

DE LA RECHERCHE À L'INDUSTRIE

cea



[www.cea.fr](http://www.cea.fr)

# LES RÉACTEURS DE 4<sup>ÈME</sup> GÉNÉRATION

## Le projet ASTRID

*J-Claude GARNIER*

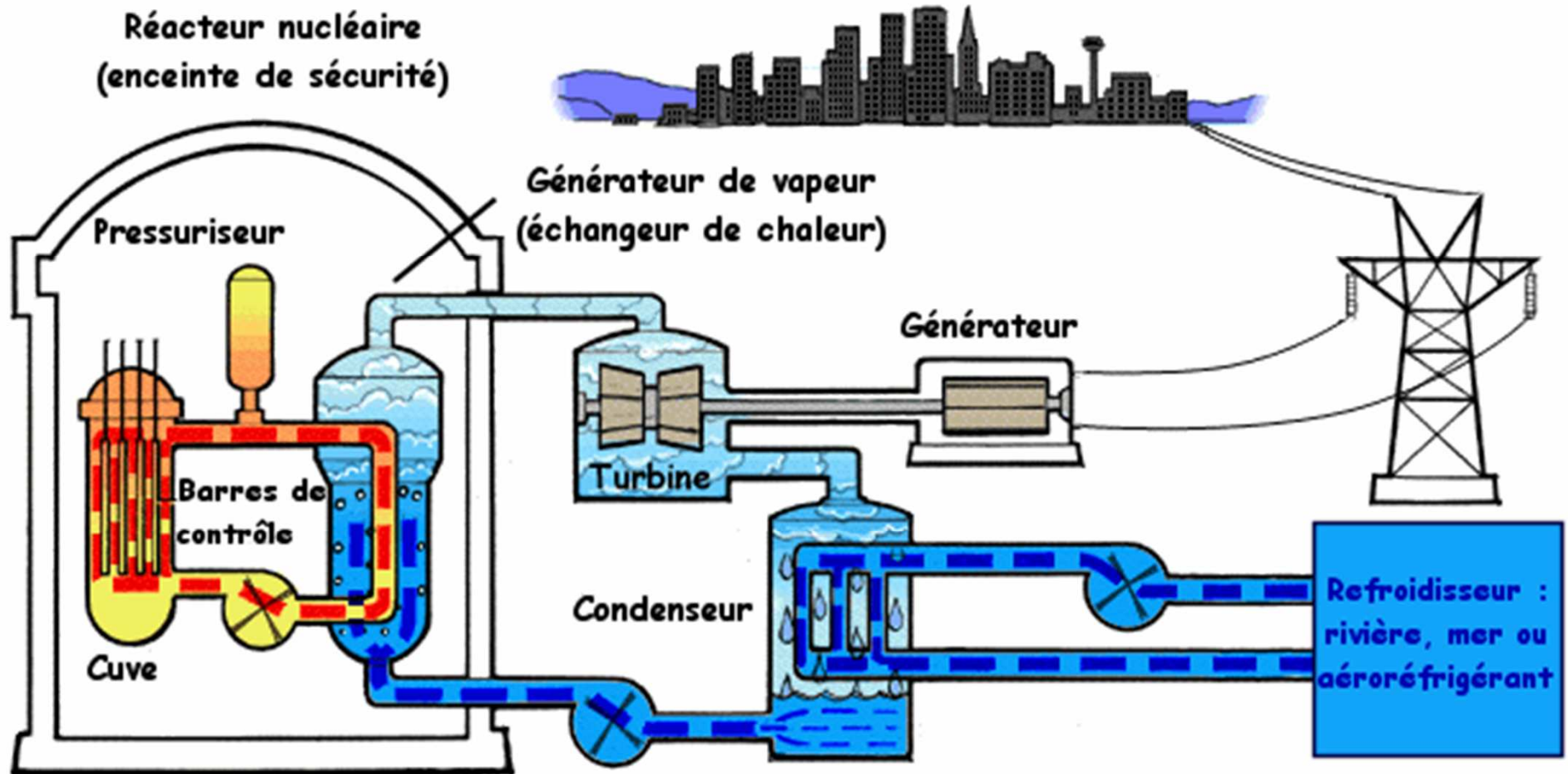
Chef de Projet « R&D » ASTRID  
CEA/DEN/Cadarache



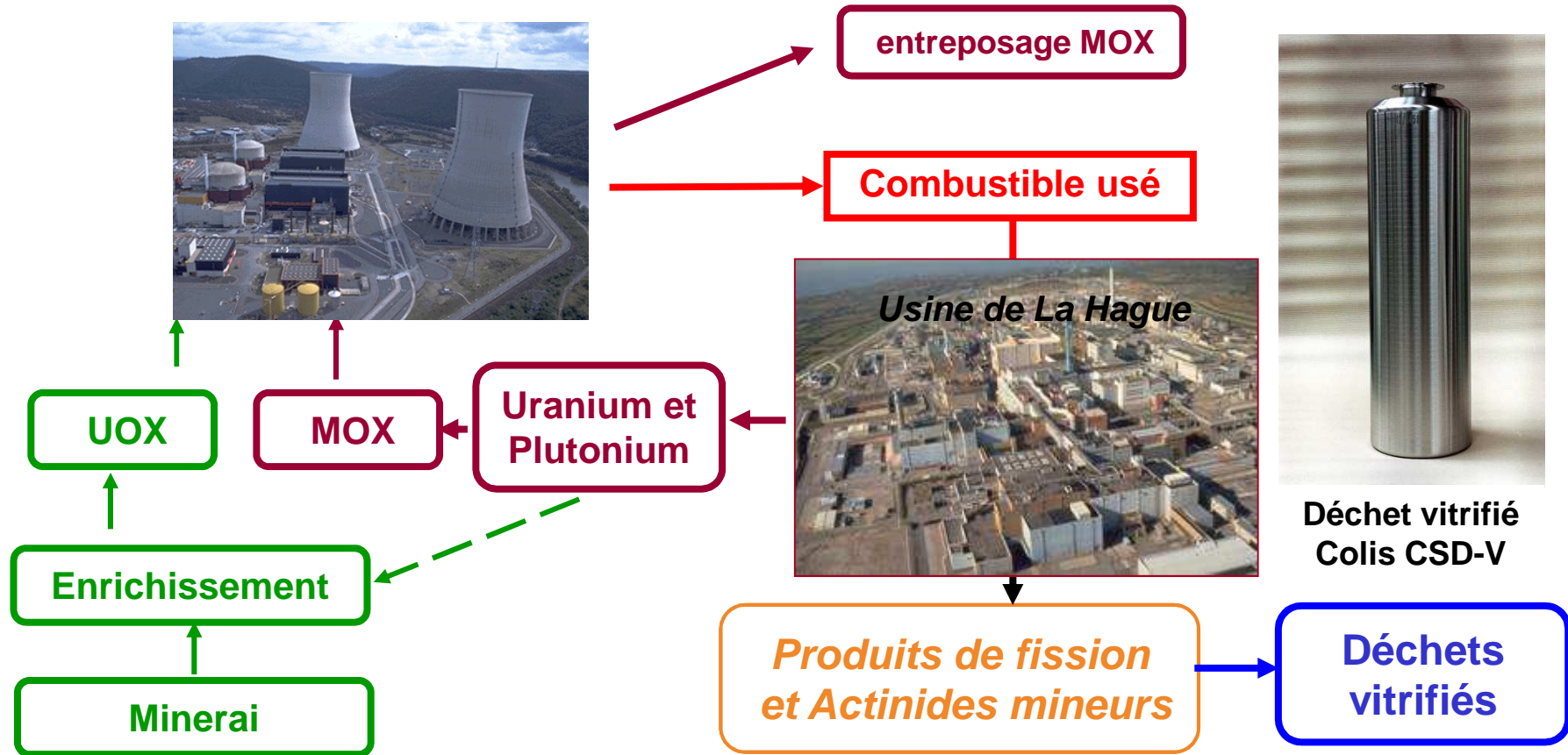
- **Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières**
- **Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides**
- **Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération**
- **Le projet ASTRID**
- **La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération**
- **Les perspectives**

- **Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières**
- Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides
- Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération
- Le projet ASTRID
- La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération
- Les perspectives

# LA FRANCE A CHOISI LE « REP »



# LA FRANCE A CHOISI LE CYCLE « FERMÉ »



**Le traitement recyclage économise le minerai d'uranium  
réduit le volume et la radiotoxicité des déchets**

- Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières
- **Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides**
- Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération
- Le projet ASTRID
- La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération
- Les perspectives

# L'ÉVOLUTION DES CENTRALES NUCLÉAIRES

1950 1960 1970 1980 1990 2000 2010 2020 2030 2040 2050 2060

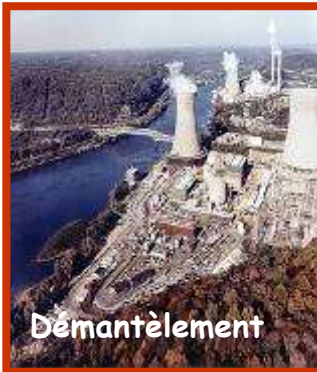
Réacteurs UNGG

Parc actuel (eau pressurisée)

58 réacteurs en France

Réacteurs type EPR

Réacteurs du futur



Démantèlement



Extension de la durée de vie

Amélioration du rendement

Optimisation du retraitement des combustibles



Economie des ressources naturelles

Minimisation des déchets

Amélioration de la sûreté

Risque réduit de prolifération

Gen 1

Gen 2

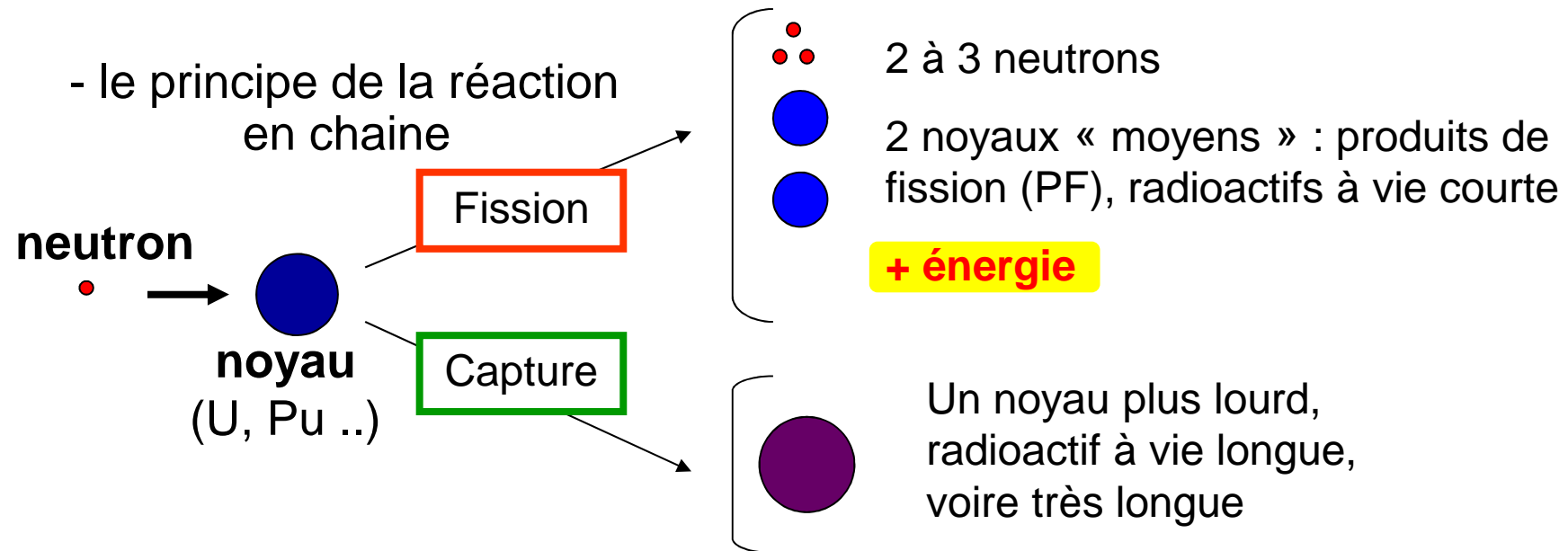
Gen 3

Gen 4

- Utilisation optimale de la ressource en uranium.**
- Possibilité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de cycles (multirecyclage).**
- Possibilité de « brûler » les actinides mineurs. Processus lent et complexe, avec de fortes implications sur le cycle du combustible.**



- Utilisation optimale de la ressource en uranium.**
- Possibilité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de cycles (multirecyclage).
- Possibilité de « brûler » les actinides mineurs. Processus lent et complexe, avec de fortes implications sur le cycle du combustible.



- les noyaux (uranium, ...) sont dits **fissiles** si la fission prédomine, **fertiles** dans le cas contraire ; l'uranium naturel est à 99,3 % d'U238 (fertile) et 0,7 % d' U235 (fissile) ->recours à l'enrichissement (jusqu'à 5% U235)

- les captures successives conduisent à :

- produire du plutonium à partir de l'uranium (U,Pu = \*actinides *majeurs*)
- produire en plus petites quantités neptunium, américium, curium : (Np, Am, Cm = actinides *mineurs*)

Dans un réacteur nucléaire

- de la matière fissile est consommée (**D** = disparition)



- de la matière fissile est produite (**P** = production)



ou



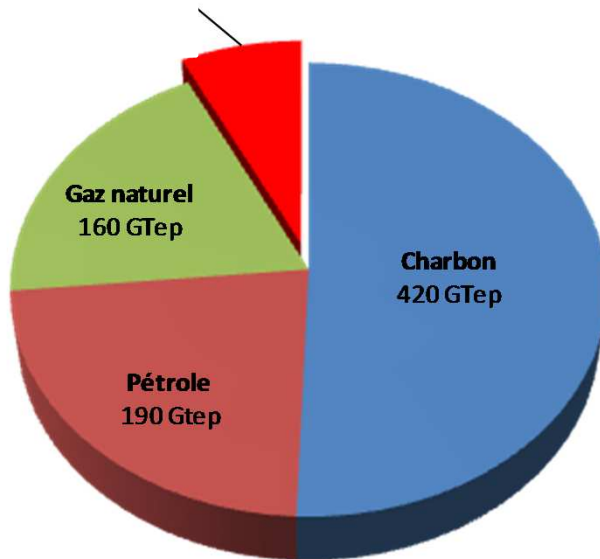
Dans la plupart des réacteurs actuels (neutrons thermique), **P/D** est < 1 (sous-générateur), il faut alimenter le système en matière fissile.

Dans les RNR, il est possible d'avoir un ratio **P/D** égal à 1 (mode iso-générateur) ou supérieur à 1 (mode surgénérateur).

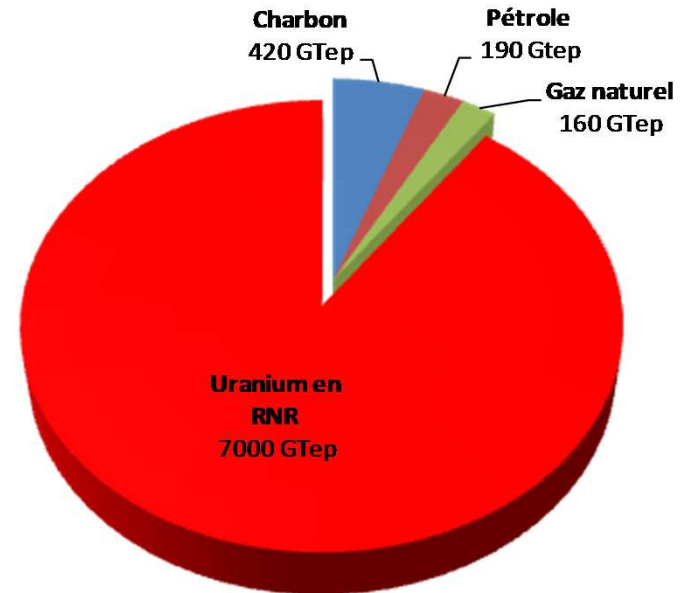
**L'amont du cycle se limite à un appoint de matière fertile (U-appauvri).**

# POTENTIEL ÉNERGÉTIQUE DE L'URANIUM VERSUS LES COMBUSTIBLES FOSSILES

**Uranium en REL  
60 GTep**



**U-Pu en RNR  
7000 GTep**



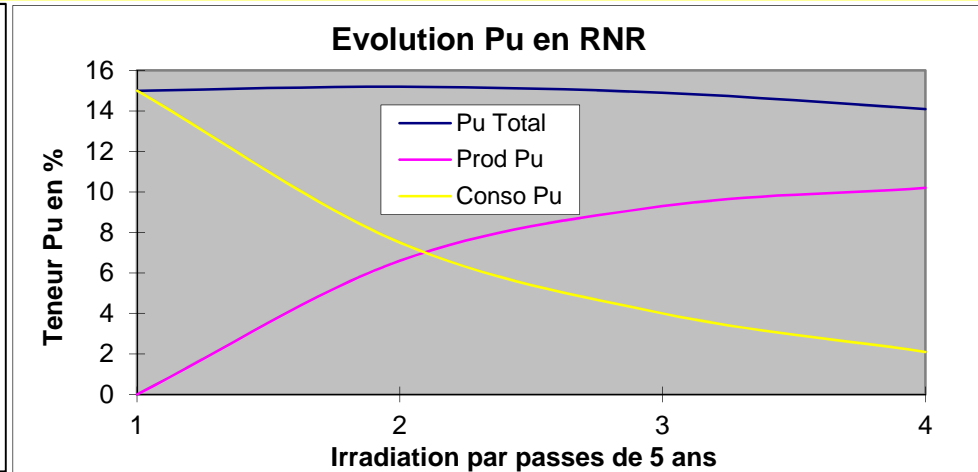
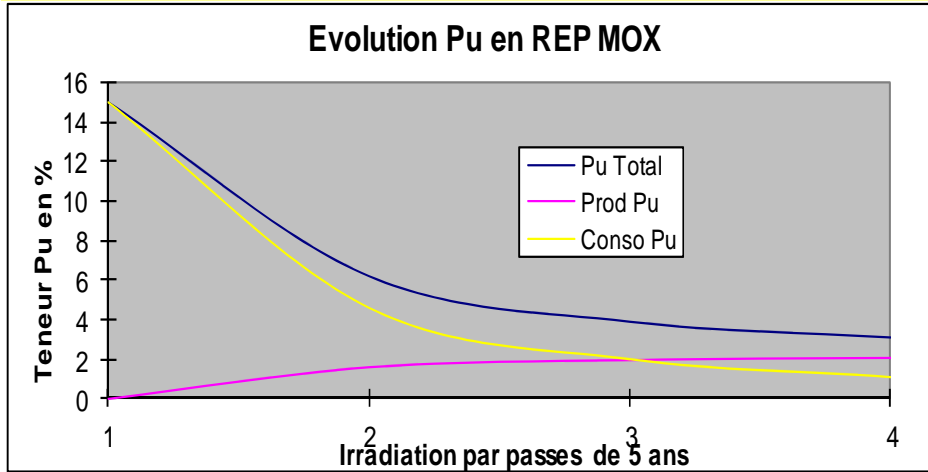
Source : *BP statistical review of world energy, 2011*  
*AIEA, red book (pour les ressources conventionnelles en uranium)*

# POURQUOI LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES ?

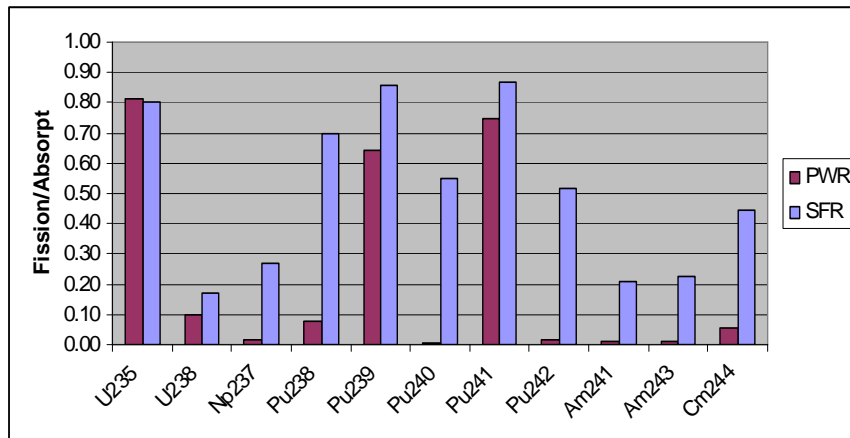
- Utilisation optimale de la ressource en uranium.
- Possibilité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de cycles (multirecyclage).**
- Possibilité de « brûler » les actinides mineurs. Processus lent et complexe, avec de fortes implications sur le cycle du combustible.

# LA PHYSIQUE DU RECYCLAGE DU PLUTONIUM

Evolution d'une même masse d'U-Pu (à 15%) en REP et RNR en irradiation continue et à flux constant



Le rapport capture U8/ absorption Pu9 est de 10% en RNR et de seulement 1% en REP  
 => En RNR la production de Pu à partir de l'U238 peut compenser la disparition du Pu initial.

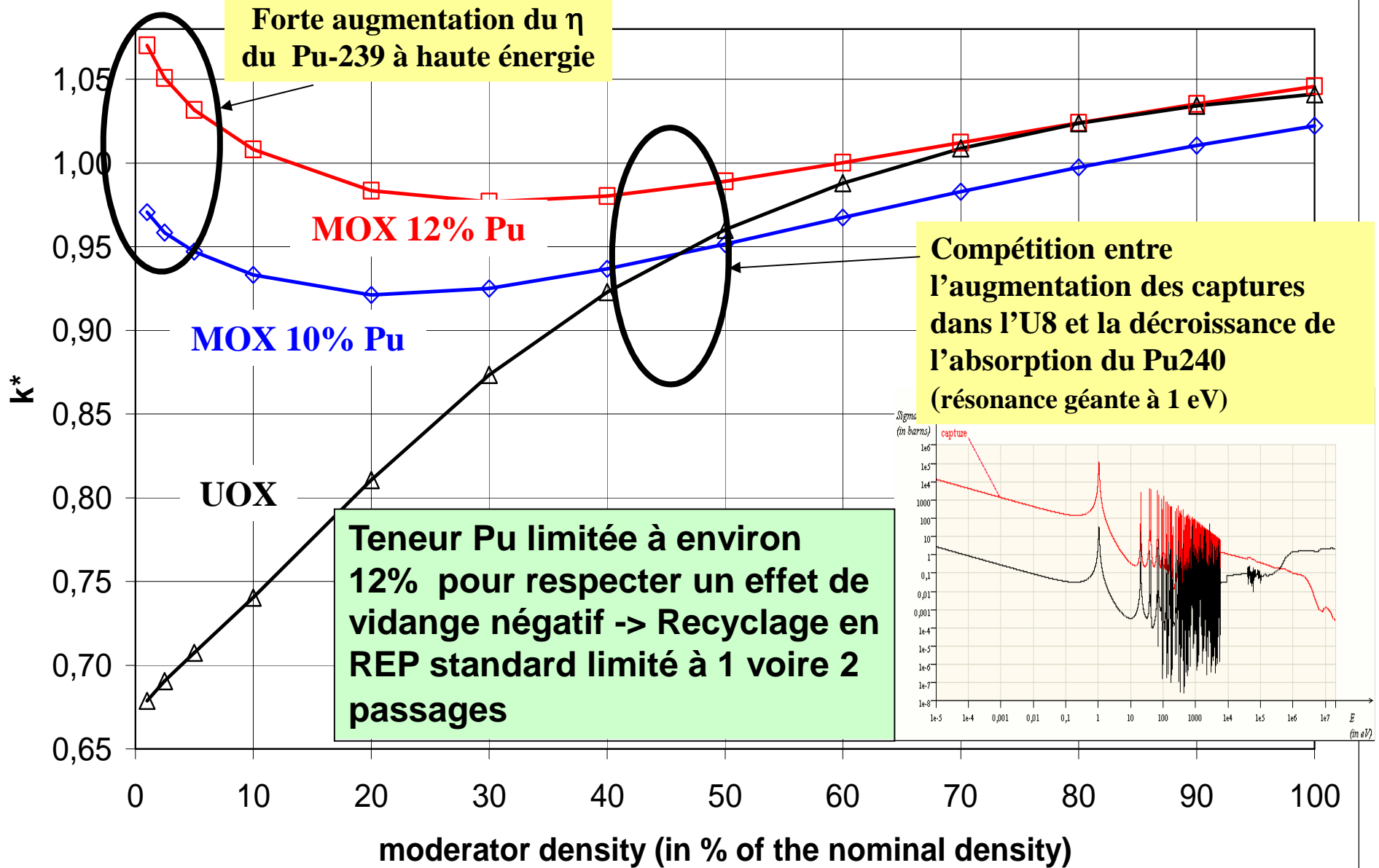


Contrairement aux REPs, les neutrons rapides favorisent la fission de tous les actinides :

- Moindre dégradation de l'isotopie et du potentiel de réactivité du Pu au cours de l'irradiation,
- Moindre production d'actinides supérieurs (facteur 5)

# Limitation physique à l'augmentation de la teneur en REP Mox

## Impact sur le coefficient de vidange du modérateur



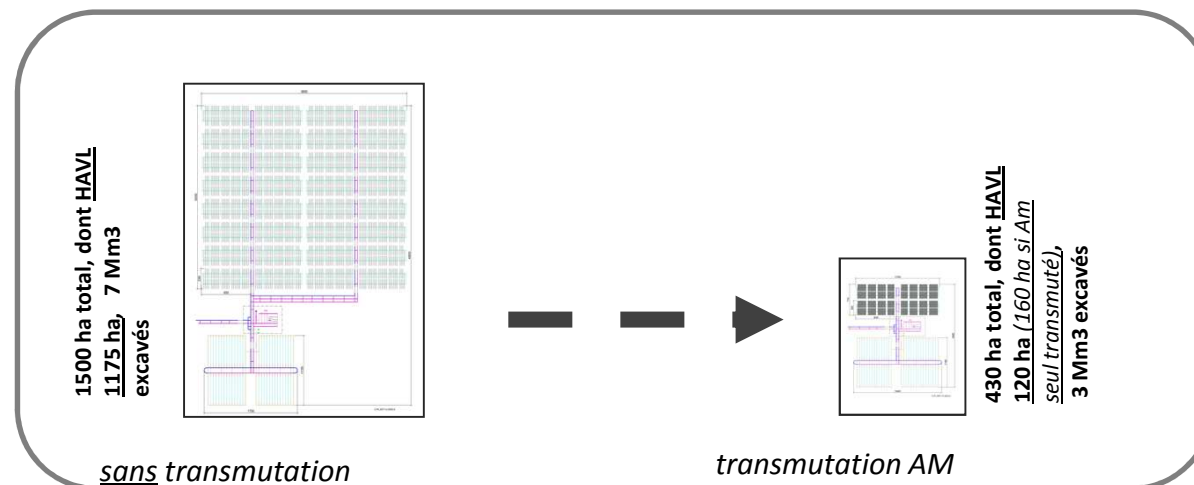
# POURQUOI LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES ?

- ☑ Utilisation optimale de la ressource en uranium.
- ☑ Possibilité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de cycles (multirecyclage).
- ☑ **Possibilité de « brûler » les actinides mineurs. Processus lent et complexe, avec de fortes implications sur le cycle du combustible.**



La transmutation des actinides mineurs en RNR constitue une voie possible de progrès supplémentaire à long terme en matière de gestion des déchets ultimes:

- pour diminuer l'emprise du stockage **en recyclant le seul américium** (réduction d'un facteur 10 de la zone HAVL)
- pour diminuer la radiotoxicité à long terme des déchets, mais **en recyclant américium et curium** (réduction d'un facteur 100 sur la période au-delà de 1000 ans)



## LA TRANSMUTATION (SUITE)

Les recherches menées par le CEA depuis 2006 ont permis:

- de mettre au point et de valider à l'échelle du laboratoire des **procédés performants de séparation des actinides mineurs** à partir de combustibles UOx usés (*Am seul ou Am+Cm*)
- de mener des **expériences de transmutation** permettant de valider les principes d'une telle opération.

Il reste à mener un travail **important de développement** (*notamment en matière de **traitement des combustibles et de dispositifs pour réaliser la transmutation***) avant d'envisager toute mise en œuvre industrielle.

**Les études technico- économiques** (menées avec EDF et AREVA) ont montré que le **recyclage du curium** conduirait à des difficultés très importantes ;  
il est proposé que le **recyclage de l'américium** constitue le seul objectif pour la suite des recherches en ce domaine au cours de la prochaine décennie.

- Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières
- Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides
- **Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération**
- Le projet ASTRID
- La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération
- Les perspectives

- **Economie des ressources en Uranium**  
**Réduction de l'inventaire et de la radiotoxicité des déchets ultimes**

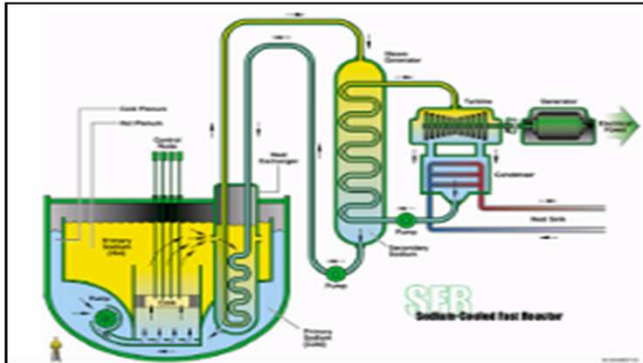
- **Nouvelles applications**

Hydrogène - désalinisation de l'eau de mer - chaleur industrielle

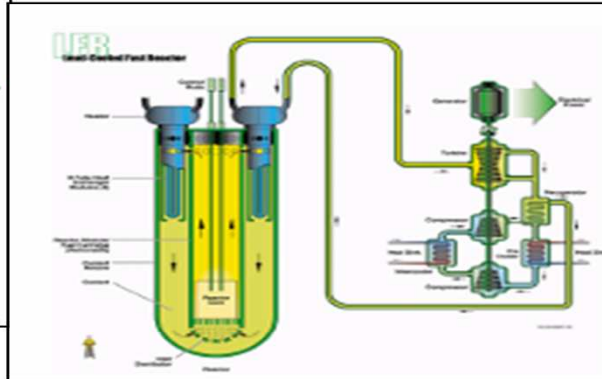
- **R&D internationale**  
**(moyens expérimentaux modernes)**



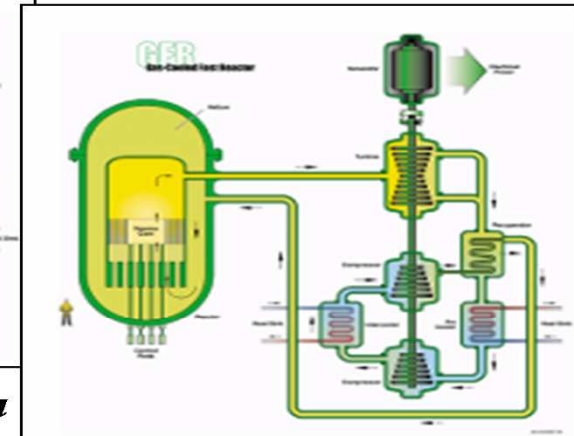
# LES SYSTÈMES ÉTUDIÉS AU SEIN DU FORUM INTERNATIONAL GÉNÉRATION IV



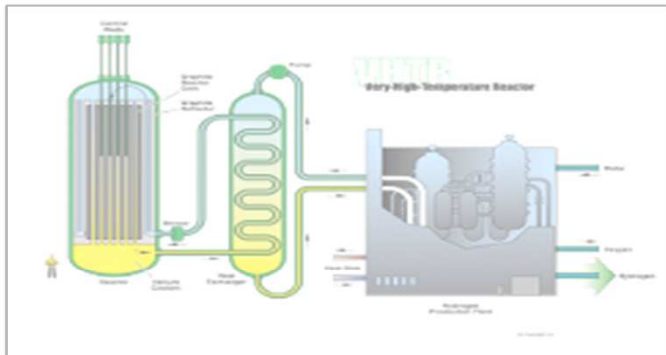
**Réacteur rapide refroidi au sodium (SFR)**



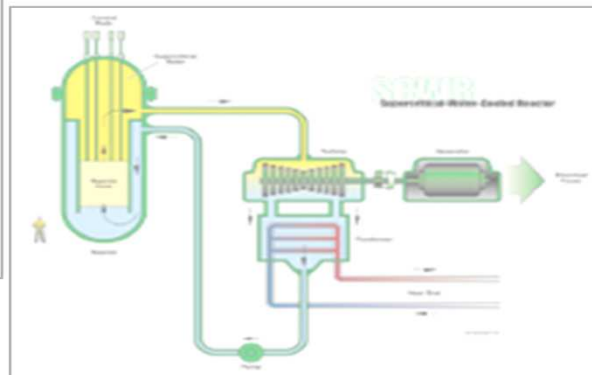
**Réacteur rapide refroidi au plomb (LFR)**



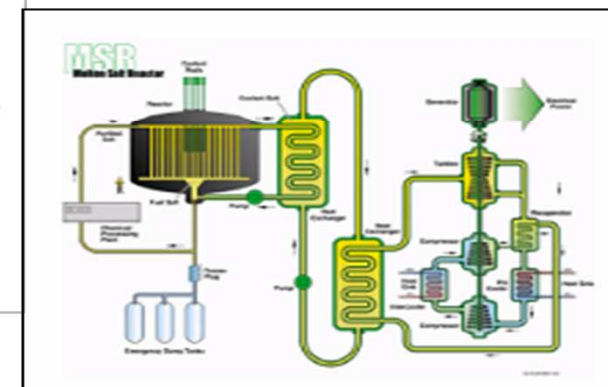
**Réacteur rapide refroidi au gaz (GFR)**



**Réacteur à très haute température (VHTR)**













**Réacteur à eau supercritique (SCWR)**



**Réacteur à sel fondu (MSR)**

Sodium-cooled fast Reactor (SFR), Gas-cooled fast Reactor (GFR), Lead-cooled Fast Reactor (LFR), Very High Temperature reactor (VHTR), Super Critical Water-cooled reactor (SCWR), Molten Salt Reactor (MSR)

## Participation en 2012 des membres du forum aux divers projets

										
<i>VHTR</i>	◆	◆		◆	◆	◆	◆	◆	◆	
<i>GFR</i>		◆	◆	◆		◆				
<i>SFR</i>		◆	◆	◆	◆		◆	◆		◆
<i>SCWR</i>	◆	◆		◆						
<i>LFR</i>		◆		◆						
<i>MSR</i>		◆	◆							

## ➤ **Durabilité**

- Pouvoir multirecycler le plutonium et utiliser le mieux possible la ressource en uranium, et, si cette option est retenue, avoir la capacité de réaliser la transmutation de certains actinides mineurs.
- Pour cela, il faut des réacteurs à neutrons rapides et un cycle fermé.
- L'utilisation de l'uranium appauvri présent sur le territoire français dans des RNR permettrait de produire de l'électricité pendant plusieurs milliers d'années au rythme de consommation actuel.

## ➤ **Sûreté**

- Robustesse de la démonstration de sûreté (marges, effet falaise)
- Objectifs de sûreté les plus exigeants, résultant des instructions de sûreté des réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima

## ➤ **Économie**

- Les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération devront être compétitifs à service rendu équivalent.
- Cela demande de grands efforts sur l'investissement initial, mais aussi sur les coûts d'exploitation (importance de la disponibilité).

## ➤ **Garanties de résistance à la prolifération**

- **Le RNR-Na (SFR) est la filière la mieux connue. Ses inconvénients sont identifiés et il est possible d'y remédier. L'enjeu est de satisfaire aux objectifs de la 4<sup>ème</sup> génération, ce qui est atteignable.**
- **Le RNR-Gaz (GFR) est une technologie en rupture qui tire l'innovation. Ses points faibles sont le combustible réfractaire (*faisabilité non acquise*) et la démarche de sûreté (*faible inertie thermique*)**
- **Le RNR-Plomb (LFR) présente un bilan avantages /inconvénients moins bon que le SFR :**
  - Corrosion des matériaux par le Pb
  - Radioprotection en raison du Polonium-210 dans le cas du Pb-Bi
  - T « arrêt à froid » = 400°C : difficultés pour maintenabilité, inspectabilité, réparabilité
  - Densité du plomb : effort de pompage, tenue au séisme
  - Nécessité de maintenir un circuit intermédiaire en raison du risque d'explosion de vapeur dans le circuit primaire
  - Coefficient de vidange du caloporteur fortement positif pour les gros cœurs



- **Le MSR en version à neutrons rapides, souvent associé à un cycle du thorium, présente de nombreux verrous qui pourraient être bloquants, en particulier du point de vue de la sûreté et de l'opérabilité :**
  - Temp. de fusion du sel très (trop?) élevée (77,5LiF-22,5ThF4 : 565 °C)
  - Tenue à l'environnement/corrosion, tenue sous irradiation des structures
  - Pas de première barrière sous forme de gaine de combustible
    - Maintenabilité, inspectabilité, réparabilité : comment s'occuper du circuit primaire du réacteur en présence de sels fondus d'uranium, de plutonium, d'actinides mineurs et de produits de fission ?
    - Radioprotection, déchets, démantèlement ?
  - Faut-il aller chercher le thorium alors qu'on dispose d'U en quantité ?
  
- **VHTR et SCWR ne sont pas des concepts à neutrons rapides : ils ne permettent pas une gestion optimisée des matières (uranium, plutonium, actinides mineurs).**

# LA STRATÉGIE FRANÇAISE SUR LES RÉACTEURS DE 4<sup>ÈME</sup> GÉNÉRATION

→ Au plan international, la nécessité de déployer le moment venu les réacteurs à neutrons rapides (RNR) pour pleinement tirer parti de la ressource en uranium fait l'objet d'un consensus.

→ En France, deux filières étudiées en parallèle :

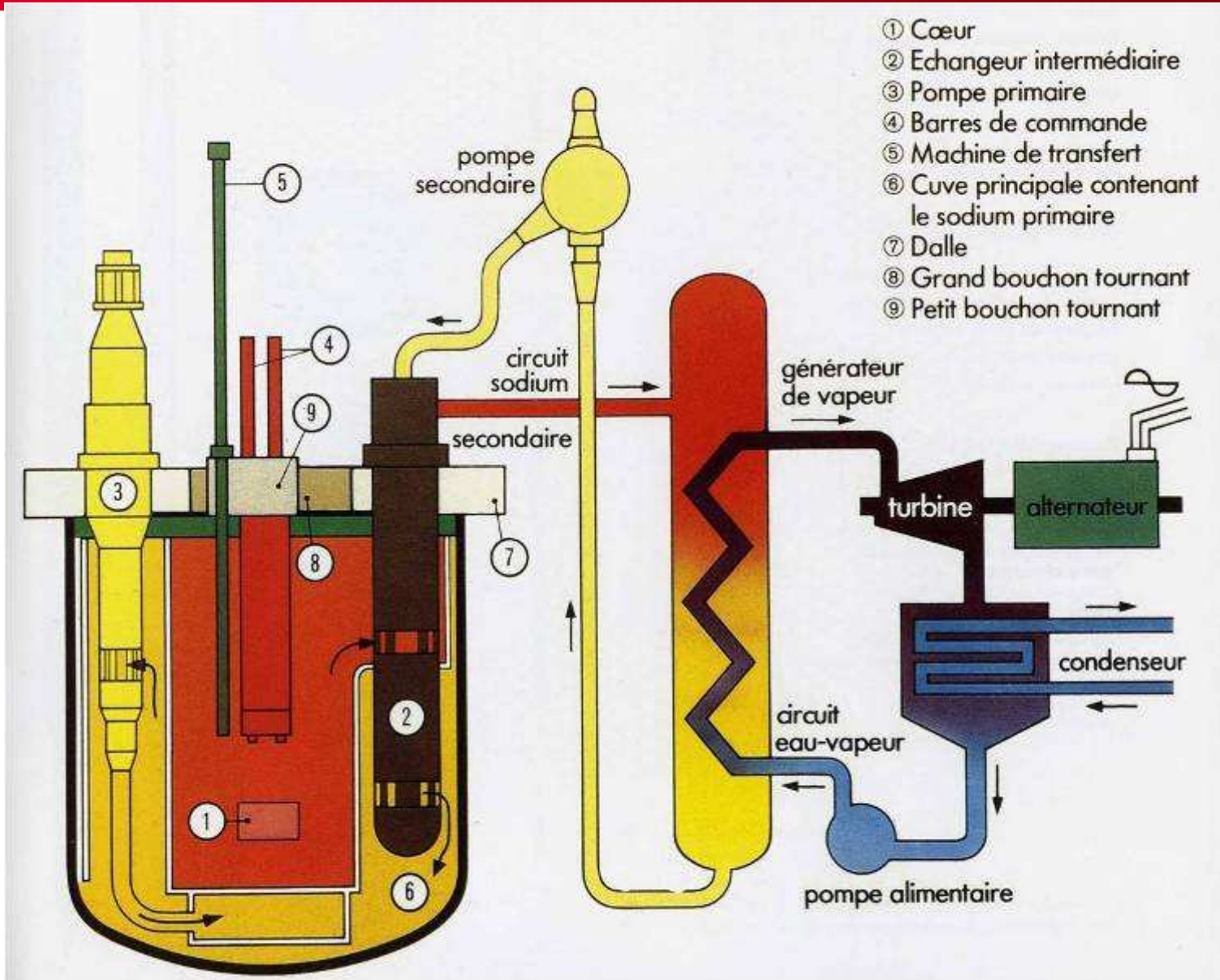
*Le RNR Sodium, filière de référence : le réacteur ASTRID*

- Déjà une certaine maturité mais des objectifs d'amélioration dans une perspective GEN IV (sûreté, économie, disponibilité, inspection en service et réparabilité)
- Logique d'assurance : une filière déployable à l'horizon 2040/2050
- Coordination étroite avec les partenaires industriels
- Internationalisation dans des formes à préciser

*Le RNR Gaz, option à long terme : un réacteur expérimental ALLEGRO*

- Du potentiel mais des verrous technologiques importants (combustible réfractaire, sûreté)
- Intérêt en Europe (Slovaquie, République tchèque, Hongrie et Pologne).

# PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RNR-NA



## **CARACTÉRISTIQUES FAVORABLES DES RNR REFROIDIS AU SODIUM (RNR-Na)**

- **Le circuit primaire est entièrement contenu dans la cuve principale (cœur, pompes primaires, échangeurs intermédiaires).**
- **Le circuit primaire n'est pas pressurisé.**
- **La marge à l'ébullition est grande (typiquement 300K).**
- **La grande quantité de sodium primaire donne au réacteur une inertie thermique très grande qui, combinée à la grande marge à l'ébullition, augmente le « délai de grâce » en cas de perte de refroidissement.**
- **L'architecture du RNR-Na permet une bonne mise en route de la circulation naturelle.**
- **On peut ainsi concevoir des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, déjà testés par le passé. L'atmosphère est utilisée comme source froide de secours.**
- **La dose collective aux travailleurs est très basse comparée à d'autres types de réacteurs.**

- **Environ 400 années-réacteur d'exploitation cumulée**
- **Actuellement :**
  - **Réacteurs expérimentaux**
    - Japon : Joyo (140MWth) 1978-, Monju (280 MWe) 1994-, à l'arrêt
    - Inde : FBTR (40 MWth) 1985-
    - Russie : BOR-60 (60 MWth) 1968-
    - Chine : CEFR (25 MWe) 2010-
  
  - **Réacteurs de taille industrielle**
    - Russie : BN-600 (600 MWe) 1980-, BN-800 (800 MWe) en construction (2014), BN-1200 (2020)
    - Inde : PFBR (500 MWe) en construction (2014), 6 CFBR en projet (2020)
    - Chine : plusieurs dizaines de RNR-Na en service en 2050
    - Japon : projet JSFR (~2025) – à l'arrêt
    - Corée du Sud : projet KALIMER (~2035)
    - France : ASTRID (~2025)

- Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières
- Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides
- Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération
- **Le projet ASTRID**
- La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération
- Les perspectives

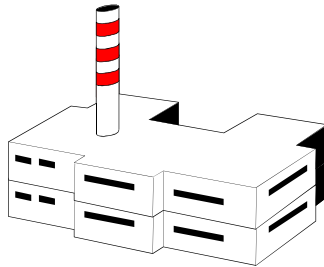
## LE LANCEMENT DES ÉTUDES ASTRID

- « De nombreux pays travaillent sur la nouvelle génération de réacteurs, celle des années 2030-2040, qui produira moins de déchets et exploitera mieux les matières fissiles. J'ai décidé de lancer, dès maintenant, **la conception, au sein du CEA, d'un prototype de réacteur de 4<sup>ème</sup> génération**, qui devra entrer en service en 2020. Nous y associerons, naturellement, les partenaires industriels ou internationaux qui voudraient s'engager. ... » *J. CHIRAC –janvier 2006*
- Mention dans la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs d'un prototype à mettre en service avant fin 2020.
- **Convention entre l'Etat et le CEA du 09/09/2010** relative au programme d'investissements d'avenir (action « réacteur de 4<sup>ème</sup> génération ASTRID ») – choix de la technologie RNR-Na
- Le CEA est le maître d'ouvrage et doit rassembler des partenaires – industriels en particulier - autour du projet.

# LE PROGRAMME ASTRID

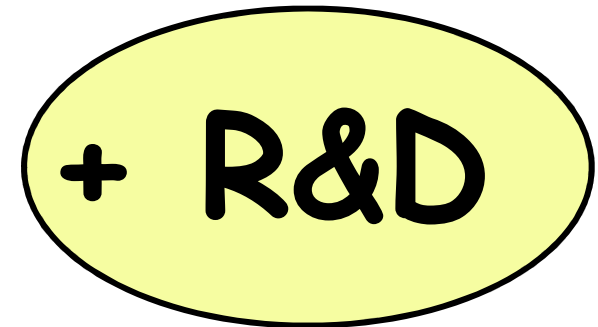
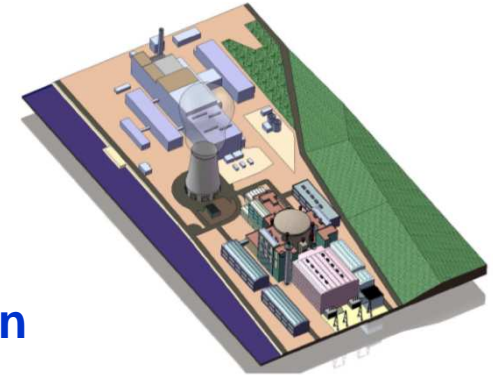
## Conception du réacteur ASTRID

- Prototype industriel 600 MWe
- Services d'irradiation



## Conception de l'atelier de fabrication des cœurs AFC

- Combustible MOX RNR
- Quelques tonnes/an



## Rénovation et réalisation d'installations de qualification de composants

- grandes et petites boucles expérimentales
- maquette critique MASURCA

## Programme de R&D spécifique sur les accidents graves





**ASTRID = démonstrateur à l'échelle industrielle** pour qualifier les options innovantes dans les domaines de progrès identifiés (**dont sûreté**)

## Les objectifs de haut niveau en matière de sûreté

### Objectifs repris de GEN IV

- Prévention accrue des accidents graves (vs réacteurs antérieurs)
- Prise en compte dès la conception de la *fusion du cœur*
- Robustesse des démonstrations de sûreté

**Référentiel ASTRID** comparable au meilleur référentiel applicable aux nouveaux réacteurs des autres filières (**e.g. EPR en France**)

## Les exigences réglementaires

- Arrêté INB du 7 février 2012
- Recommandations WENRA

## La démarche générale de conception

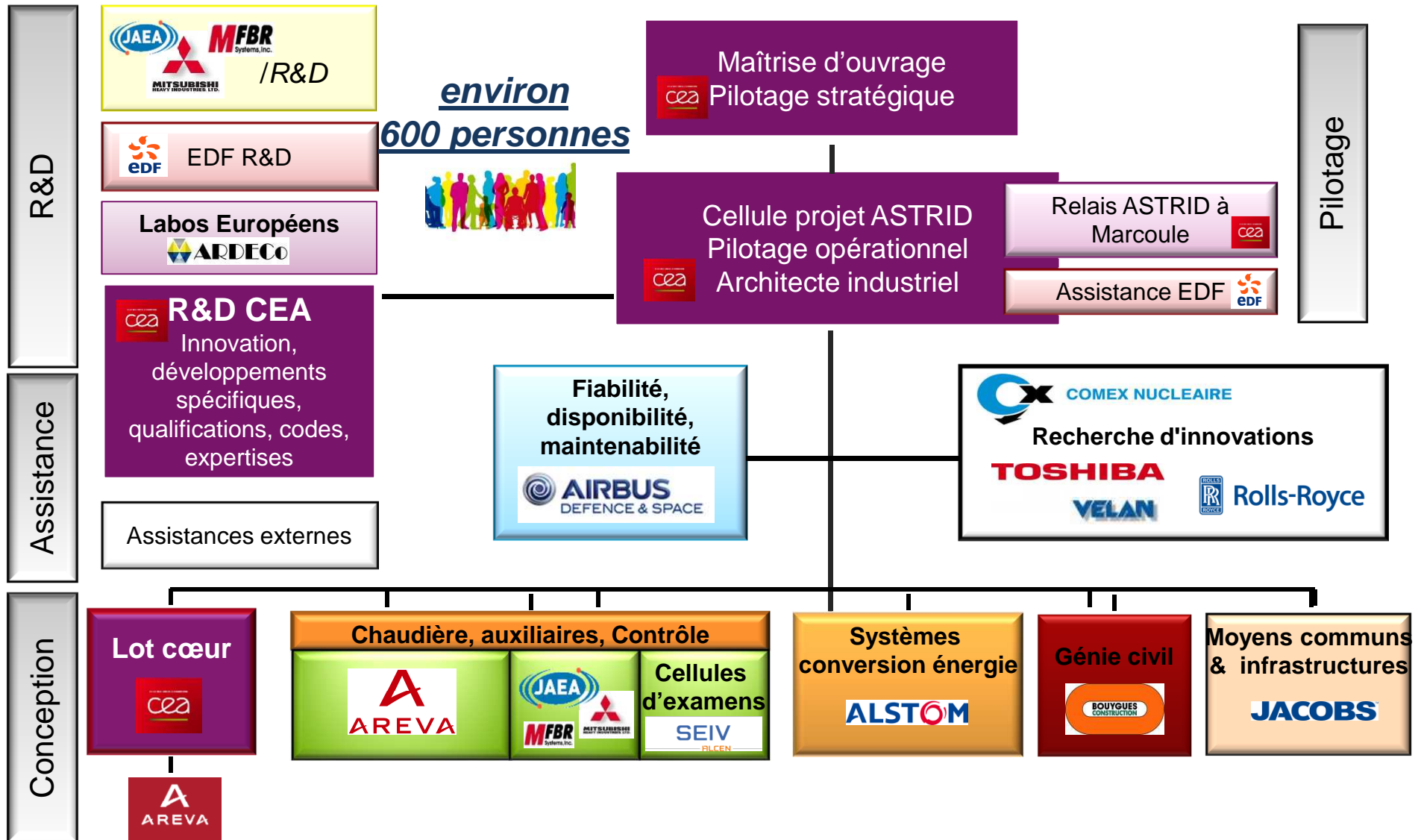
- Valoriser les caractéristiques favorables intrinsèques des RNR-Na **et le REX** :
  - capitalisation sur les points forts (combustible oxyde, forte inertie thermique...)
  - améliorations sur les points faibles : inspectabilité des structures immergées en sodium, l'effet de vidange sodium positif, ...
- Des « innovations » recherchées dans le design du réacteur
- Application des principes de la défense en profondeur (5 niveaux)

# LE REX : PRINCIPAUX POINTS D'AMÉLIORATION BILAN CEA-EDF-ANP EN 2010

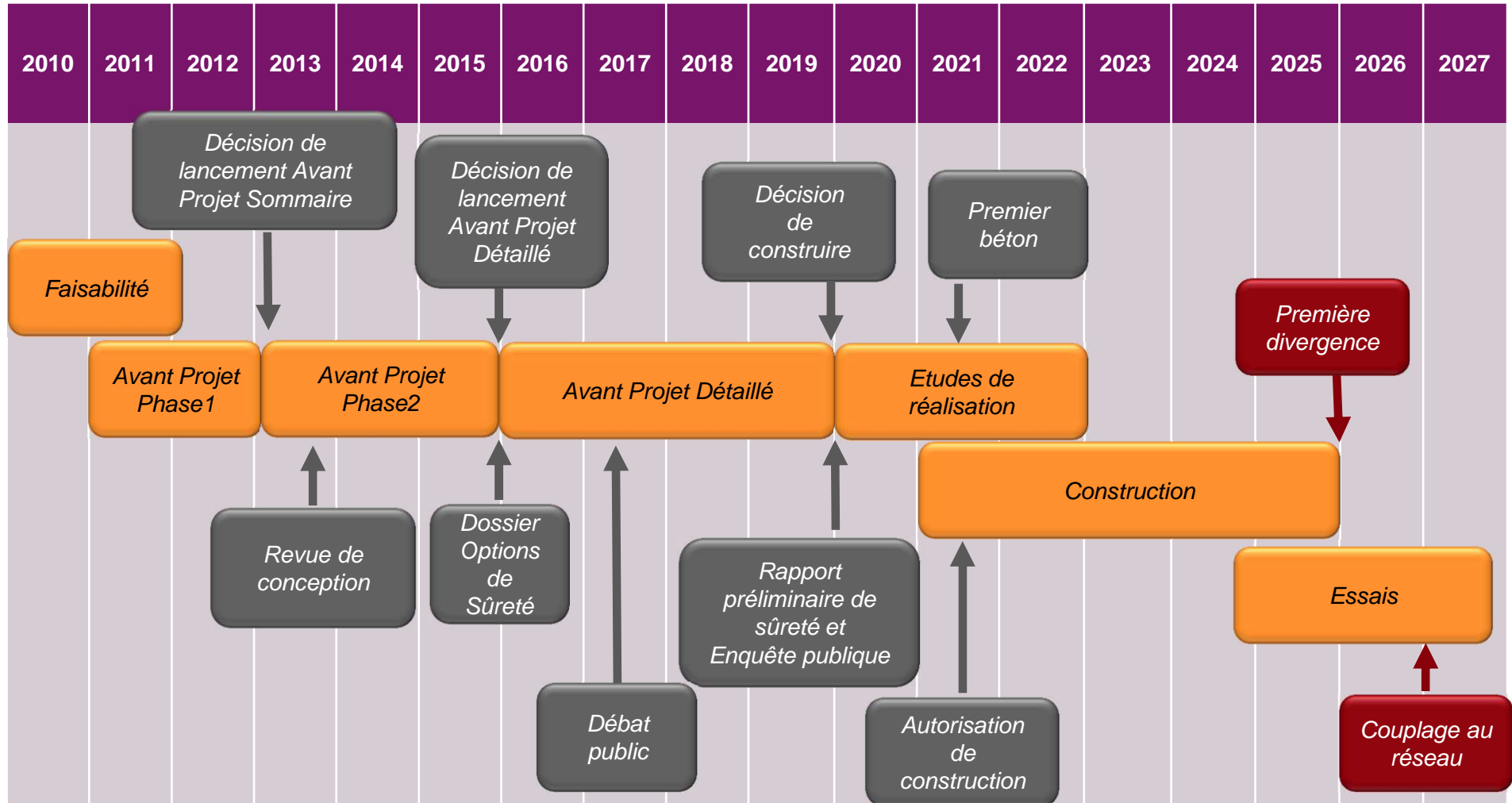
Retour d'expérience antérieur	Axes prioritaires de R&D
<p><b>Réactivité des cœurs</b> Problématique du coefficient de vidange → <b>Sûreté</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Optimisation des cœurs pour améliorer le comportement naturel en transitoire anormal.</li> </ul>
<p><b>Réaction sodium-eau</b> → <b>Sûreté - disponibilité</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Générateurs de vapeur modulaires ;</li> <li>• Système de conversion d'énergie à gaz au lieu de l'eau-vapeur.</li> </ul>
<p><b>Réaction sodium-air</b> <b>Sûreté</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Innovation sur détection des fuites sodium ;</li> <li>• Études sur aérosols de sodium.</li> </ul>
<p><b>Accidents graves</b> → <b>Sûreté</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Cheminement du corium ;</li> <li>• Récupérateur de corium ;</li> <li>• Interaction du corium avec le sodium.</li> </ul>
<p><b>Évacuation de la puissance résiduelle</b> → <b>Sûreté</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Combinaison de systèmes éprouvés, diversification de la source froid ;</li> <li>• Évacuation de la puissance résiduelle par la cuve.</li> </ul>
<p><b>Inspection en service, intervention et réparation (ISIR)</b> → <b>Sûreté - Disponibilité</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Simplification du design de la chaudière ;</li> <li>• Nouvelles techniques : détection acoustique, mesures par lasers ;</li> <li>• Capteurs ultrasonores haute température ;</li> <li>• Chambre à fission haute température ;</li> <li>• Fibres optiques ;</li> <li>• Instrumentation pour mesure des débits sodium par assemblages ;</li> <li>• Robots porteurs pour inspection ou réparation ;</li> <li>• Visualisation sous sodium.</li> </ul>

Tableau 1 : Axes prioritaires de R&D pour les RNR-Na.

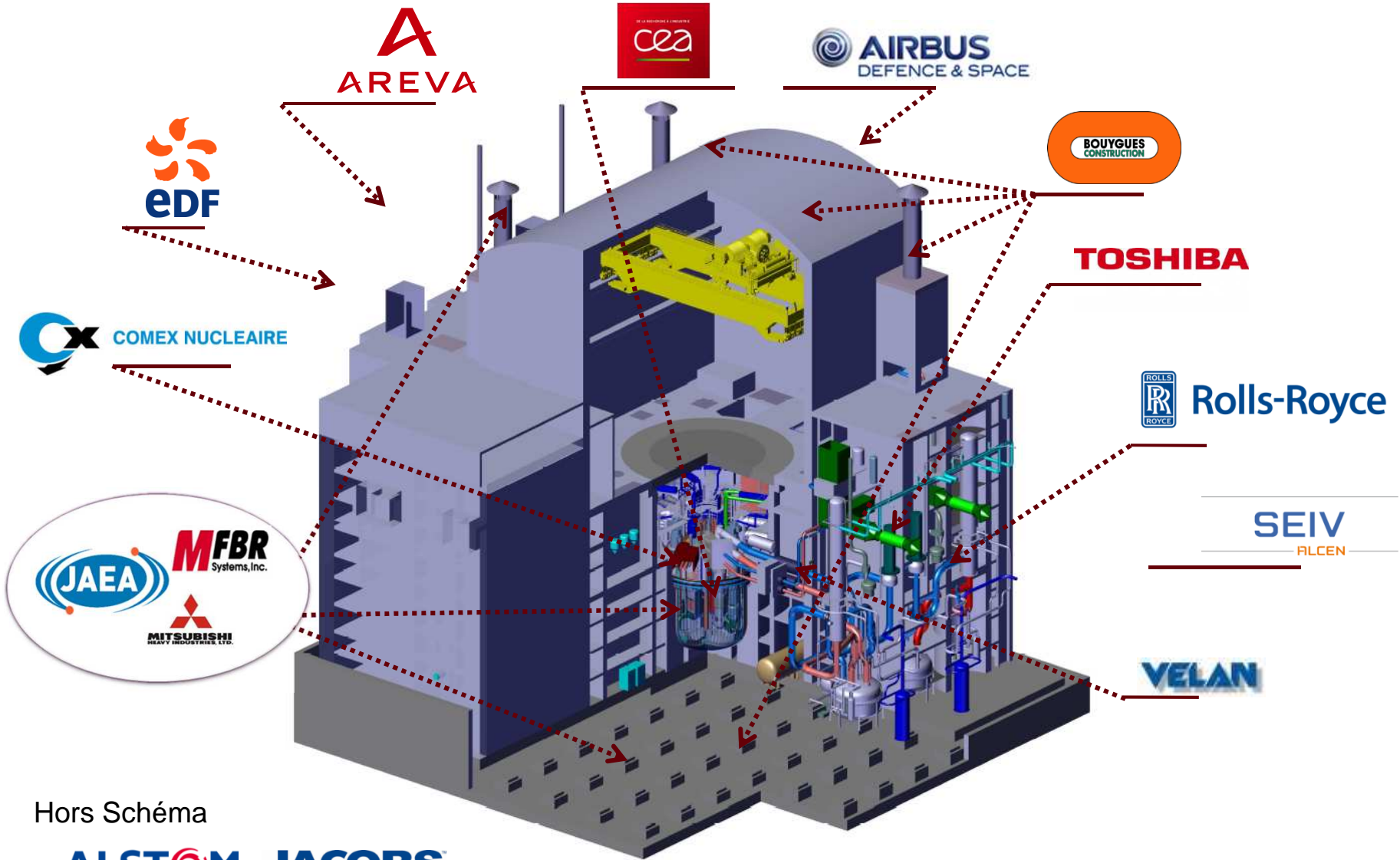
# ORGANISATION DU PROJET ASTRID (AVANT-PROJET)



# PLANNING D'ASTRID



# COLLABORATION INDUSTRIELLE DANS LE PROJET ASTRID



Hors Schéma

**ALSTOM JACOBS**

- Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières
- Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides
- Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération
- Le projet ASTRID
- **La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération**
- Les perspectives

Support à la conception : *le cœur, la chaudière, surveillance en fonctionnement, systèmes d'arrêt, de refroidissement, ISIR, ...*

*Pilotage de l'innovation (REX, axes de progrès...)*

- Recherche de solutions nouvelles
- Faisabilité, performances (simulation numérique + 1<sup>ère</sup> maquettes fonctionnelles)
- Sélection d'options puis développement technologique

**Le développement et la validation des outils de calcul scientifiques**

*Utilisation en phase APD d'une nouvelle génération d'outils de calcul scientifiques (Apollo 3, Cathare 3 ...)*

- Mise au point des schémas de calcul, domaine d'utilisation
- Justification des incertitudes de calcul pour ASTRID

**Les programmes expérimentaux en support**

*Anticipation des besoins d'essais nécessaires au stade « licensing »*

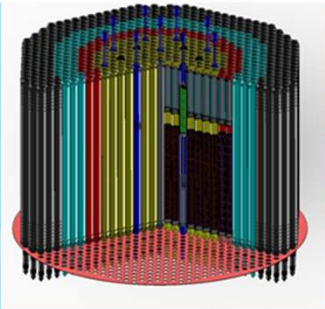
- Bases de données pour la qualification des outils de calcul
- Qualification directe des solutions technologiques nouvelles

**La « sûreté » est transverse à ces différentes activités**

# ASTRID - les innovations majeurs (GEN IV)

Un prototype de 600 MWe avec des options technologiques en rupture et 4 principales innovations.

**Innovative core design** for enhanced safety features (« CFV »),



**Equipments and dispositions** for performing Protection & ISIR capabilities



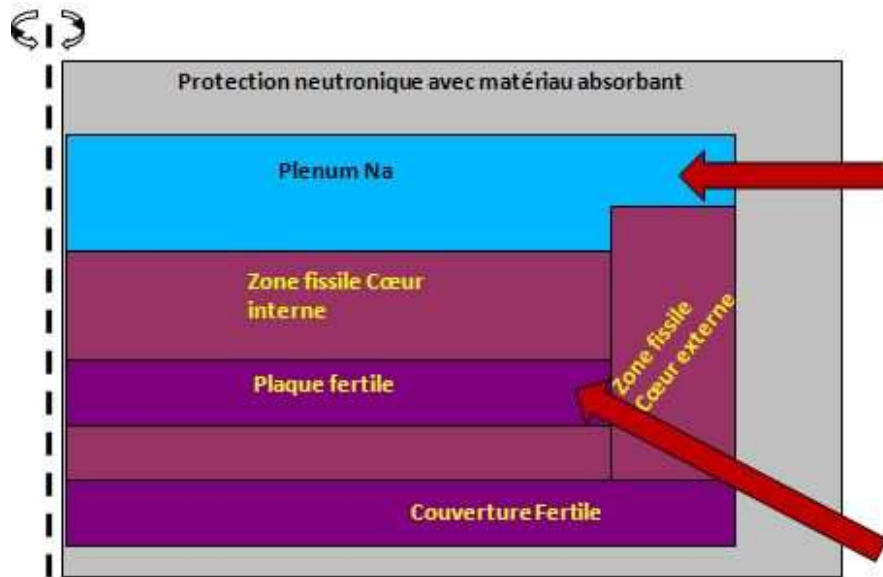
**Equipments and dispositions** to eliminate large early accidental radioactive release

Open option : **Energy conversion using gaz** for elimination of sodium-water reaction



- **La conception du cœur ASTRID est principalement guidée par des objectifs de sûreté :**
  - 1. Prévention d'un accident de fusion du cœur**
    - par un comportement naturel du cœur et du réacteur, même en cas de défaillance des 2 systèmes d'arrêt
    - par l'addition si nécessaire de systèmes passifs complémentaires (ex: barre hydraulique, électro-aimant à point de Curie ...)
  - 2. Mitigation d'un accident de fusion**
    - afin de garantir que les accidents de fusion du cœur ne conduisent pas à une production significative d'énergie mécanique, quel que soit l'initiateur
    - par le comportement naturel du cœur
    - puis l'addition de systèmes de mitigation complémentaires si le comportement naturel n'est pas suffisant
  
- **NB : la démarche de sûreté impose, quelques soient les efforts faits sur la prévention de la fusion du cœur, de prendre en compte cette situation dès la conception du réacteur.**

# LE CŒUR CFV À FAIBLE COEFFICIENT DE VIDANGE



**Plenum sodium** (*Cavité remplie de sodium placée au plus près du combustible*)

*Réflecteur de neutrons en nominal*

*⇒ Réduction du pouvoir réflecteur en cas d'échauffement du sodium*

*⇒ canal à neutrons en situation vidangée (ébullition)*

**Cœur hétérogène axial (Plaque fertile) + géométrie asymétrique « en creuset » + réduction de la hauteur du cœur**

*Options permettant de favoriser les fuites neutroniques*

**Augmentation de la fraction combustible au niveau du faisceau d'aiguilles (réduction de la chute de réactivité)**

**Les avancées par rapport aux cœurs RNR précédents :**

- Optimisation des contre-réactions neutroniques (Densité Na, Doppler) : comportement naturel favorable pour les transitoires de perte de débit
- Effet de vidange sodium global  $< 0$
- Faible chute de réactivité durant le cycle

## Assemblage combustible

UPuO<sub>2</sub>, gaine en AIM1, TH en EM10

Spécificité : combustible hétérogène axial

REX à compléter

+ programme END, ED (REX PX)

+ irradiation de faisceau

...

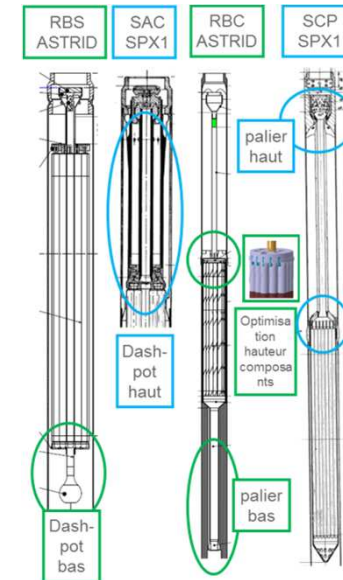
## Assemblage(s) absorbant(s)

B4C enrichi, chemise et joint Na

Augmentation des performances

par programme END, ED (REX PX)

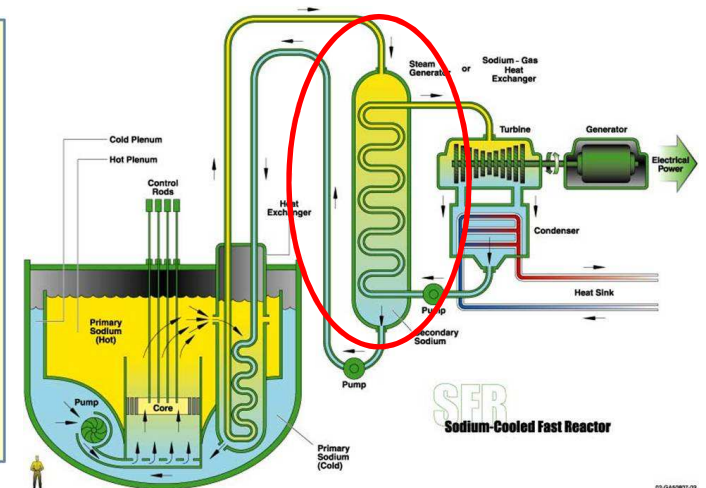
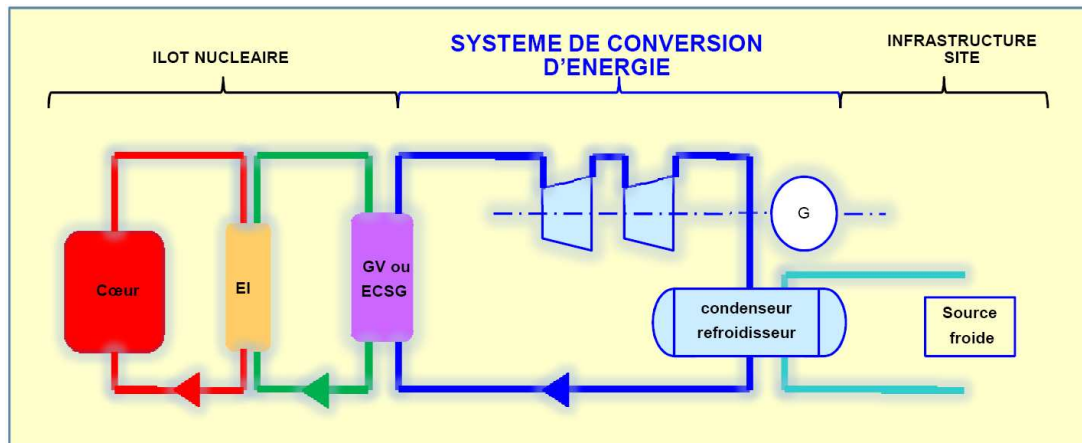
le Lot « Trésor Phénix », une organisation pour préparer les examens (plan de qualif.)



| PAGE 5

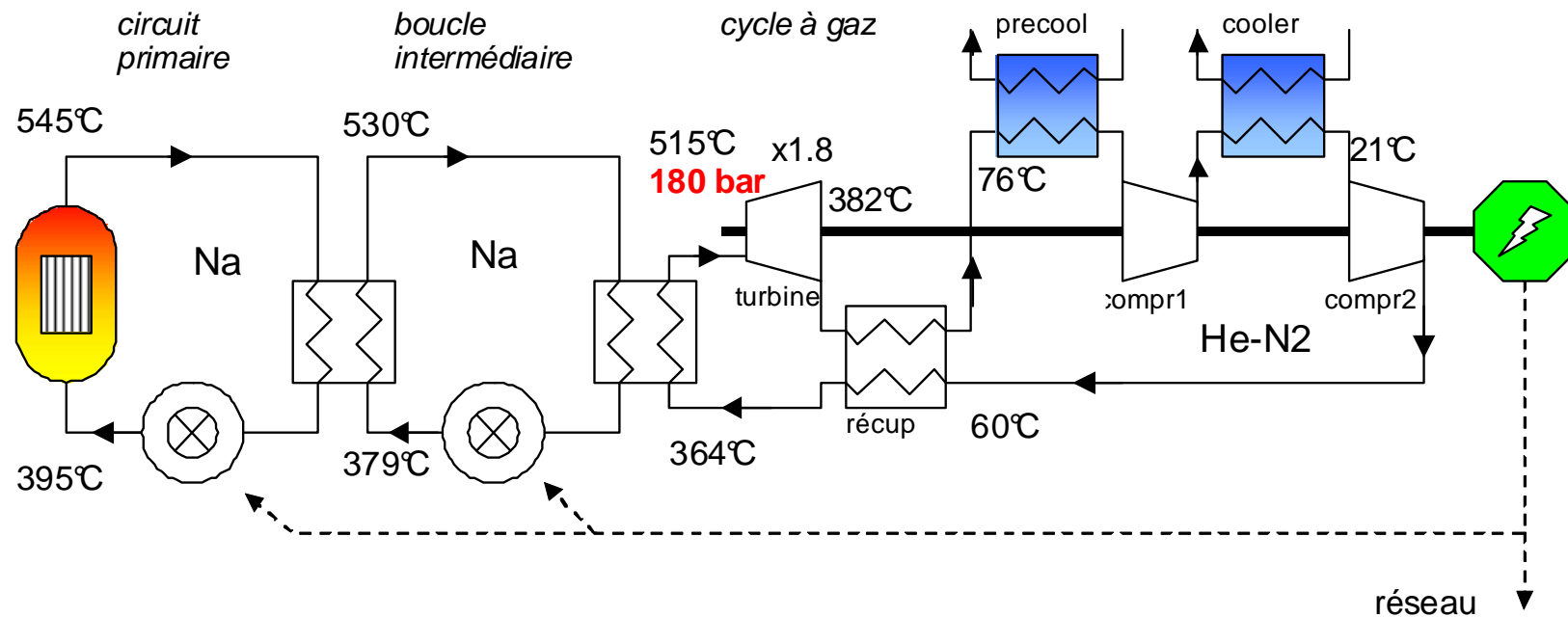
## ➤ 2 voies pour diminuer le risque :

- Revisiter la conception des générateurs de vapeur du SCE eau-vapeur (cycle de Rankine) : limiter la taille des GV
- Substituer le cycle de conversion d'énergie (SCE) vapeur par un SCE gaz (azote pur à 180 bar) pour supprimer de facto le risque de réaction sodium – eau
  - Pas de réalisation industrielle à ce jour
  - Nécessité d'en démontrer la faisabilité



**Choix d'option à faire : fin 2015**

- **Concept très innovant dont la faisabilité doit être démontrée**
- **Le gaz retenu est l'azote, à une pression de 180 bars**
- **Les premières études donnent des résultats encourageants**
- **Un rendement net de 37% semble accessible**



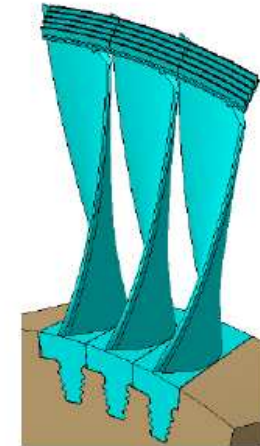
## ➤ Turbomachines

### ■ Turbine

- En partant de l'expérience des turbines à gaz, aucun point rédhibitoire n'a été mis en évidence

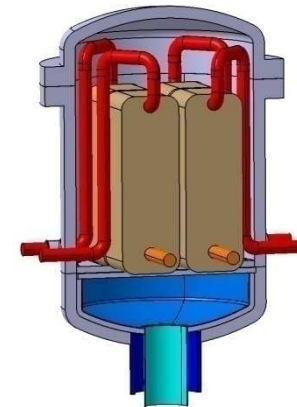
### ■ Compresseurs

- La technologie radiale semble plus attractive : plus simple, moins chère, test de performance pas nécessaire
- Les compresseurs HP et BP peuvent avoir la même technologie



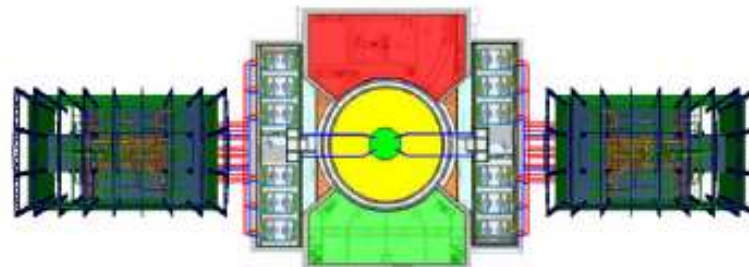
## ➤ Echangeurs sodium-azote

- Technologie compacte PCHE
- Nécessite de nombreux développements
- Codification, inspection

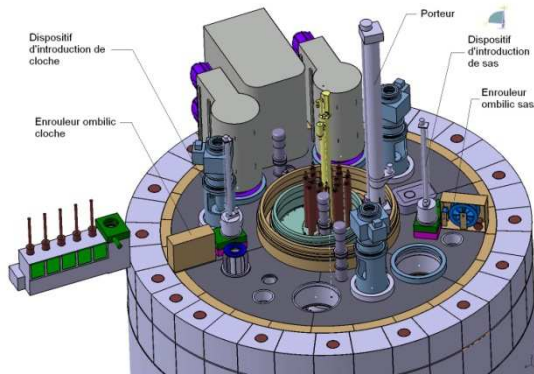


## ➤ Architecture générale

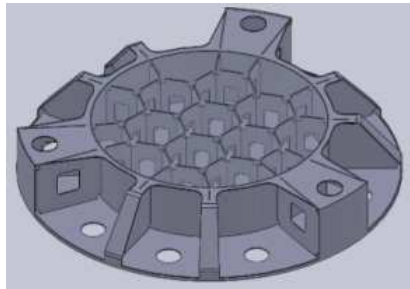
- La configuration à 2 lignes d'arbre est étudiée.



## ACCESSIBILITE : prise en compte à la CONCEPTION



Accès au supportage cœur

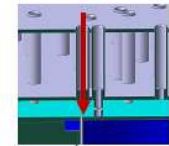


ATELAGE

Traversées de dalle  
3 dédiées ISIR

Traversées de redan  
3 cheminées

END via  
croisillon creux



+ propagation US  
dans les voiles

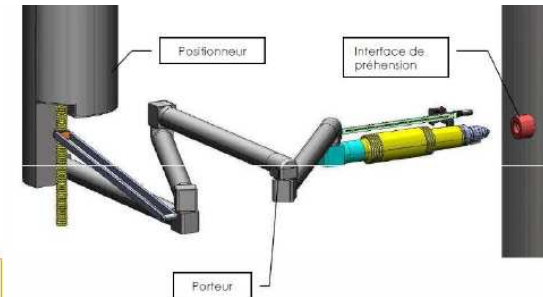
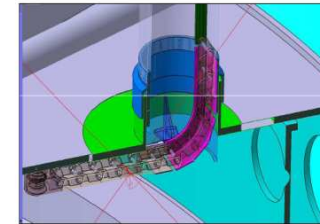
END  
Palpage semelle

Inter-cuves  
250mm

END depuis  
inter-cuves

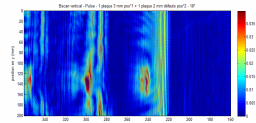
## DÉVELOPPEMENT DE PORTEURS

Sous sodium et hors sodium



## DEVELOPPEMENT DE CAPTEURS

Sous sodium et hors sodium



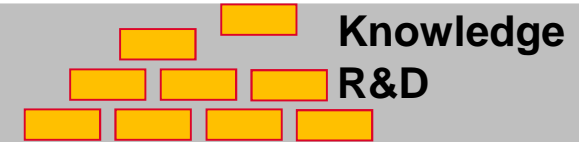
# R&D SUR LES MATÉRIAUX DE CHAUDIÈRE VUE D'ENSEMBLE

130 000 h



## Surveillance program

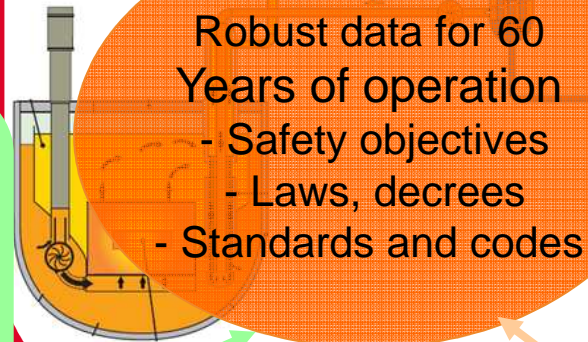
- Component expertise on real FBR operating conditions
- Maintenance Na operation
- Ageing, Creep, Cycling fatigue
- Irradiation



- Welding operation
- Modelling of long term corrosion and mechanical damage

## Survey program:

- Operating situations counting → design hypotheses conformity
- Uncertainty reductions on material mechanical properties



Robust data for 60 Years of operation

- Safety objectives
- Laws, decrees
- Standards and codes

## Long term R&D for justification

- Creep and ageing on representative samples (raw materials and welded samples)
- Corrosion





## Utilisation pour la conception du cœur et les études de sûreté d'une toute nouvelle génération d'outils de calcul scientifique

- physique neutronique du cœur
- thermo-hydraulique du cœur
- mécanique du cœur (statique et dynamique)
- comportement de l'élément combustible/absorbant
- physique des accidents graves

### **Objectifs de l'AVP2,**

Disposer d'outils performants et opérationnels pour les besoins des études

Etablir le plan de développement, Identifier la base expérimentale de validation

### **Objectifs de l'APD,**

Des outils « robustes » pour fin 2017

Des dossiers V&VQ finalisés à 70-80% en 2019 (programmes exp. >2019)

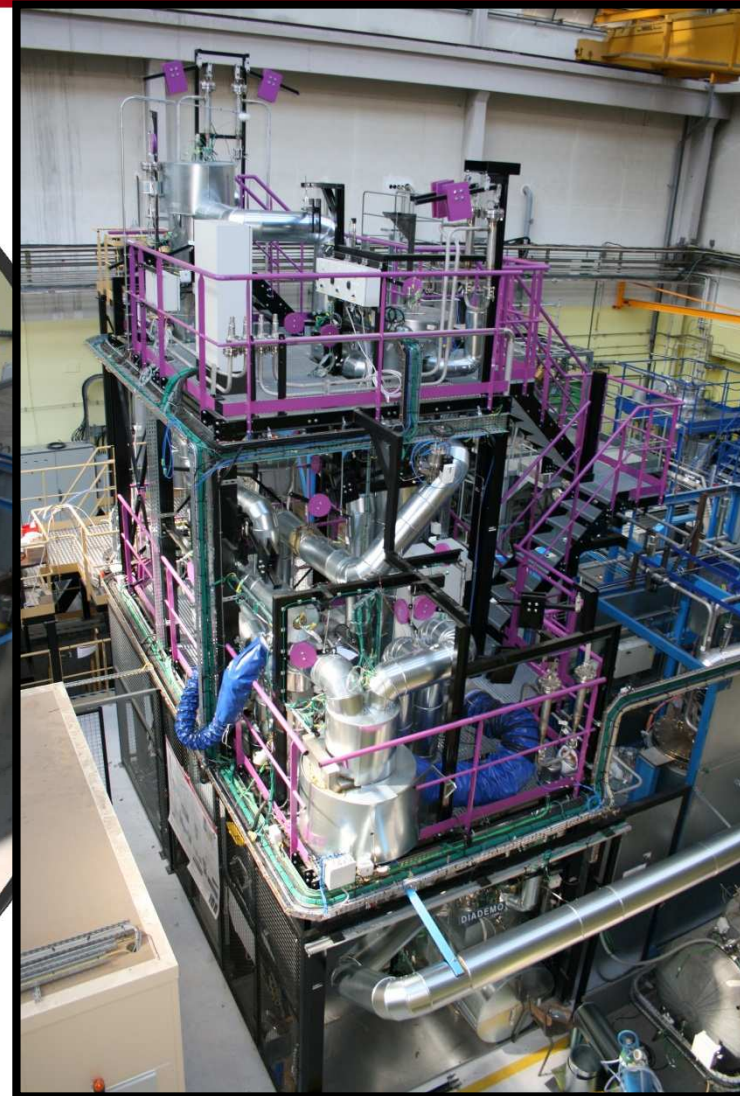
**Enjeux** : concevoir, estimer les marges, limiter les conservatismes (surcoûts), favoriser l'acceptation des démonstrations par l'Autorité de Sûreté ...

# ASTRID – LES PLATEFORMES EXPÉRIMENTALES DÉDIÉES (qualif. des techno. + validation des OCS)

Besoins	Plateforme CEA pour la qualification des options ASTRID
Exp. analytiques en fluide simulant	<b>GISEH</b> : Groupement des Installations en Simulant Eau pour l'Hydraulique <b>réalisée à 60 ou 90 %</b>
Exp. en petites boucles sodium	<b>PAPIRUS</b> : Parc des Petites Installations de recherche sur l'Utilisation du Sodium - <b>réalisée à 80%</b>
Qualification en sodium des composants	<b>CHEOPS</b> : Circuits et Hall d'Essais des grOs comPosants en Sodium (grandes boucles sodium) → échangeurs sodium-gaz, thermohydraulique assemblage, manutention en sodium, barres de contrôle... <b>réalisation juste lancée</b>
Physique /Accidents graves	<b>PLINIUS 2</b> : Interactions corium-sodium-récupérateur (100-300 kg d'UO <sub>2</sub> ) <b>faisabilité</b>
Physique /neutronique	<b>MASURCA</b> : Essais de maquette de cœur à très faible puissance <b>rénovation en cours</b>



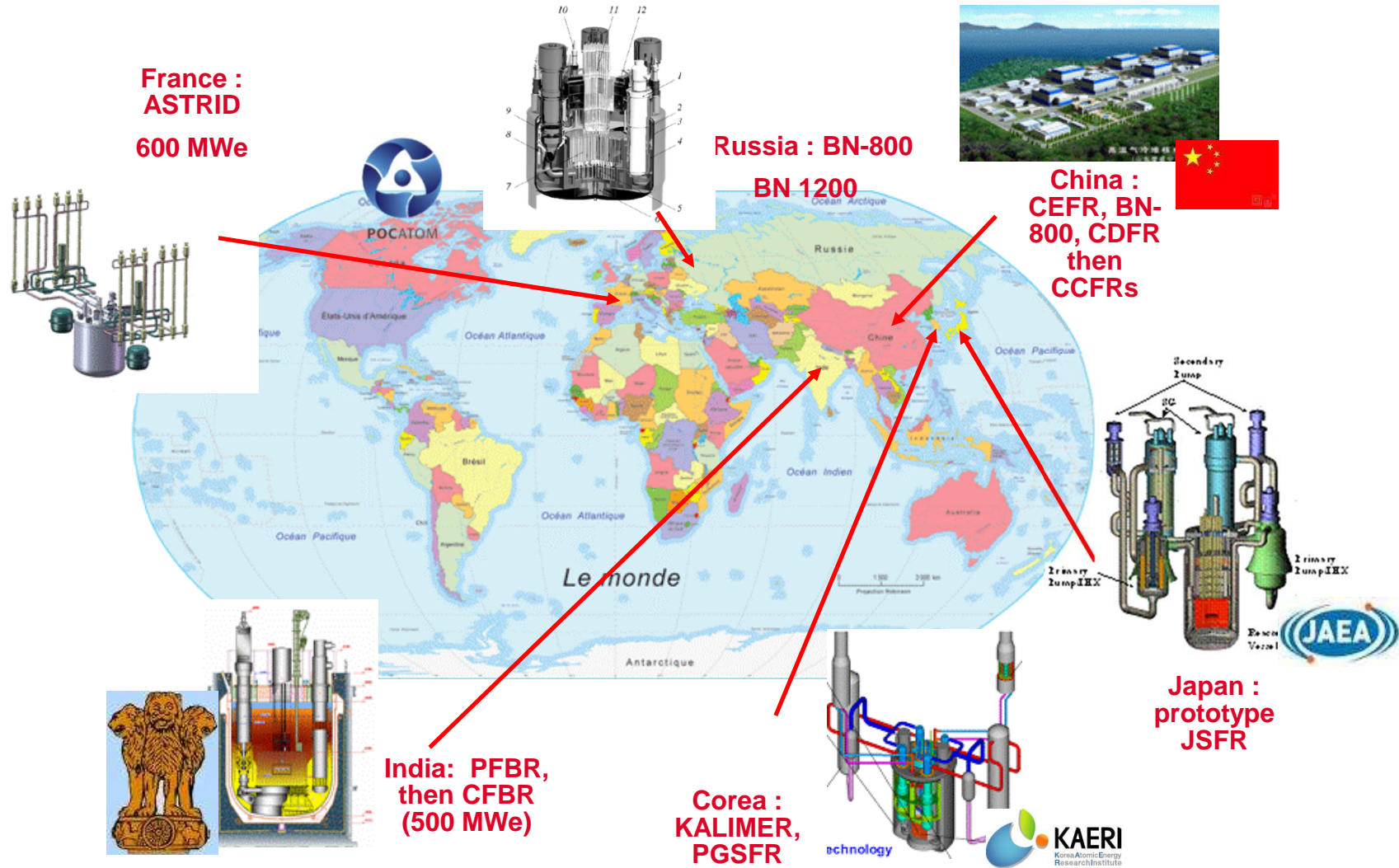
**2012**



**2014**

- Rappels sur les réacteurs nucléaires et leur cycle des matières
- Les motivations pour la 4<sup>ème</sup> génération et les possibilités offertes par les réacteurs à neutrons rapides
- Le cadre international sur la 4<sup>ème</sup> génération
- Le projet ASTRID
- La R&D menée au CEA sur les systèmes de 4<sup>ème</sup> génération
- **Les perspectives**

# CONCURRENCE INTERNATIONALE SUR LE DÉVELOPPEMENT DES FUTURS RNR-NA



- **Il existe un fort intérêt pour le développement des réacteurs à neutrons rapides en vue d'obtenir une source d'énergie concentrée durable.**
- **L'enjeu est de porter les technologies au niveau requis pour la 4<sup>ème</sup> génération, en particulier en matière de sûreté.**
- **Avec la poursuite de la R&D ASTRID, la France se donne les moyens de mettre au point une nouvelle génération de RNR-Na.**
- **C'est la seule façon de rester dans la course au meilleur niveau, et de peser en particulier dans les choix de sûreté qui sinon seront faits ailleurs.**
- **C'est une opportunité pour un pays comme le nôtre qui dispose déjà des matières (uranium appauvri, plutonium) lui permettant d'assurer une totale sécurité d'approvisionnement.**

**Loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs : bilan des recherches conduites sur la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue et sur le développement de réacteurs nucléaires de nouvelle génération**

(en ligne sur le site web [www.cea.fr](http://www.cea.fr))



**Conférence AIEA FR'13 (Mars 2013)**

→ <http://www-pub.iaea.org/iaeameetings/41987/International-Conference-on-Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Safe-Technologies-and-Sustainable-Scenarios-FR13>