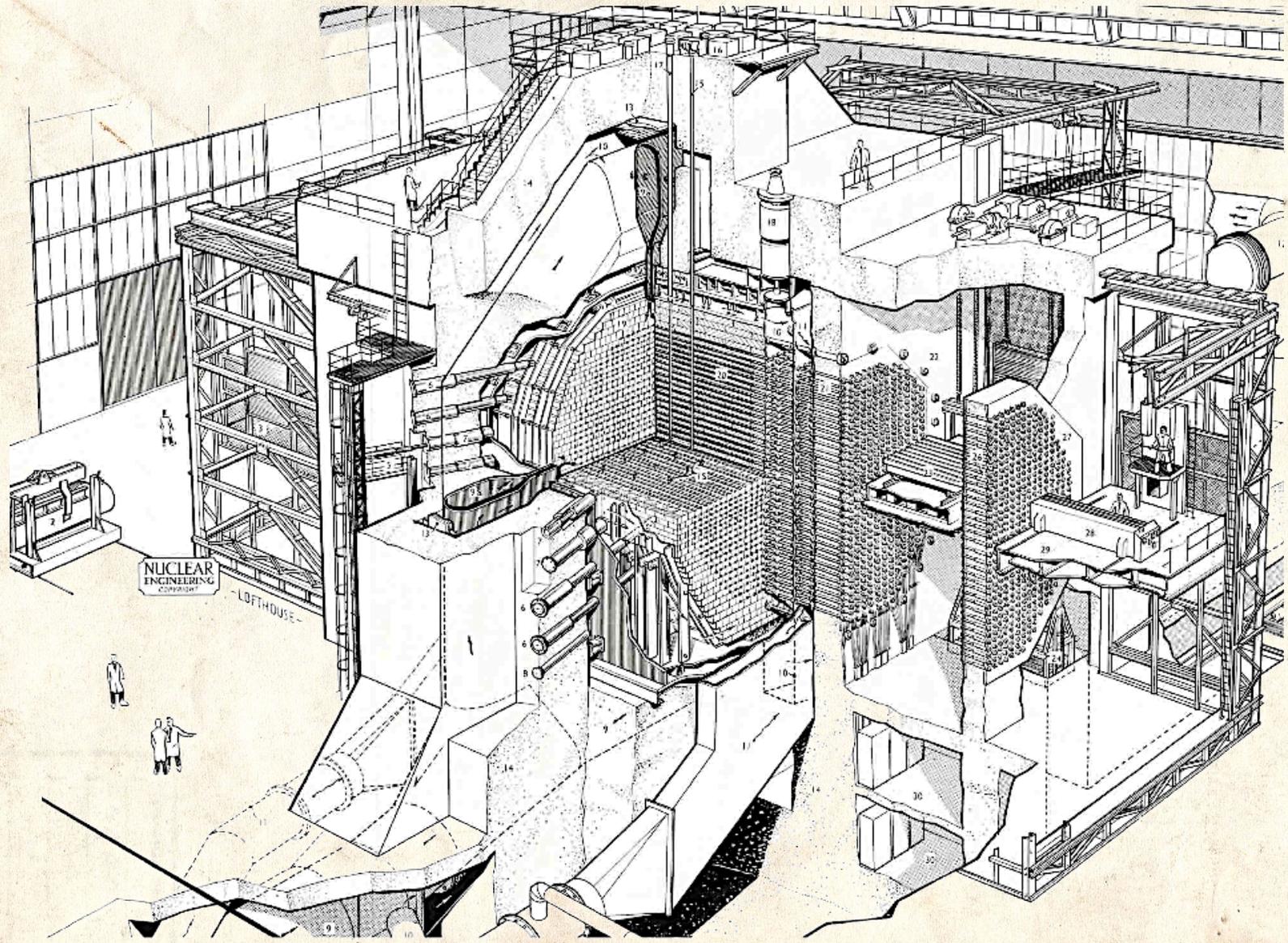
3 mai 2012



FEBRUARY 1948 129

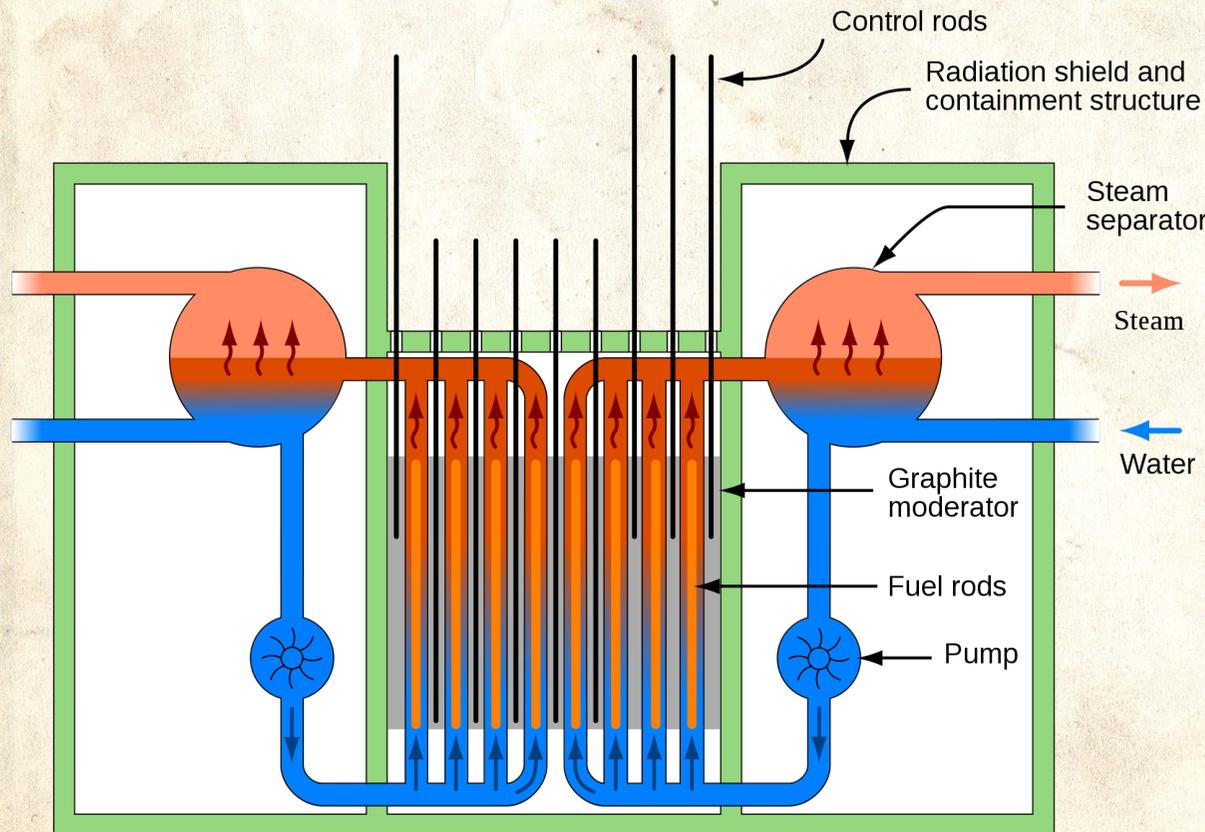
la Boîte - Petite histoire de la physique nucléaire - 23

MARCOULE G1 (1956 - 2 MWe)

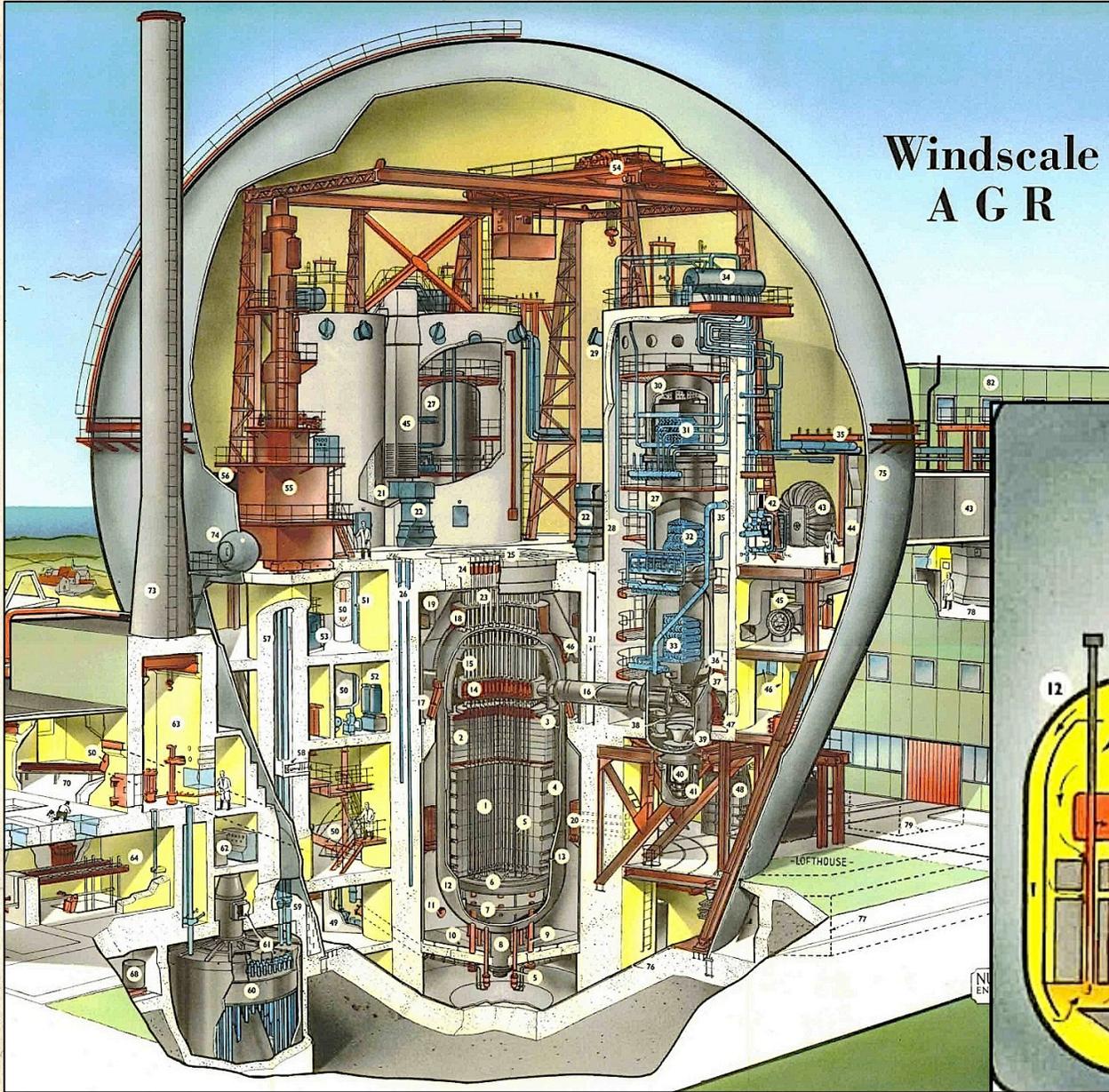


RÉACTEUR À GRAPHITE – RMBK

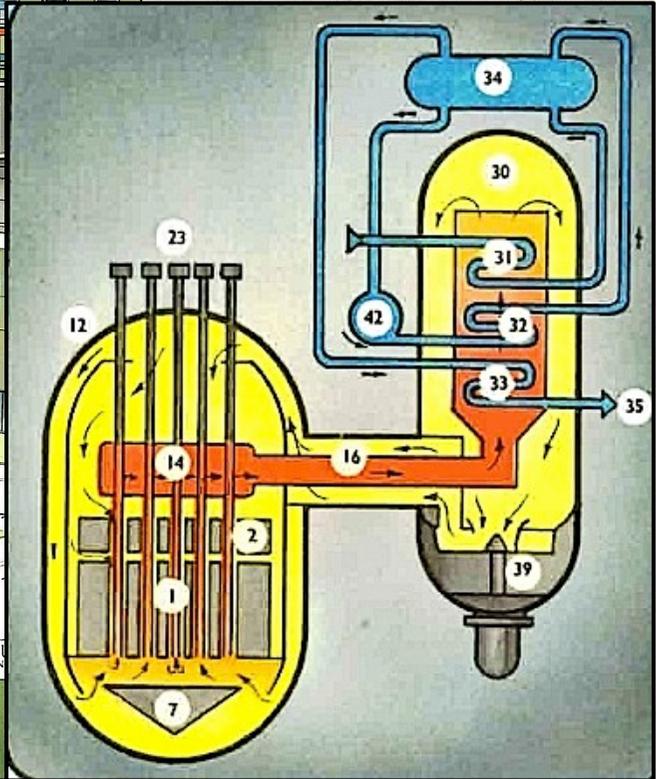
- RMBK = réacteur à grande puissance à tubes de force (Реактор Большой Мощности Канальный) modéré par le graphite et refroidi par eau (290°C) → turbines à vapeur → production d'électricité (1500 MWe)



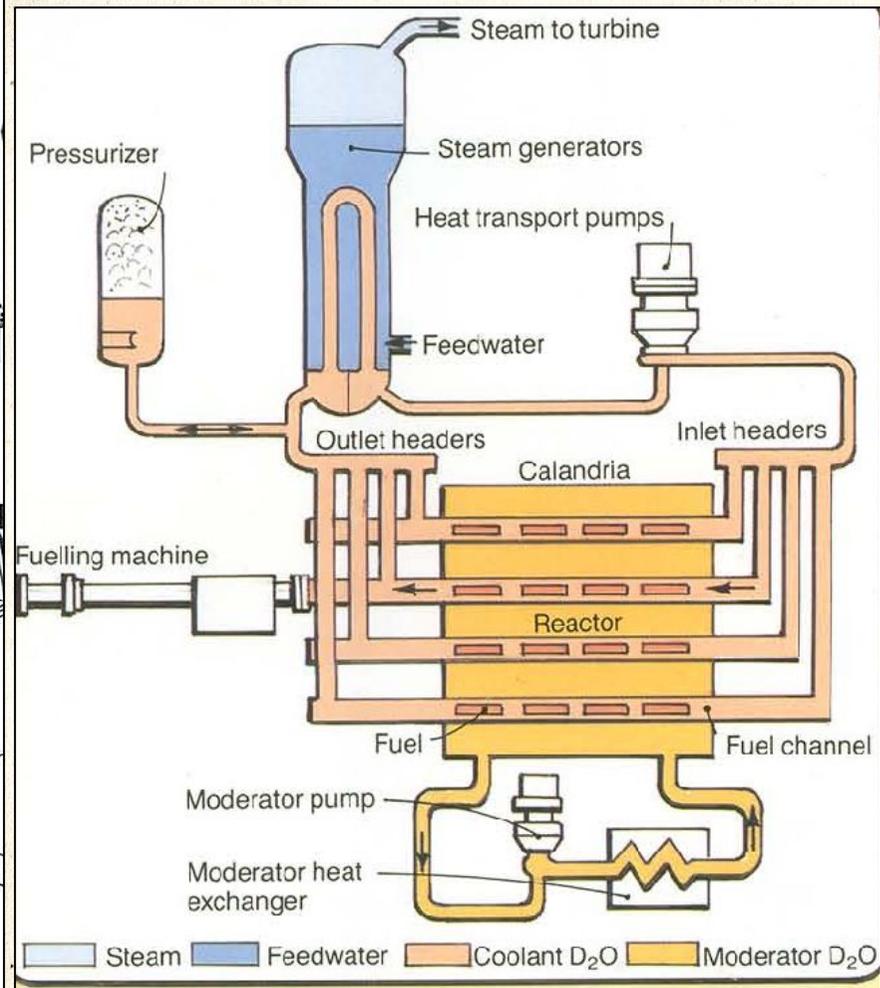
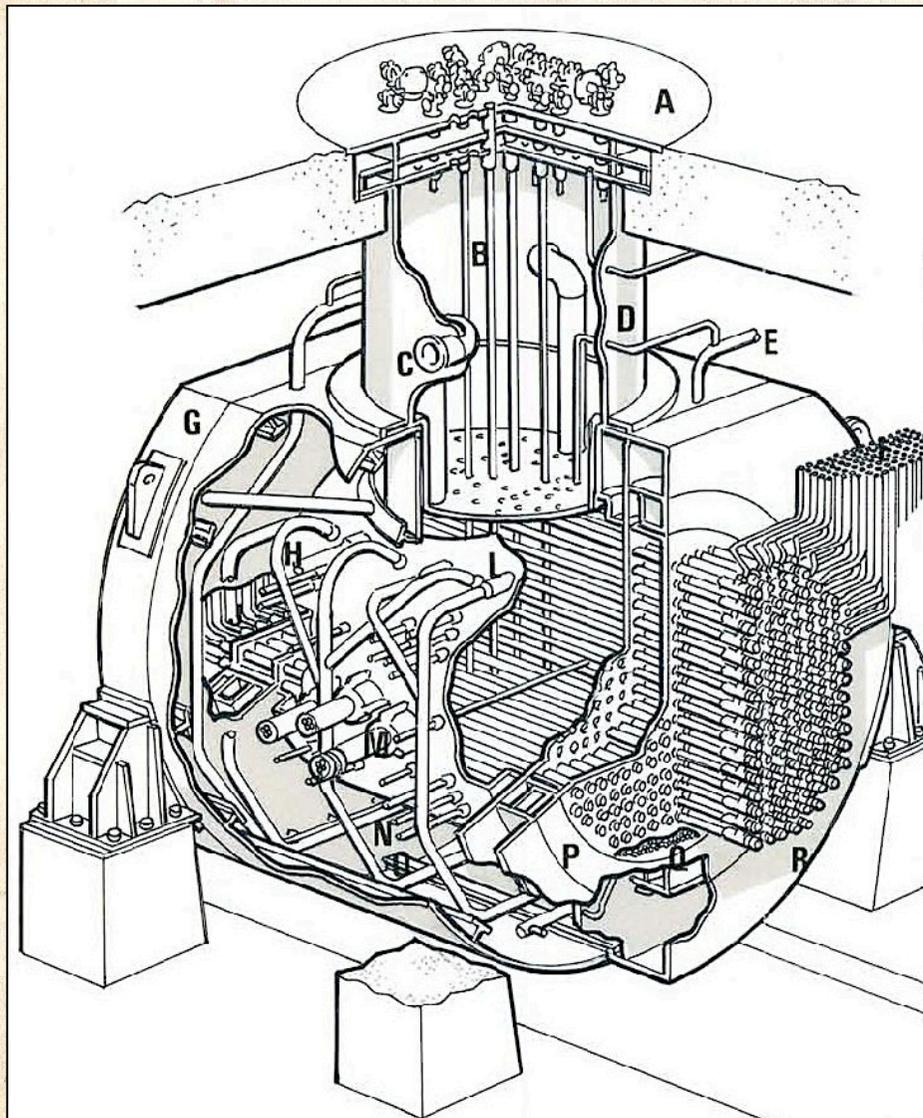
- Uranium enrichi à 1 ou 2% en crayons de 1,3 cm sur 7 m
- 1600 tubes de 18 crayons espacés de 25 cm
- 1700 tonnes de graphite
- 7 m de haut, 12 m de diamètre
- 5 MWt/m³ (REP 100 MWt/m³)



Windscale
A G R



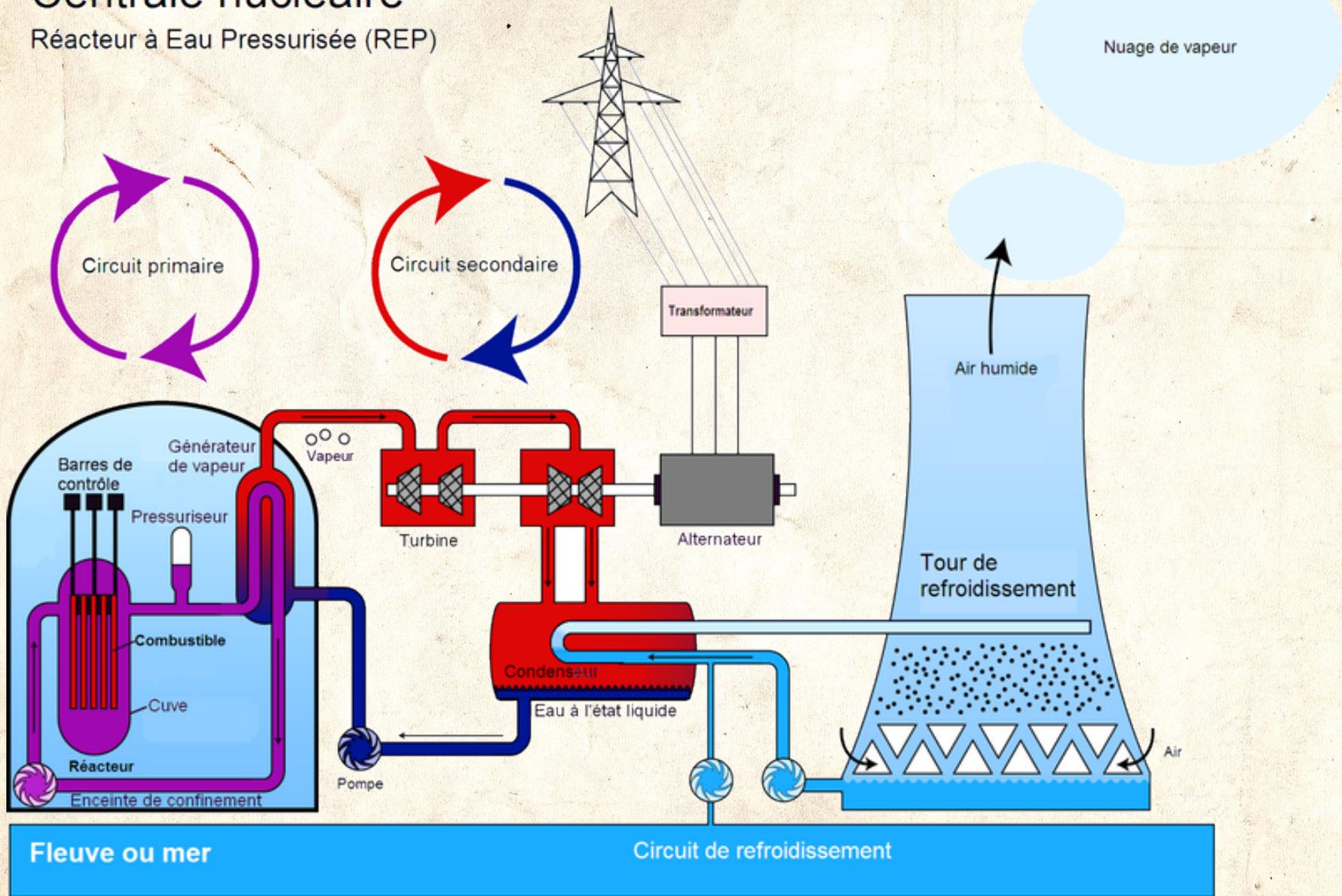
RÉACTEURS À EAU LOURDE – CANDU



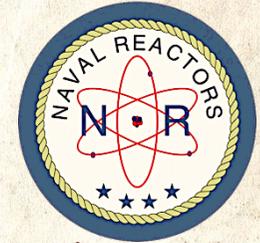
RÉACTEURS À EAU LÉGÈRE

Centrale nucléaire

Réacteur à Eau Pressurisée (REP)



AMIRAL HYMAN G. RICKOVER (1900-1986)

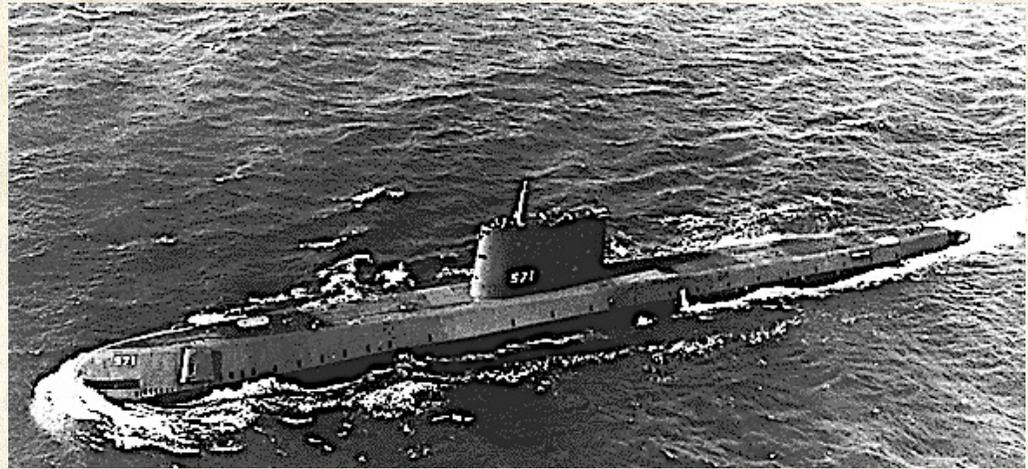


- Envoyé en 1946 à Oak Ridge par l'US Navy, Rickover fut convaincu par Philip Abelson et Ross Gunn de l'intérêt de la propulsion nucléaire pour un sous-marin → pression sur l'amiral Nimitz
- → création en 1947 de la *Nuclear Power Division* du *Bureau of Ships*, dirigée par Rickover (→ 1982 !)
- 1949 : simultanément membre de la *Division of Reactor Development* de l'AEC
- → collaboration étroite avec Eugen Wigner et Alvin Weinberg
- 2 objectifs en parallèle
 - réacteur naval capable de rentrer dans un sous-marin
 - réacteur civil capable de générer de l'électricité
- Et obsession permanente pour la sécurité

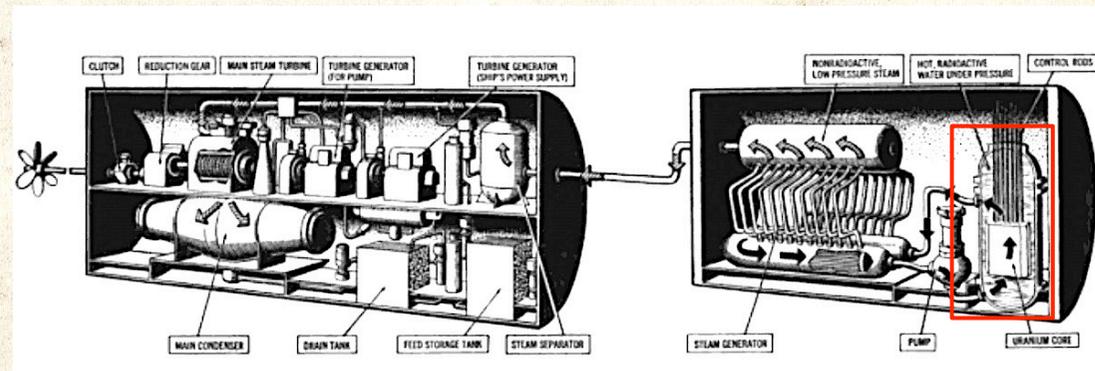


LE NAUTILUS

- Réacteurs en 1949
 - taille > 30 m avec annexes
 - puissance dissipée dans l'environnement
- Objectif
 - puissance 30 MWt = 10 MWe = 13 000 cv
 - actionnant une hélice
 - diamètre < 8 m avec annexes
 - → eau légère → uranium enrichi
 - > 80% → autonomie de plusieurs **années**



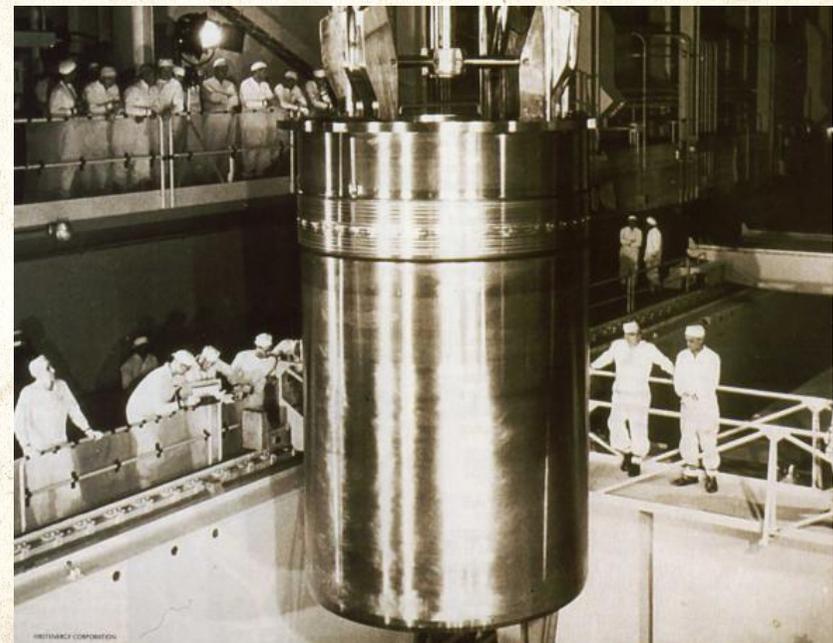
- *Le Nautilus SSN-571*
 - réacteur prototype S1W au sol
 - réacteur S2W installé dans la coque
 - en service le 17 janvier 1955
 - retiré du service le 3 mars 1980



SHIPPINGPORT

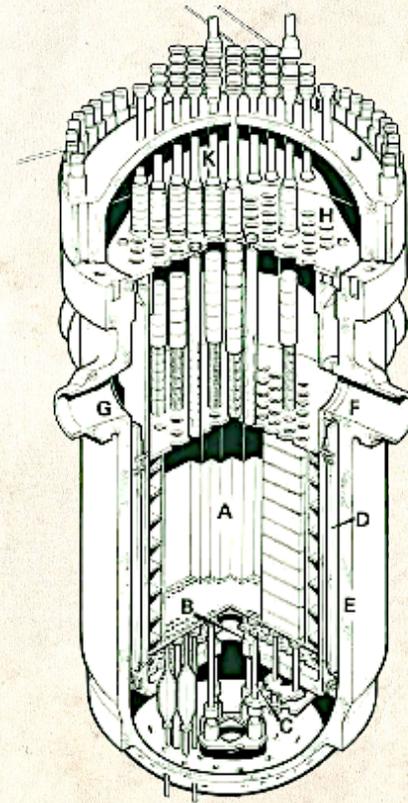


- Le premier réacteur civil à eau légère : 60 MWe
- Directement dérivé des réacteurs navals S1W-S2W de 10 MWe du *Nautilus* (→ uranium enrichi à 93%)
- Préfigurait les réacteurs de porte-avions A1W (1958) et A2W (1960)
- Mis en service en décembre 1957
- Converti en 1977 en surgénérateur [U235 entouré de Th232 → U233 fissile]
- Arrêté en 1982



RÉACTEUR À EAU PRESSURISÉE (= SOUS PRESSION)

- Cuve en acier (20 cm) de 12 m de haut et 4 m de diamètre
- 100 tonnes d'oxyde d'uranium réparti en 250 assemblages
 - 16*16 crayons de 1,5 cm de diamètre (3,6 m de long)
 - [enrichissement > pour les assemblages extérieurs, pour uniformiser la puissance]
 - barres de contrôle (AgInCd)
 - poison neutronique (^{10}B)
 - sources de neutrons
- **Avantages/inconvénients**
 - eau normale, peu coûteuse
 - réacteur (relativement) sûr
 - uranium enrichi (entre 3 et 4%)
 - pressions très élevées (150 atmosphères)
 - températures < 350°C \Rightarrow rendement thermique médiocre (~ 30%)
 - pas accessible en fonctionnement, arrêt annuel



ÉLECTRICITÉ NUCLÉAIRE EN FRANCE

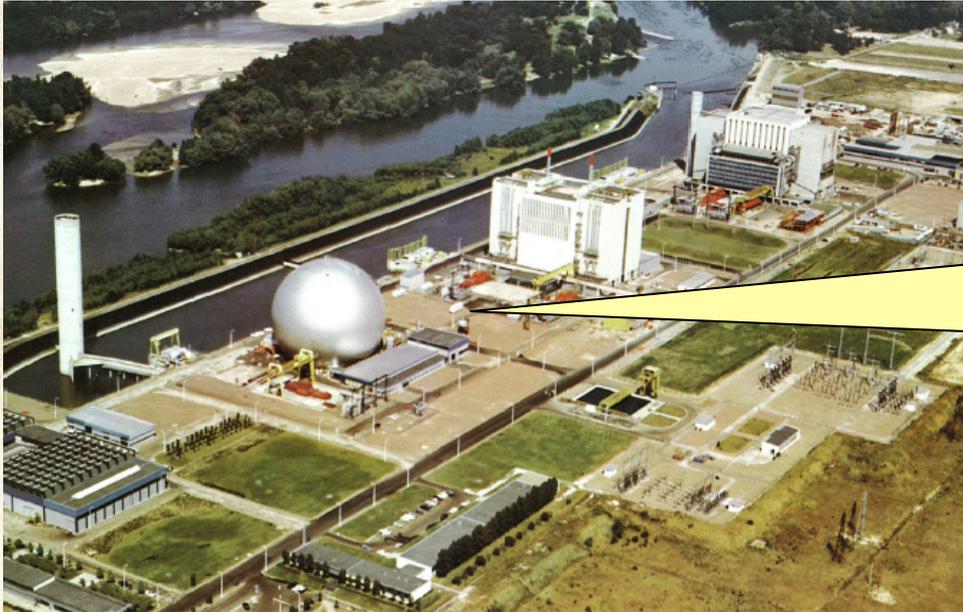
- Filière uranium naturel – graphite –gaz
 - Marcoule G1 (2 MWe 1956-1968), G2 (40 MWe 1959-1980) et G3 (40 MWe 1960-1984)
 - Chinon 1 (70 MWe 1963-1973), 2 (180 MWe 1965-1985) et 3 (360 MWe 1967-1990)
 - Saint-Laurent 1 (390 MWe 1969-1990) et 2 (450 MWe 1971-1992)
 - Bugey 1 (540 MWe 1972-1994)

- Filière uranium naturel – eau lourde
 - Brennilis (EL4, 70 MWe 1967-1985)

- Passage aux réacteurs à uranium enrichi et eau sous pression (sous licence Westinghouse initialement)
 - Chooz A (300 MWe 1962-1967-1991) copie (agrandie) de Shippingport
 - Fessenheim (1977-2012?) 2 REP de 900 Mwe
 - Bugey 2 **REB** (1978-2020?) 4 REP de 900 MWe

- Août 1975 : choix définitif des REP (32 de 900 MWe, puis 20 de 1300 MWe, puis 4 de 1450 MWe)

RÉACTEURS EDF



Chinon 1963-1967

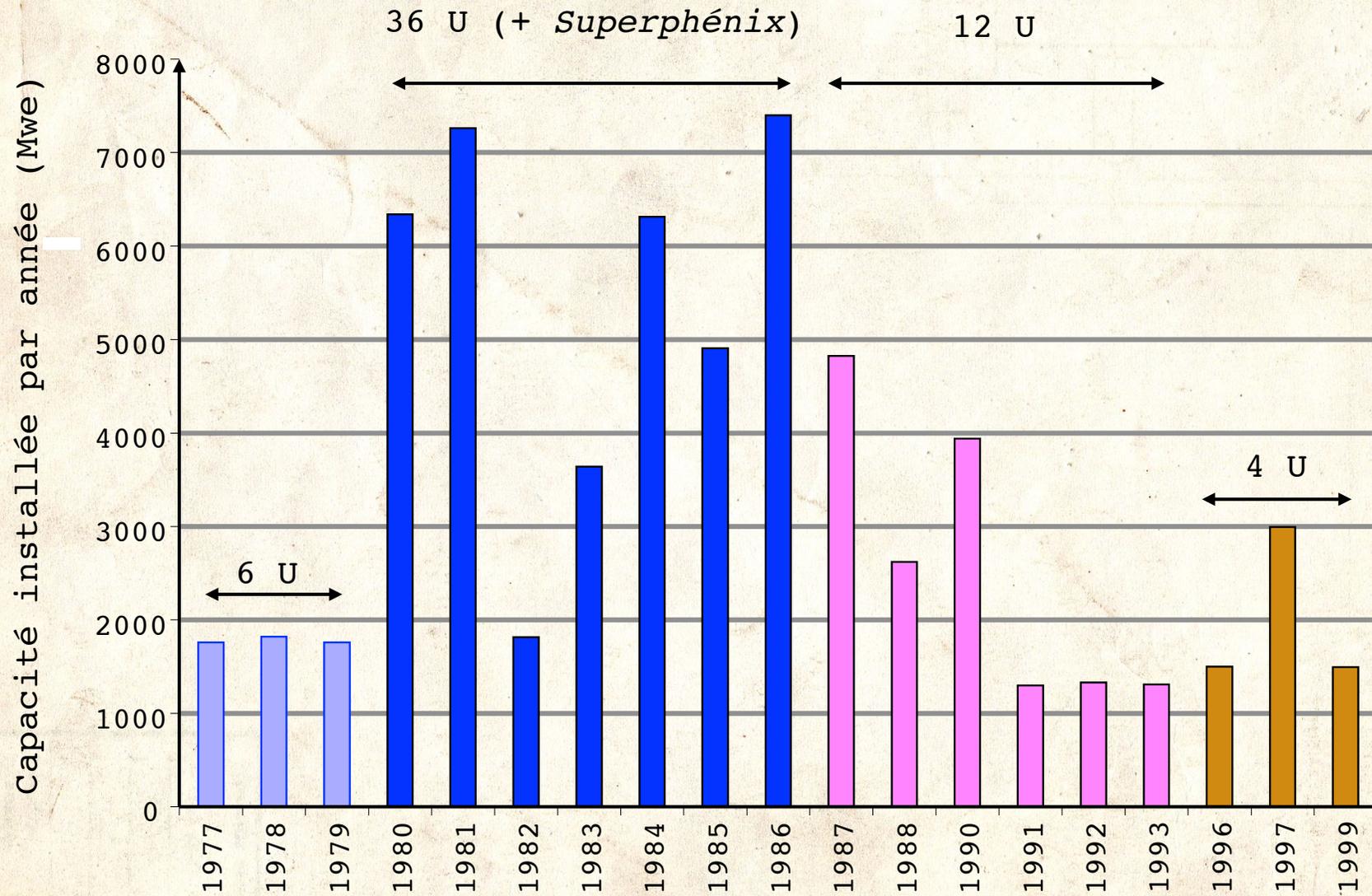
uranium naturel graphite gaz
70 Mwe – 180 Mwe – 360 MWe

Gravelines 1980-1987

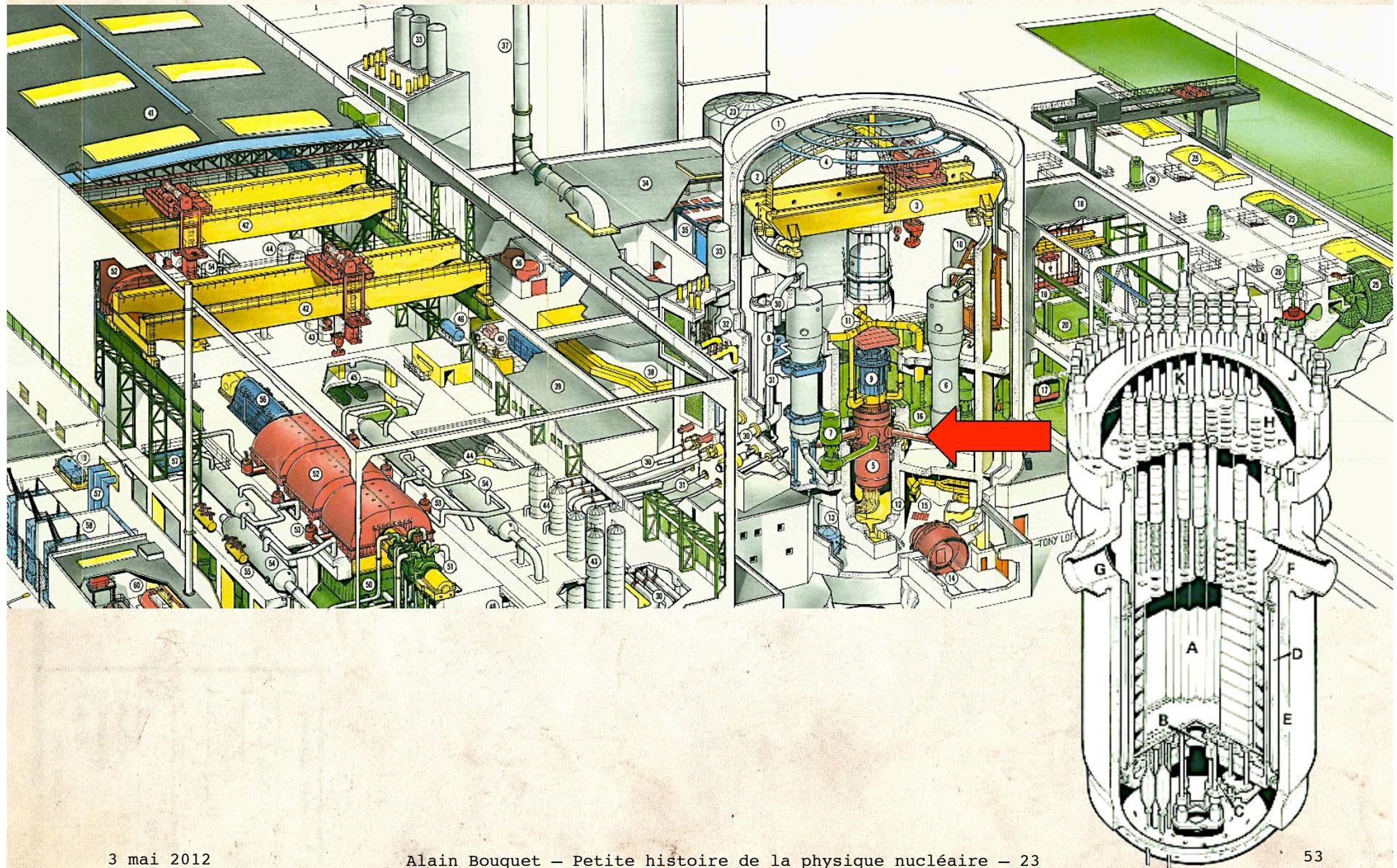
uranium enrichi eau légère
6 * 910 MWe



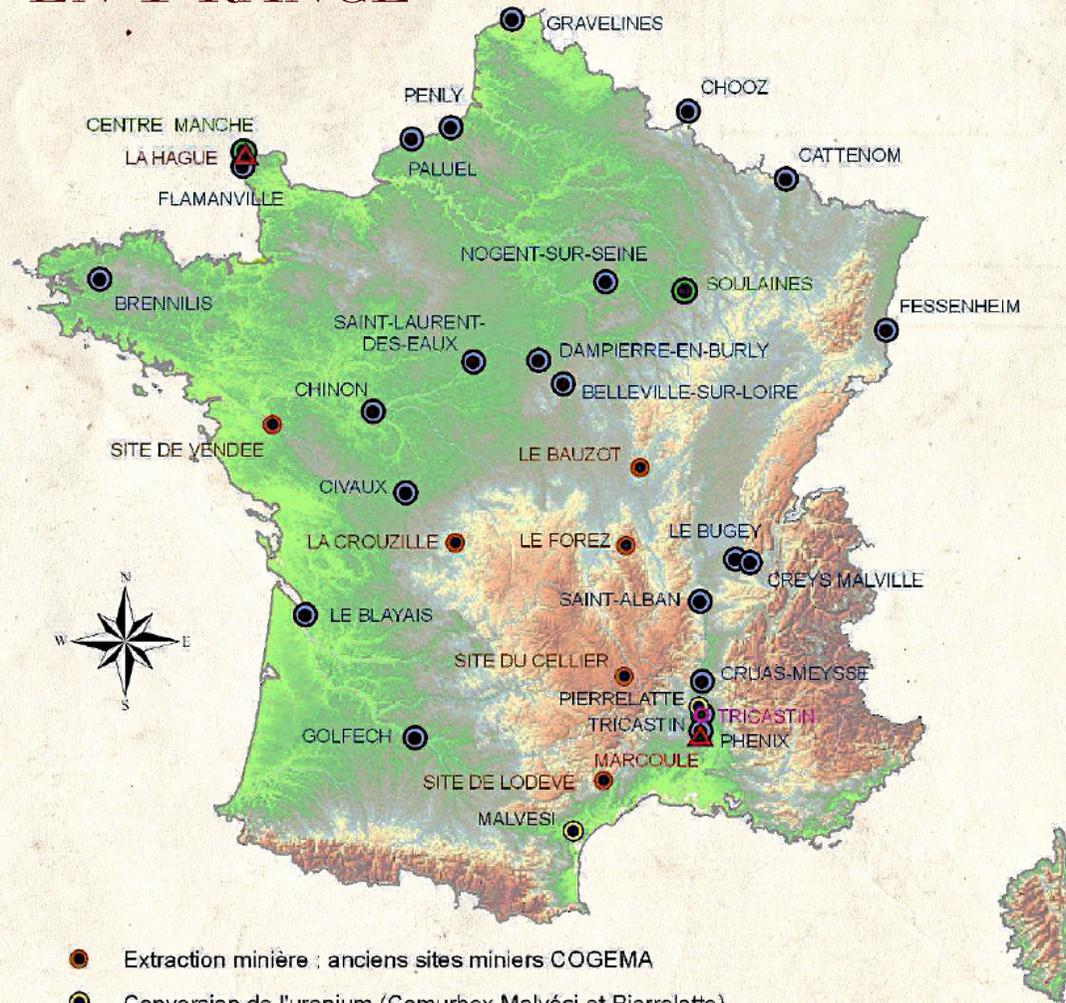
DÉVELOPPEMENT DU PROGRAMME ÉLECTRONUCLÉAIRE



CENTRALE DE FESSENHEIM



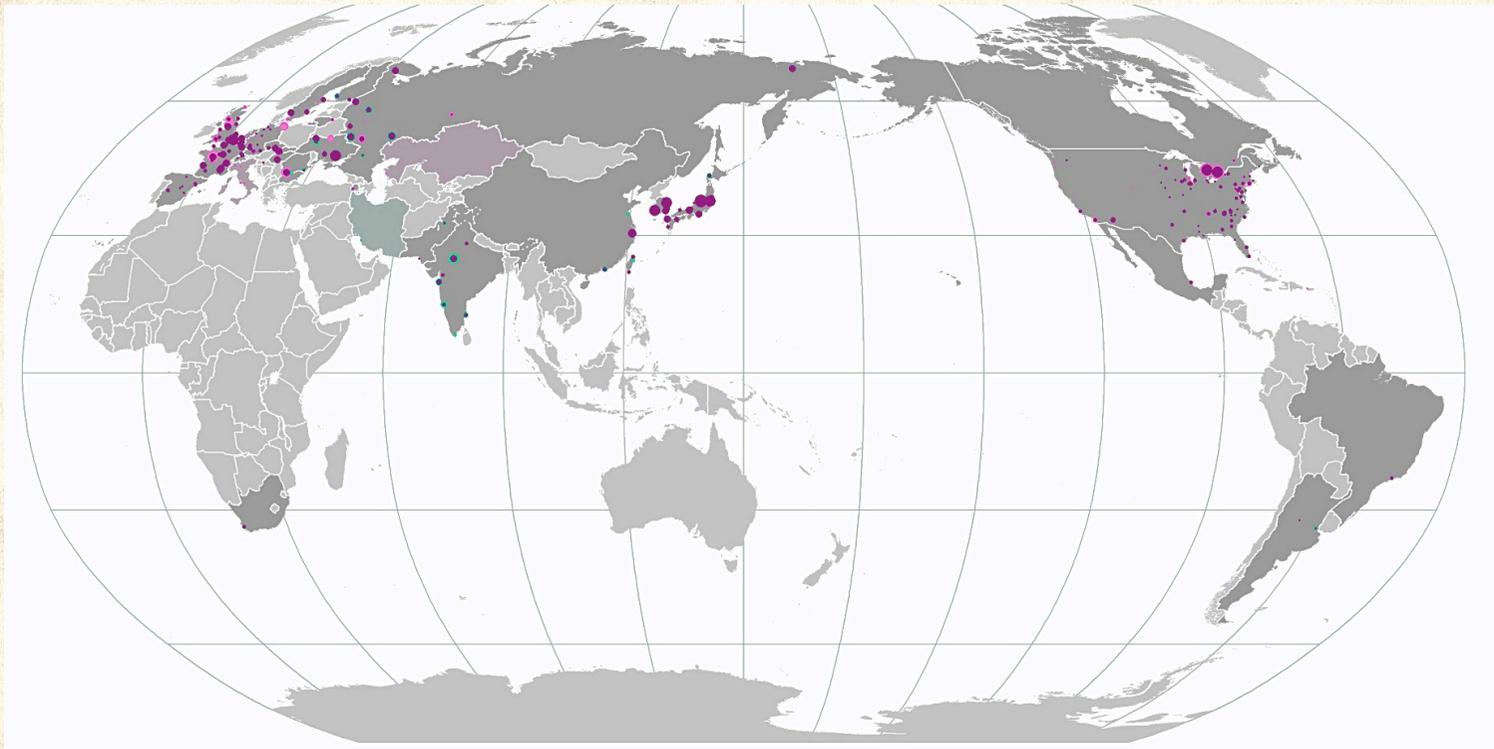
LE NUCLÉAIRE EN FRANCE



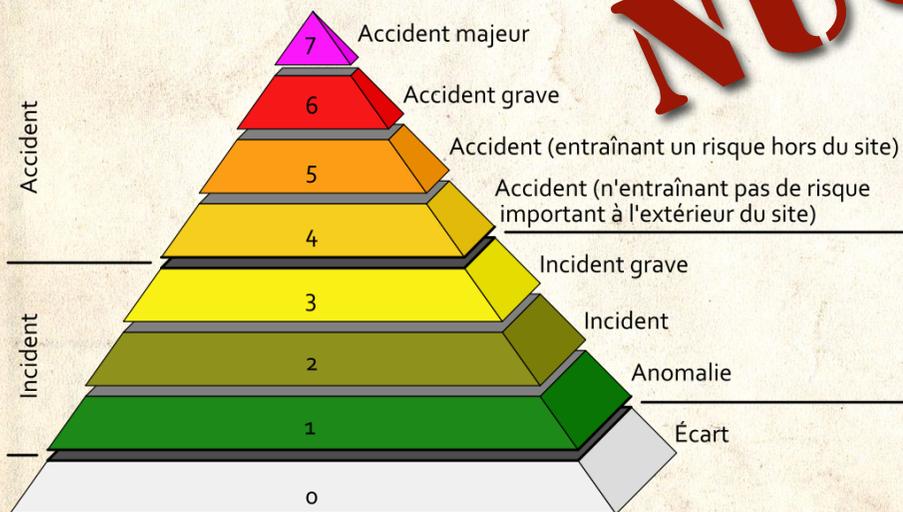
- Extraction minière : anciens sites miniers COGEMA
- Conversion de l'uranium (Comurhex Malvési et Pierrelatte)
- Enrichissement (Eurodif Tricastin)
- Centrales nucléaires de production d'électricité (22 sites - 19 CNPE en exploitation)
- ▲ Retraitement du combustible usé, conditionnement des déchets (La Hague, Marcoule)
- Stockage des déchets de surface (Centre Manche, Soulaines)

LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES DANS LE MONDE

- 440 réacteurs commerciaux (→ 377 GWe) dans 30 pays (14% de l'électricité mondiale)
- 250 réacteurs de recherche dans 56 pays
- 180 réacteurs navals (sur 140 sous-marins et quelques navires de surface)



LES ACCIDENTS NUCLÉAIRES

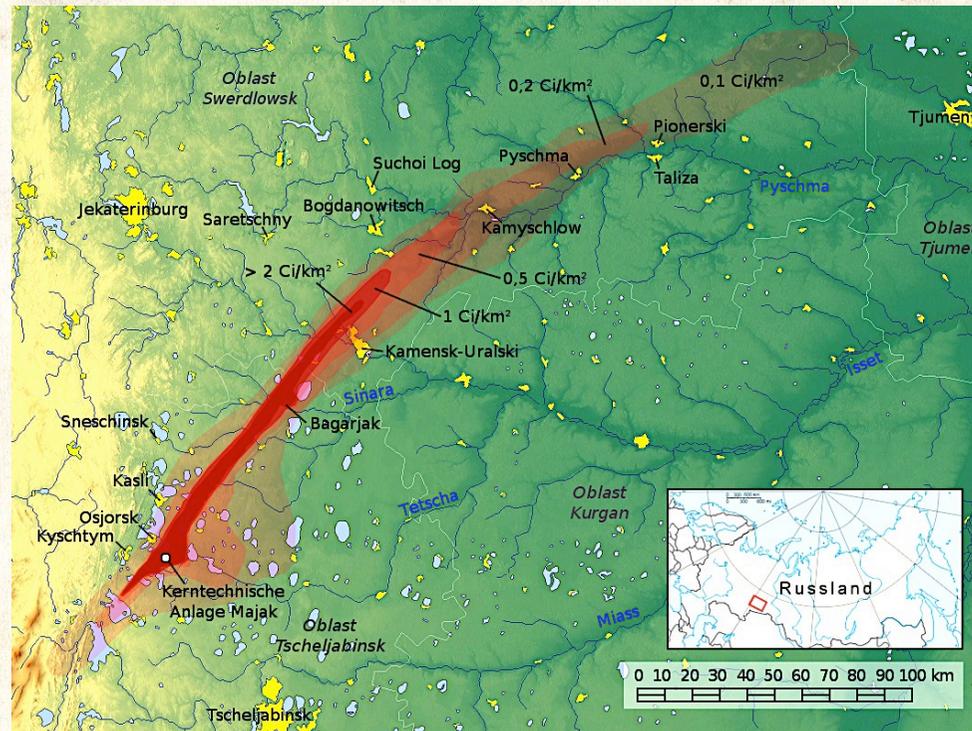


ÉCHELLE INES (INTERNATIONAL NUCLEAR EVENT SCALE)

	Gravité		Effets externes	Effets internes	Exemples
7	Accident majeur		Effet majeur sur l'environnement		Tchernobyl 1986 Fukushima 2011
6	Accident grave		Rejets importants		Kychtym (Mayak) 1957
5	Accident risques hors site		Rejets > normes sécurité	Dommages graves au réacteur	Chalk River 1952 Windscale 1957 Three Mile Island 1979 Goiânia 1987
4	Accident	Perte de la sécurité et contamination	Rejets ~ normes sécurité	Dommages importants ou mort d'un travailleur	
3	Incident grave	Accident évité de peu	Rejets < normes sécurité	Contamination grave du personnel	
2	Incident	Défaillance des dispositifs de sécurité	<i>Nuls</i>	Surexposition d'un travailleur	
1	Anomalie	Anomalie sortant du régime de fonctionnement	<i>Nuls</i>	<i>Nuls</i>	
0	Écart	Anomalie sans conséquence de sécurité	<i>Nuls</i>	<i>Nuls</i>	

ACCIDENT DE KYCHTYM (MAYAK)

- Usine de retraitement de Mayak (Tcheliabinsk 40 → plutonium militaire)
- 29 septembre 1957 : explosion (chimique) de plusieurs réservoirs entreposant des déchets nucléaires, à la suite d'une panne de leur système de refroidissement
- → dispersion de ~ 100 tonnes de déchets
- → 100 à 1000 TBq
- → plus de 200 morts par irradiation (peut-être 8000 en 30 ans?)
- **secret militaire** → 1978 (J. Medvedev)
- *probablement niveau 7*



RÉACTEUR N°4 DE LA CENTRALE LÉNINE DE TCHERNOBYL

- 26 avril 1986 – 1h 23mn 4s
- Exercice de redémarrage sans connexion au réseau électrique
 - réacteur à faible puissance (200 MWe)
 - puissance \nearrow \Rightarrow empoisonnement au xénon \Rightarrow puissance $\searrow\searrow$
 - \Rightarrow retrait barres contrôle *au-delà des limites de sécurité*
 - \Rightarrow température \nearrow
 - pompes entraînées par inertie \Rightarrow débit \searrow
 - \Rightarrow ébullition de l'eau
 - \Rightarrow perte de refroidissement
 - \Rightarrow température \nearrow
 - \Rightarrow blocage partiel des barres
 - \Rightarrow température $\nearrow\nearrow$

- 1h 23mn 44s
 - \Rightarrow décomposition $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}_2 + \text{O}_2$
 - \Rightarrow explosions d'hydrogène
 - \Rightarrow éjection des barres
 - \Rightarrow puissance $\times 100$ en 4s
 - \Rightarrow éjection du toit de béton
 - le graphite s'enflamme

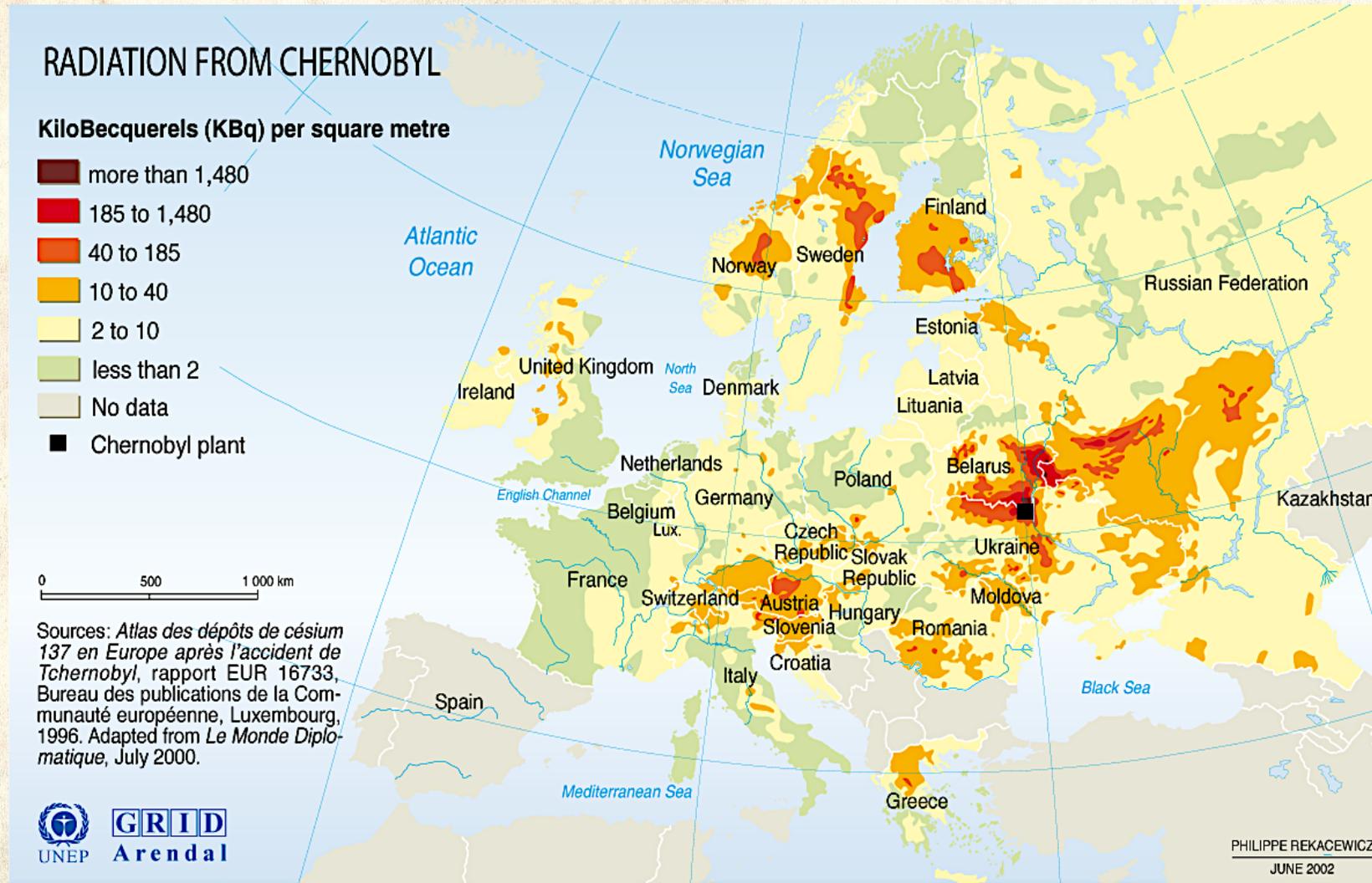
○ Conséquences

- dispersion de poussières et de gaz radioactifs à travers toute l'Europe
- nombre de victimes très controversé
 - ~ 100 morts par irradiation aiguë
 - ~ 4000 morts supplémentaires prévisibles sur $\sim 600\,000$ intervenants ayant reçu entre 10 mSv et 500 mSv
 - ou 1 million (relation linéaire sans seuil) ?

RÉSULTAT



DISPERSION DES ÉLÉMENTS



Sources: UNEP/GRID-Arendal, European Environment Agency; *AMAP Assessment Report : Arctic Pollution Issues*, Arctic Monitoring and Assessment Programme (AMAP), 1998, Oslo; European Monitoring and Evaluation Programme (EMEP); Co-operative programme for monitoring and evaluation of the long range transmission of air pollutants in Europe, 1999. Adapted from *Le Monde Diplomatique*, July 2000.

ACCIDENTS PAR PERTE DE REFROIDISSEMENT (LOCA)

- Arrêt d'un réacteur
 - [→ désintégrations des produits de fission]
- ⇒ puissance résiduelle 7% de la puissance thermique
- 1400 MWe → 4000 MWt → 300 MW à dissiper
- ↘ à 1% au bout d'une heure
- ↘ à 0,5% au bout d'un jour
- ↘ à 0,2% au bout d'un an
- ⇒ importance cruciale de pouvoir évacuer cette chaleur
 - ⇒ pompes
 - ⇒ *alimentation des pompes*
 - ⇒ *bon fonctionnement des valves*

- Three Mile Island (28-03-1979)
 - TMI-2 : REP de 900 MWe
 - blocage (inexpliqué) d'une vanne du circuit secondaire
 - ⇒ arrêt du générateur de vapeur
 - ⇒ arrêt du réacteur
 - ⇒ démarrage automatique des 3 pompes de secours
 - mais *toutes* leurs vannes étaient fermées pour maintenance
 - ⇒ température ↗
 - ⇒ pression ↗
 - ⇒ ouverture d'une soupape
 - *qui s'est bloquée ouverte*
 - ⇒ perte de vapeur
 - ⇒ température ↗↗
 - ⇒ fusion du cœur

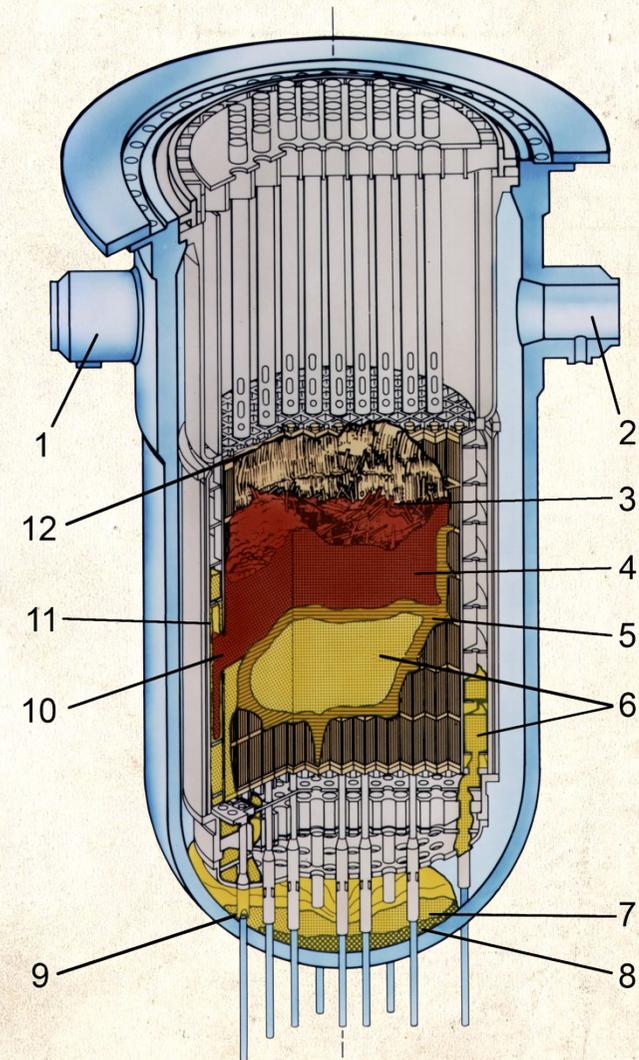
FONTE DU CŒUR DE TMI-2 : LE « CORIUM »

○ TMI-2 État final du cœur

1. tuyau d'arrivée d'eau
2. tuyau d'arrivée d'eau
3. cavité dans le métal fondu
4. fragments du cœur partiellement fondus
5. croûte entourant le métal fondu
6. métal fondu (uranium+zirconium+acier)
7. métal fondu ayant coulé
8. région appauvrie en uranium
9. manchon de guidage d'instruments à l'intérieur du cœur
10. trou partiel dans la cuve
11. métal fondu dans la structure
12. tuyaux et grille supérieure endommagée

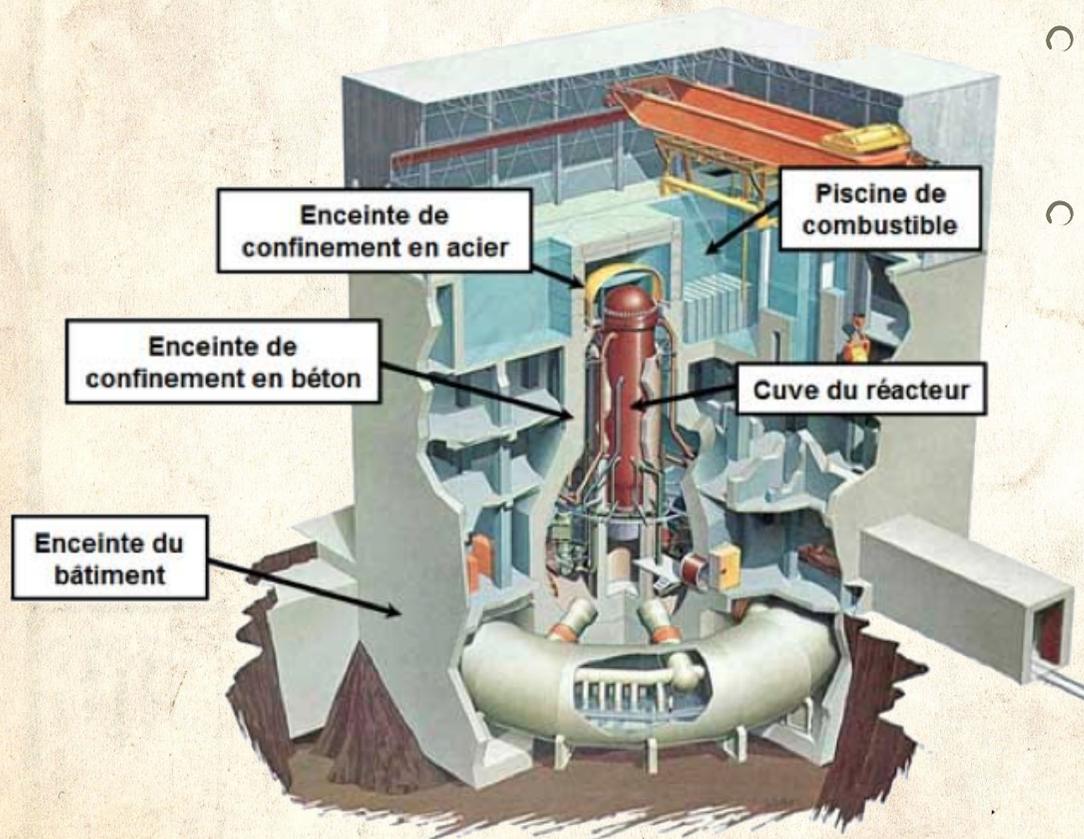
○ La cuve et l'enceinte ont résisté

○ ⇒ très peu de contamination externe



FUKUSHIMA 11 MARS 2011

- Tremblement de terre d'intensité 9
- ⇒ coupure du réseau électrique
- et arrêt automatique des réacteurs
- ⇒ démarrage des groupes électrogènes



Fukushima in review: A complex disaster, a disastrous response

Yoichi Funabashi and Kay Kitazawa

- Arrivée (45 mn après) d'une vague de 15 m de haut (tsunami)
- ⇒ la vague noie 4 des 6 réacteurs de Fukushima 1 (dai-ichi)
- ⇒ perte des groupes électrogènes
- ⇒ perte des batteries de secours
- ⇒ perte du refroidissement
- ⇒ fonte des cœurs des réacteurs 1, en 3h, 2 et 3 en 3j (le 4 était à l'arrêt)

FUKUSHIMA : CORIUMS

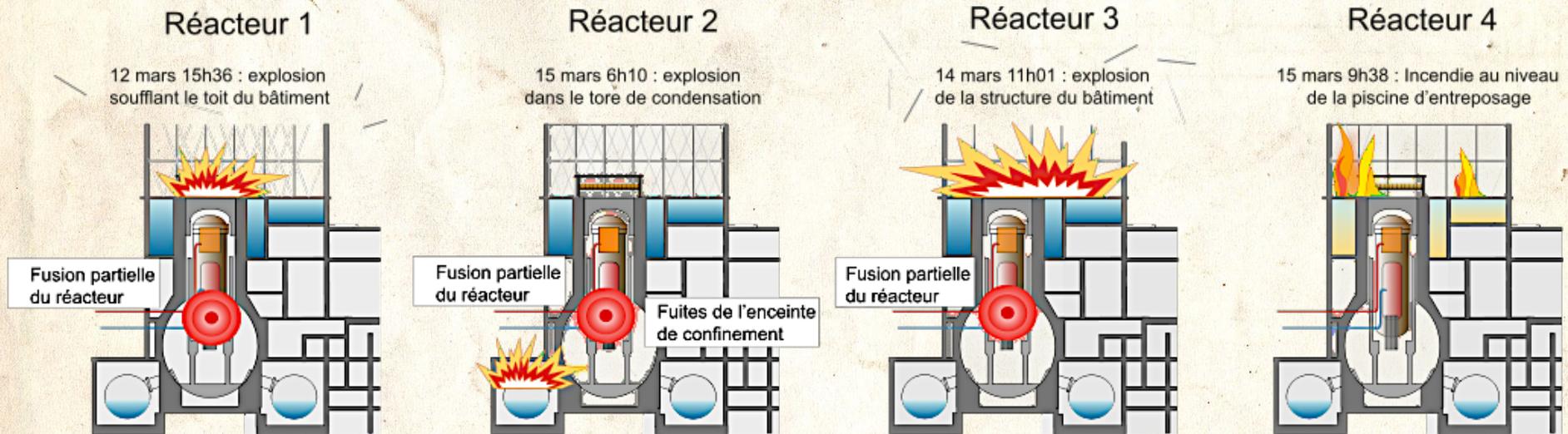
- Le cœur de 3 des 4 réacteurs a (très probablement) fondu
 - corium = mélange d'uranium, de plutonium, de zirconium et d'acier
 - densité élevée (~15-20), température ~ 2000°C et radioactivité intense
 - ⇒ capable de fondre le métal de la cuve et de percer le socle (radier) de béton ⇒ refroidissement de la cuve par déversement de tonnes d'eau

- Informations contradictoires sur l'état des cuves et des radiers
 - TEPCO (l'exploitant de la centrale) affirme que les cuves n'ont pas été percées
 - L'IRSN pense qu'elles l'ont été partiellement et qu'une partie des coriums est sur (dans? sous?) le béton

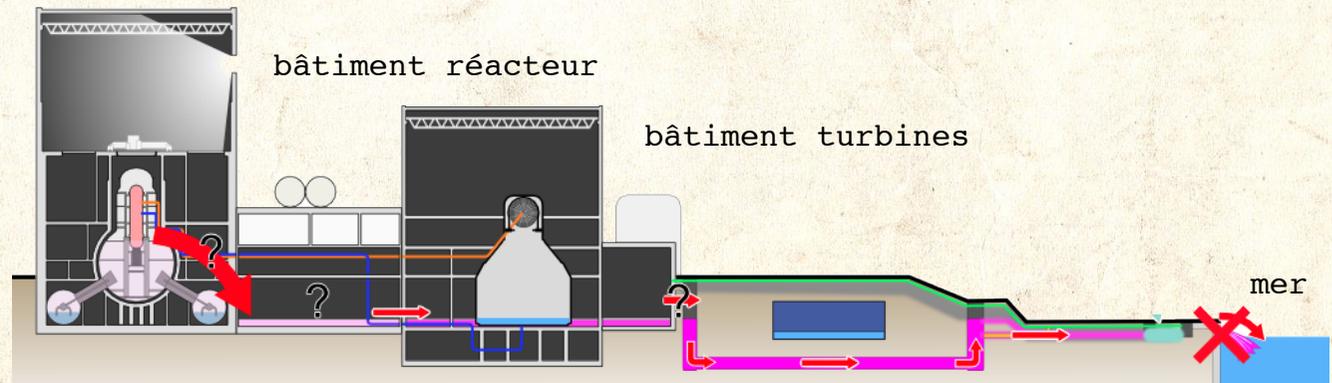
- Présence (par bouffées) de xénon 135 [$t_{1/2} = 9\text{h}$] et de chlore 38 [$t_{1/2} = 37\text{mn}$] → reprises occasionnelles de criticité

FUKUSHIMA : CONTAMINATION

- Perte de refroidissement → surchauffe → pyrolyse de l'eau → explosion de l'hydrogène → rejets dans l'atmosphère



- Fuites → rejets en mer



FUKUSHIMA, UN AN APRÈS

12 $\mu\text{Sv/h}$ ~ 100 mSv/an

Le nucléaire japonais, un an après le tsunami

54 réacteurs au Japon 

 52 réacteurs fermés pour maintenance
(redémarrage pas encore décidé)

 2 encore en service

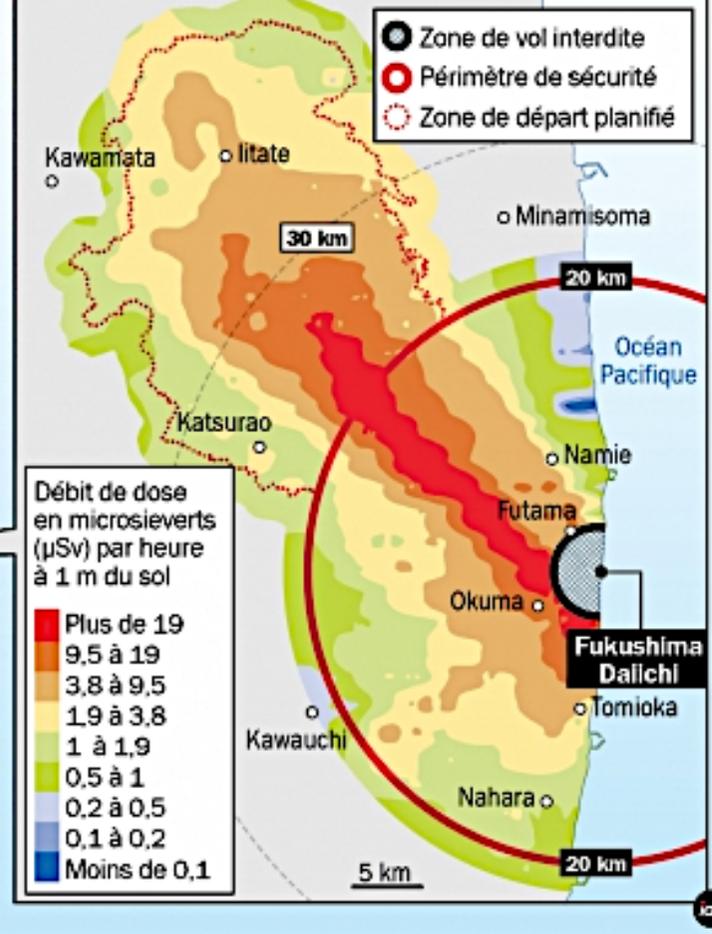
Tomari
Réacteur n°3
Arrêt prévu fin avril

Kashiwazaki Kariwa
Réacteur n°6
Arrêt prévu le 26 mars



Sols irradiés autour de Fukushima

Mesures du 6 au 10/02/2012



POUR EN SAVOIR PLUS

- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (irsn.fr)

IRSN

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

- Autorité de sûreté nucléaire (asn.fr)



- RadioProtection Cirkus (www.rpcirkus.org)



- Gen4 (www.gen4.fr)

gen 4

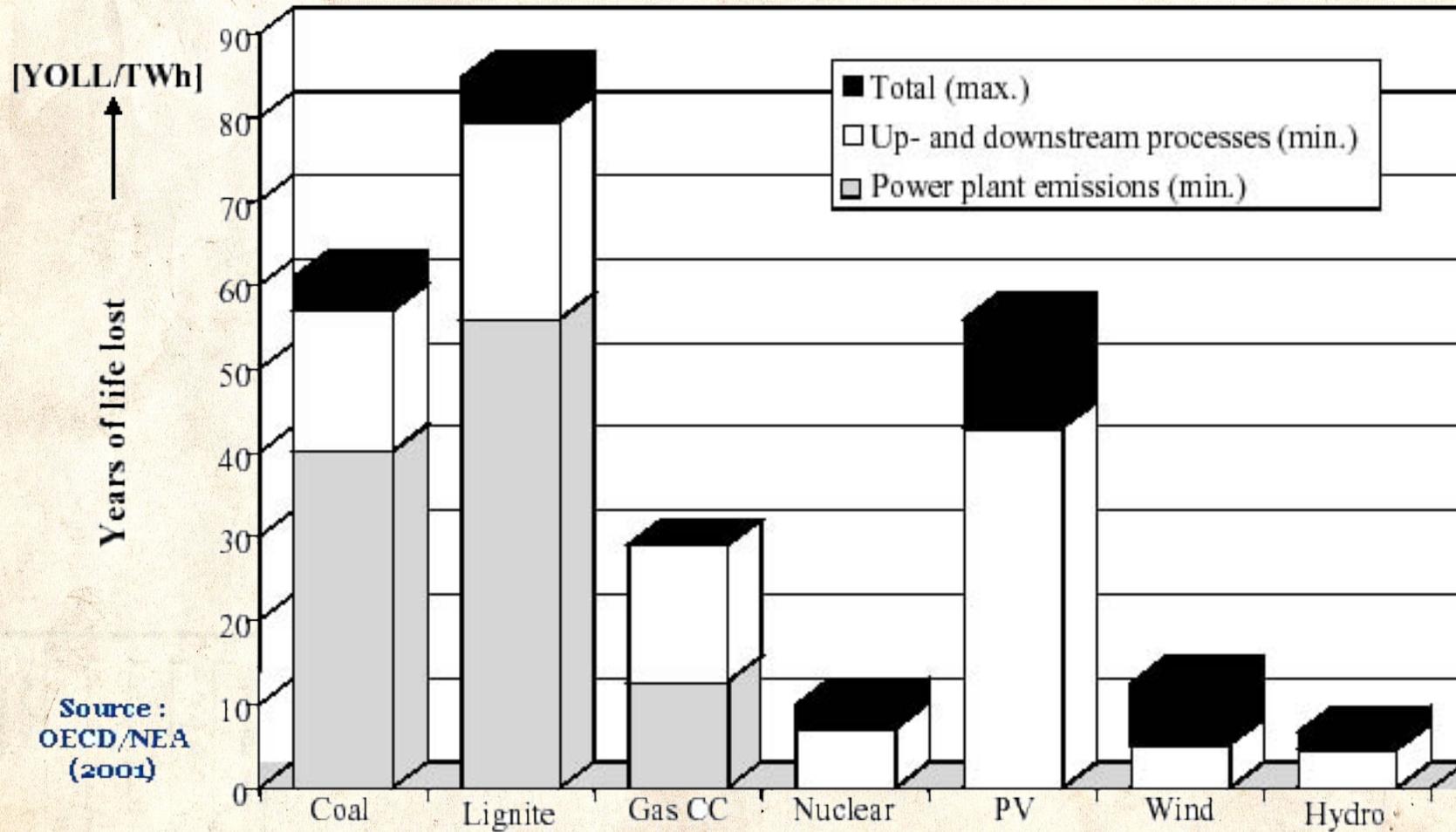
Explosion dans une centrale nucléaire au Japon



© Martin Vidberg (vidberg.blog.lemonde.fr)



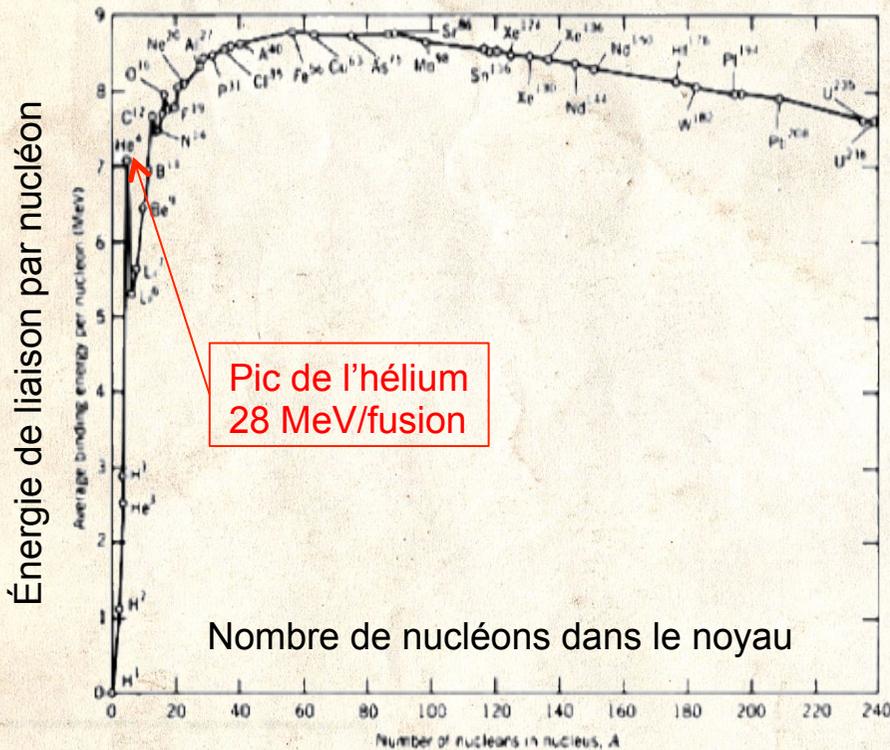
Health risks of energy systems



FUSION NUCLÉAIRE

FUSION DE L'HYDROGÈNE ET DU DEUTÉRIUM

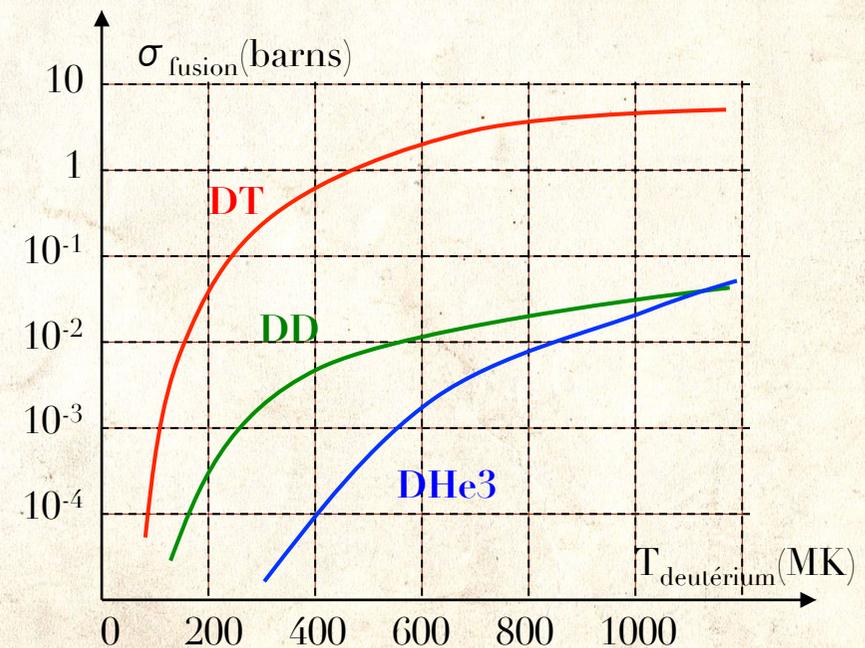
- L'idée de fusion de noyaux légers est « évidente »



- OK pour le Soleil
- et les bombes H !

- Plus difficile à maîtriser en continu

- fusion du deutérium plus facile que celle de l'hydrogène
- mieux encore: deutérium-tritium
 $D + T \rightarrow He4 + n + 17,6 \text{ MeV}$



LA FUSION ET SES CONTRAINTES

○ Critère de Lawson : énergie produite > énergie dépensée

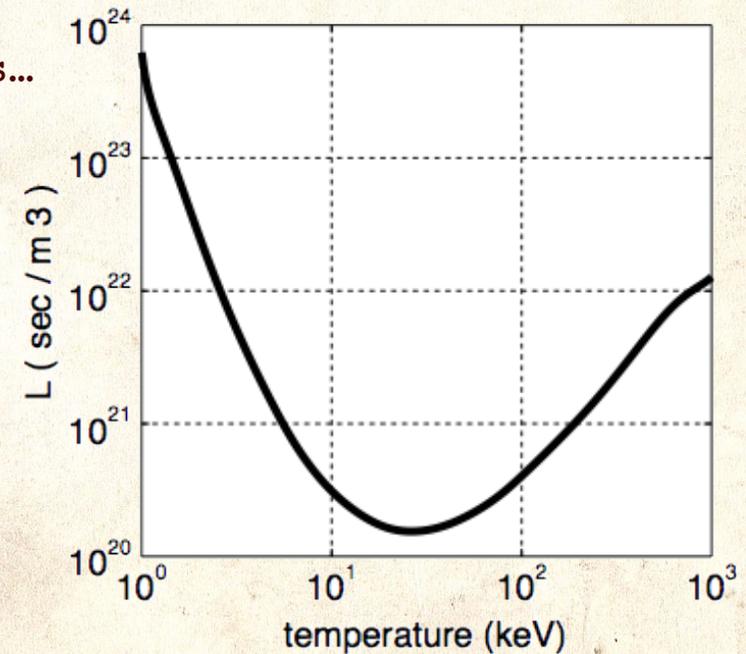
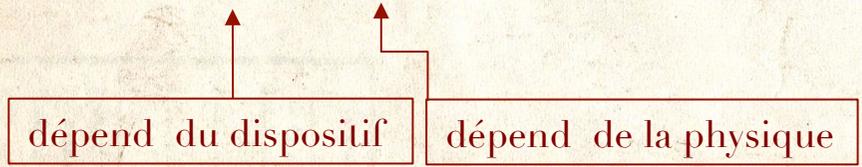
1. Énergie produite par fusion (par unité de temps et de volume)

- $n_1 n_2 \sigma V E_{\text{fusion}}$ densités n_1 et n_2 de réactifs
- section efficace de fusion σ
- vitesse relative V
- énergie libérée par chaque fusion

2. Énergie perdue par rayonnement, fuites...

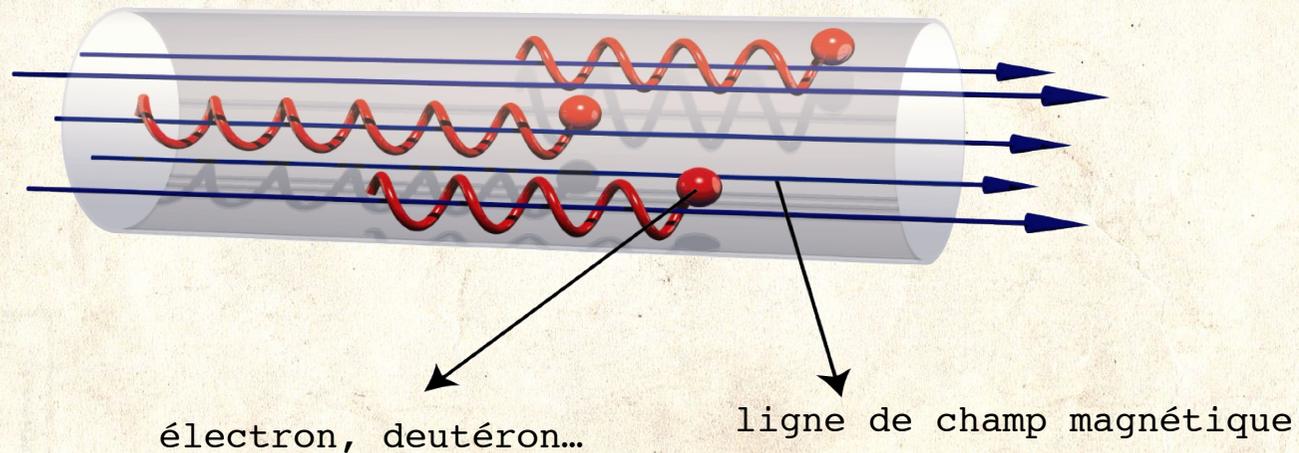
- énergie thermique $\rightarrow 3/2 \sum n_i kT$
- temps de confinement t_c
- \Rightarrow énergie perdue $3/2 \sum n_i kT / t_c$

○ $\Rightarrow n t_c > L$ ($\propto kT / \sigma V E_{\text{fusion}}$)



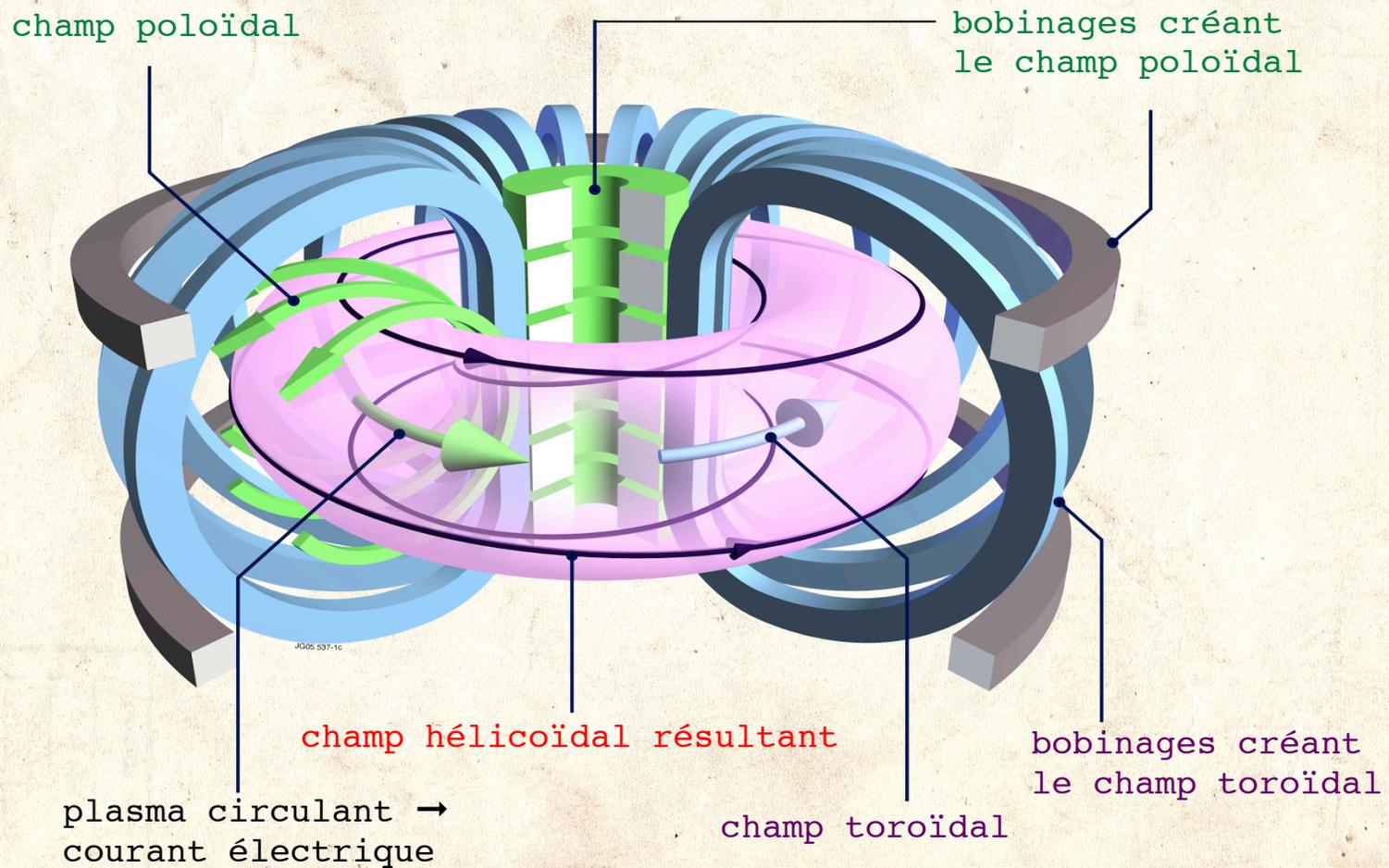
DEUX VOIES POSSIBLES

- Optimum de Lawson (D-T) $\sim 10^{20}$ s/m³ pour T entre 10 et 100 keV
- 1 eV $\sim 10^4$ K \Rightarrow 100 MK à 1000 MK \Rightarrow plasma très chaud !
- $n t_c > 10^{20} \Rightarrow$ maximiser
 - soit la densité ☞ confinement inertiel
 - soit le temps de confinement ☞ confinement magnétique
- \Rightarrow bouteilles magnétiques

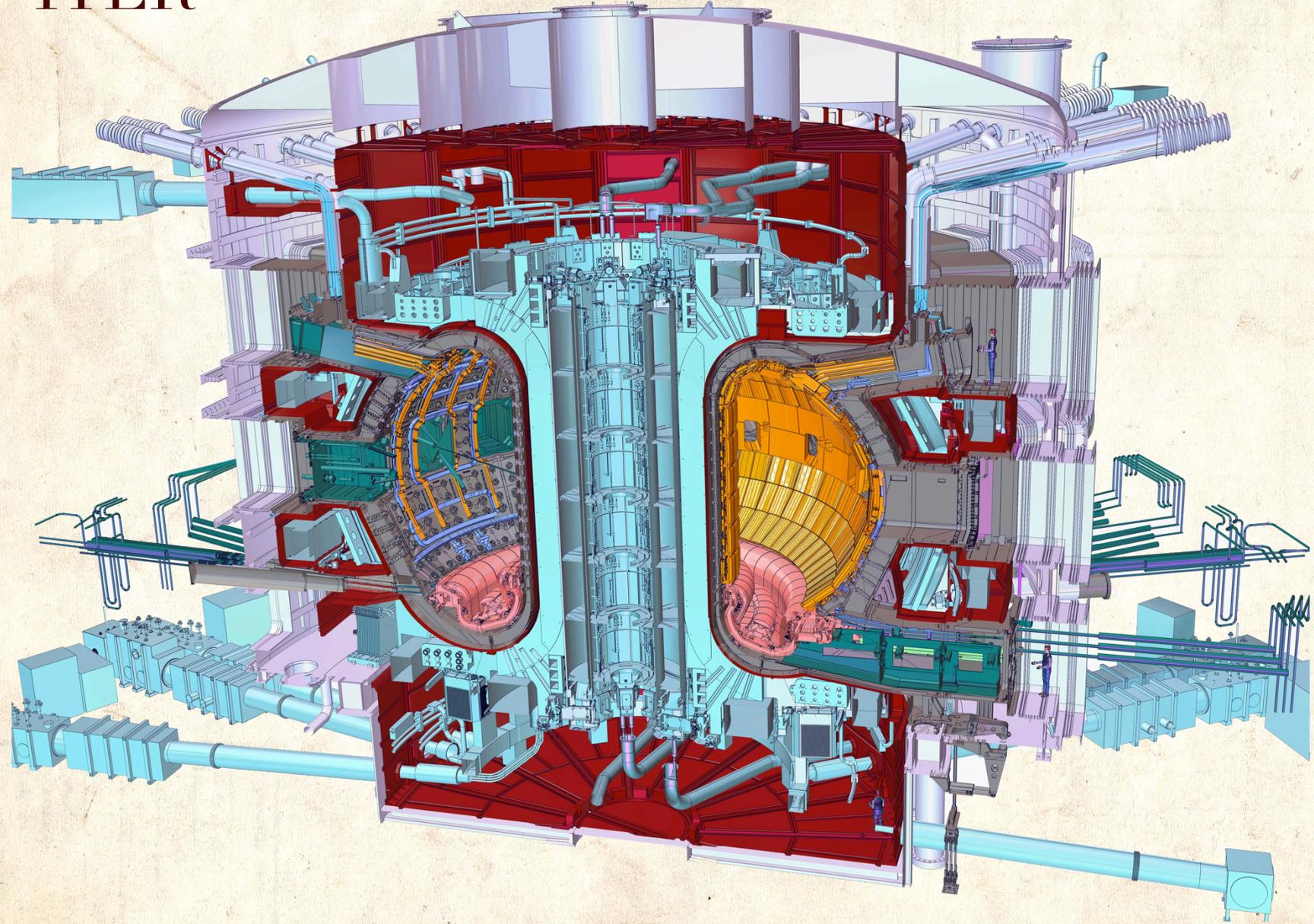


TOKAMAKS ET STELLARATORS

- Tore de plasma stabilisé par des champs magnétiques

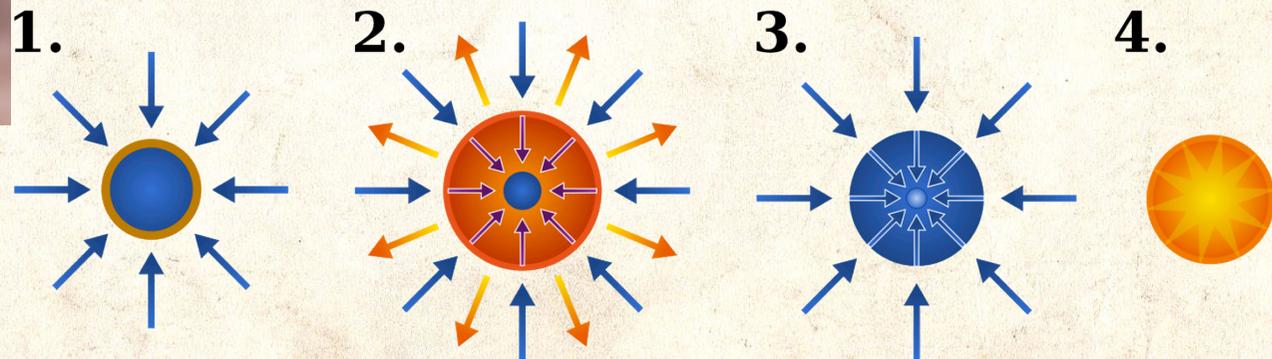


ITER



CONFINEMENT INERTIEL

- Densité élevée et allumage par laser
 - Lawrence Livermore Laboratory
 - 192 faisceaux simultanés
 - → 500 TW → 1,87 MJ (2012)
 - Laser Mégajoule (Bordeaux 2013)
 - 240 176 faisceaux simultanés
 - 1,8 MJ pendant 20 ns



C'EST FINI !

