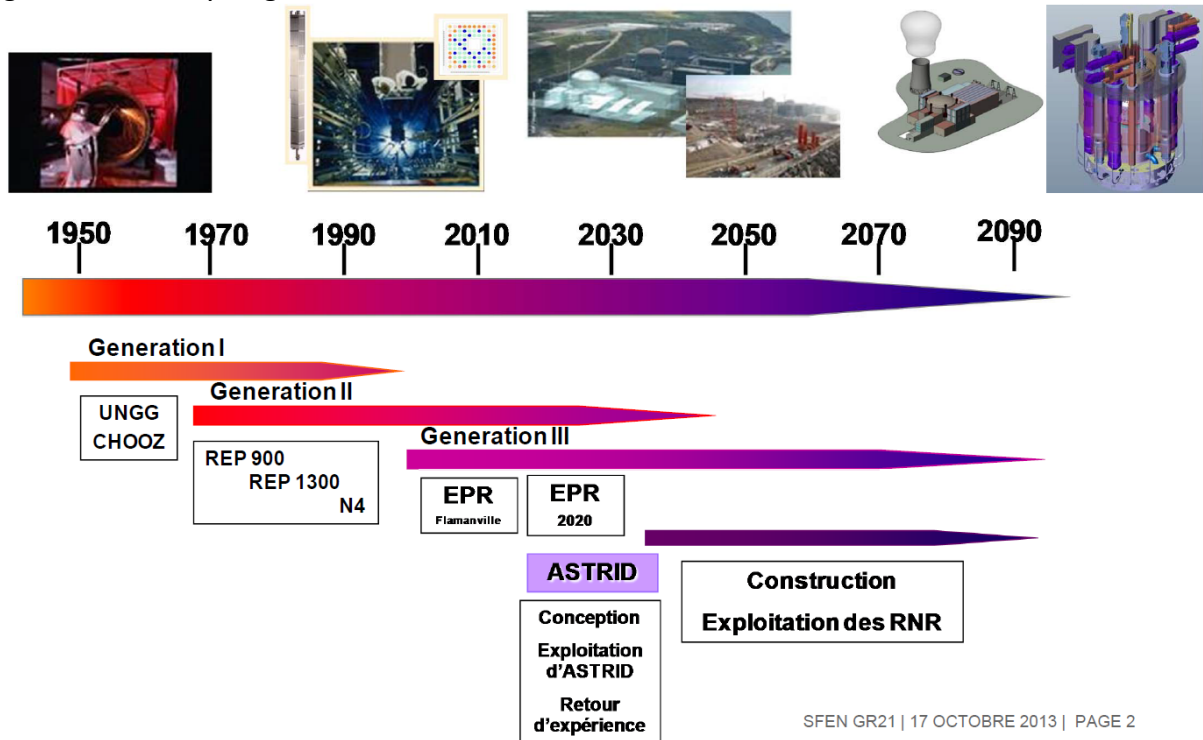


Le projet ASTRID¹

1. Les « Générations »

La France a développé successivement trois grands concepts de réacteurs ; la première génération uranium naturel/graphite/gaz, désormais arrêtée et en cours de démantèlement, la deuxième (58 réacteurs en opération) et la troisième (EPR en construction) à eau légère pressurisée (REL/REP) et enfin la quatrième à neutrons rapides avec réfrigérant sodium (RNR-Na). Cette dernière, qui correspond à un nucléaire « durable », bénéficie de la disponibilité, sur le sol français, d'une réserve considérable de combustible, l'uranium appauvri (isotope 238).

Le concept, récent, de générations de réacteurs nucléaires (UNGG : 1950-2000 ; REP 900/1300/N4 : 1970-2040 ; EPR : 2000-2090 ; Gen IV : 2030 - ?) correspond à des réalisations qui se succèdent et coexistent à la fois. La doctrine actuelle, résultant de discussions entre le CEA, EDF et AREVA, conduit à un déploiement progressif de la 4^{ème} génération en synergie avec la troisième au cours du 21^{ème} siècle.



2. Le Projet ASTRID : Attentes et exigences

L'important retour d'expérience français en matière de réacteurs à neutrons rapides, marqué par des réalisations impressionnantes comme Rapsodie, Phénix et Superphénix, donne tout son sens, dans la perspective d'un nucléaire durable, au projet développé par la France d'un prototype de réacteur de quatrième génération, Astrid. Sa

¹ Mis en forme par Alain de Tonnac et Jean-Pierre Pervès

conception doit s'appuyer sur le retour d'expérience des réacteurs précédents et sur les exigences nouvelles de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Doivent en particulier être pris en compte :

➤ **Durabilité**

- Pouvoir multi-recycler le plutonium et utiliser le mieux possible la ressource en uranium 238 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^{ème} génération et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Cette comparaison a cependant des limites car chaque concept présente, par rapport à l'autre, des avantages qu'il faut mettre en valeur et des points faibles qu'il faut atténuer par des dispositions compensatoires et l'amélioration des marges.

Des objectifs restent communs tels que confiner les accidents, éviter en cas d'accident d'avoir à évacuer les populations, ne pas tolérer de contamination durable des sols : leur solution peut différer selon les filières.

➤ **Économie**

- Les systèmes de 4^{ème} génération devront être compétitifs (des points de vue économique, environnemental, capacité à s'adapter à la demande) vis-à-vis des autres énergies, à service rendu équivalent, un surcoût pouvant être acceptable s'il apporte un avantage notable (par exemple non émission de gaz à effet de serre, ressources primaires nationales et durabilité, pilotabilité, économie d'espace).
- Il n'en demeure pas moins que le nucléaire est une industrie capitalistique, ce qui 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**

On veut pouvoir s'assurer que le combustible (ceci concerne tout le cycle du combustible) ne sera pas utilisable à des fins militaires, condition essentielle si l'on envisage l'exportation.

3. La quatrième génération dans le monde : le Forum Génération IV

Dix pays ou organisations participent, plus ou moins intensément au forum GEN IV : Canada, Euratom, France, Japon, Corée du sud, Suisse, Amérique, Chine, Afrique du sud, Russie.

3.1. Les six filières de Gen IV sont :

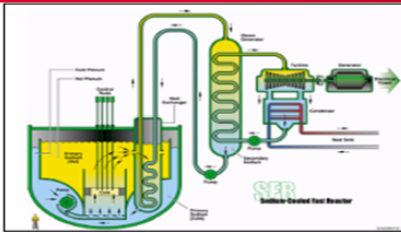
Le SFR, rapide refroidi au sodium (ASTRID): la France est leader,

Le LFR, rapide refroidi au plomb : les Russes ont une expérience venant des réacteurs de sous-marins,

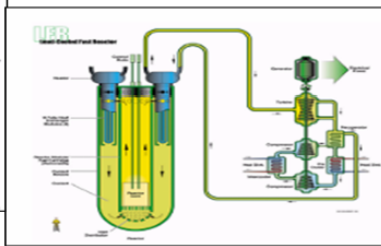
Le GFR, rapide refroidi au gaz,
 Le VHTR, réacteur à très haute température, initialement développé pour la production d'hydrogène ou de chaleur industrielle,
 Le SCWR, réacteur à eau supercritique, qui selon certains universitaires pourrait être légèrement surgénérateur dans certaines conditions (très discutable, selon le CEA).
 Le MSR, réacteur à sel fondu.
 Les trois premières technologies sont des réacteurs à neutrons rapides.



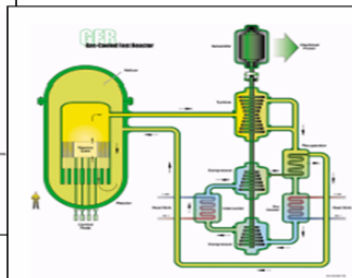
LES SYSTÈMES ÉTUDIÉS AU SEIN DU FORUM INTERNATIONAL GÉNÉRATION IV



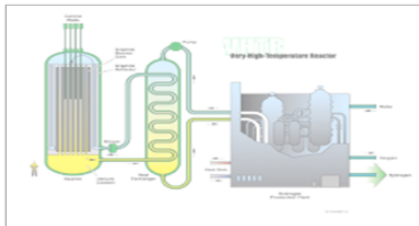
Réacteur rapide refroidi au sodium (SFR)



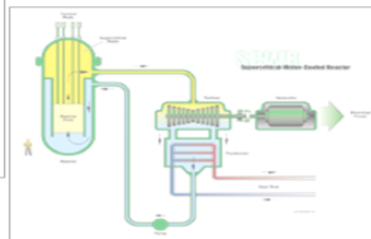
Réacteur rapide refroidi au plomb (LFR)



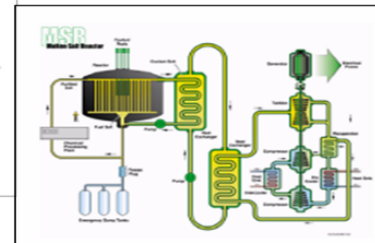
Réacteur rapide refroidi au gaz (GFR)



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)

SFEN GR21 | 17 OCTOBRE 2013 | PAGE 4

3.2. La situation actuelle

Tous sont – à des degrés divers – impliqués dans le projet SFR, sauf le Canada, la Suisse et l’Afrique du sud.

Participation en 2012 des membres du forum aux divers projets

VHTR	◆	◆		◆	◆	◆	◆	◆	◆	
GFR		◆	◆	◆		◆				
SFR		◆	◆	◆	◆		◆	◆		◆
SCWR	◆	◆		◆						
LFR		◆		◆						
MSR		◆	◆							

- Les Américains ont mis au ralenti leurs projets. Depuis 2009, ils travaillent plutôt sur certaines briques technologiques.

- Les Chinois ont acheté un petit réacteur (CEFR) russe et seraient en négociation pour l'achat de 2 BN-800 russes (les Russes utilisent un combustible U enrichi et ne retraitent pas, ce qui pose la question de la durabilité de la ressource).
- C'est la France qui a le plus travaillé sur le réacteur refroidi au gaz entre 2000 et 2010. Elle a proposé à la Pologne, République Tchèque, Hongrie et Slovaquie de reprendre ensemble le projet « Allegro » de petit réacteur expérimental.
- Les Canadiens qui sont actifs sur l'eau supercritique
- Ansaldo s'intéresse à un projet au plomb pur (ALFRED), en collaboration avec les Belges et leur projet d'ADS MYRRHA (Couplage accélérateur/cœur sous-critique ou critique avec caloporteur plomb-bismuth).
- Les Russes ont aujourd'hui au moins deux projets sur le plomb, un « SVBR », petit réacteur thermique au plomb-bismuth, avec un budget d'1 milliard d'€ et « Brest 300 », au plomb.
- Sur les sels fondus, une communauté assez diffuse d'universités, avec le CNRS, mais l'expérience est surtout américaine.

L'état des réacteurs rapides en fonctionnement ou en projet est présenté en annexe.

3.3. L'analyse par le CEA des différents projets

- Le VHTR et le SCWR ne sont pas des concepts à neutrons rapides et ne permettent pas une gestion optimisée des matières (uranium, plutonium, actinides mineurs).
- Le MSR en version à neutrons rapides, souvent associé à un cycle du thorium, présente des difficultés importantes du point de vue de la sûreté et de l'opérabilité : pas de première barrière (gaine du combustible), corrosion des matériaux, tenue sous irradiation des structures, température élevée de fusion du sel (570°C pour l'arrêt à froid), maintenabilité et inspectabilité du circuit primaire (plutonium, actinides mineurs et produits de fission), radioprotection (sels de lithium produisant énormément de tritium), déchets, démantèlement. Les Indiens, avec des réserves considérables de thorium sont les seuls à afficher une stratégie en trois temps : Eau d'abord, puis Rapides, puis réacteurs au thorium. Il serait extrêmement coûteux pour la France de développer un second cycle U/Pu, Th/U233 : pas la même chimie, pas les mêmes déchets, pas les mêmes verres et cela ne présente pas d'intérêt pour un pays qui dispose déjà de suffisamment d'uranium appauvri et de plutonium.
- Le RNR-Plomb (LFR) présente un bilan avantages/inconvénients moins bon que le SFR
 - o Avantages : pas de réactivité chimique du plomb avec l'eau ou l'air.
 - o Inconvénients : corrosion des matériaux, radioprotection en raison du Polonium-210 dans le cas du Pb-Bi qui implique une filtration en ligne, haute température d' « arrêt à froid » (400°C → maintenabilité, inspectabilité), densité du plomb et puissance de pompage, tenue au séisme (les cuves pèsent 10 fois plus lourd que les cuves sodium), éventuelle nécessité de maintenir un circuit intermédiaire en raison du risque d'explosion de vapeur dans le circuit primaire, et coefficient de vidange du caloporteur fortement positif pour les gros cœurs
- Le RNR-Gaz (GFR) est une technologie en rupture qui tire l'innovation. Ses points faibles sont le combustible réfractaire et la démarche de sûreté en cas de

dépressurisation.

- **Pourquoi préférer les rapides au sodium ?** Le RNR-Na (SFR) reste la filière la mieux connue et la France bénéficie d'une solide expérience. Ses inconvénients sont identifiés et il est possible d'y remédier.
 - o Ils permettent une utilisation optimale de la ressource en uranium (ressource en U appauvri quasi-illimitée sur notre sol).
 - o Ils offrent la possibilité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de cycles (multi-recyclage),
 - o Ils offrent la possibilité de « brûler » les actinides mineurs (mais avec un processus lent et complexe, et de fortes implications sur le cycle du combustible).

Il sera relativement plus facile de l'amener au niveau des critères de sûreté de la Gen IV.

Un Groupe permanent de sûreté des installations nucléaires auprès de l'ASN est prévu sur la GEN IV en avril 2014. Il devrait impliquer l'ensemble des parties prenantes du projet, (CEA, EDF, AREVA).

4. Utilisation de la ressource en uranium des RNR/sodium

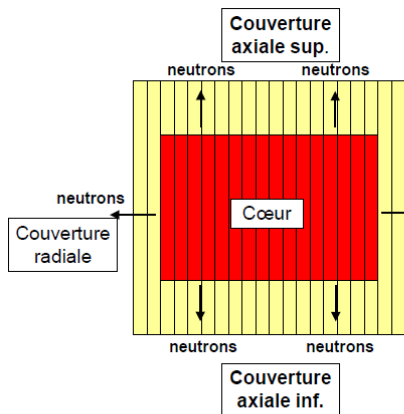
C'est un des points forts des réacteurs rapides car les réacteurs actuels à eau brûlent l'uranium 235 qui représente 0,7% de l'uranium naturel et une part limitée de l'uranium 238 transformé en plutonium (combustion directe dans le cœur ou après retraitement dans les combustibles MOX mixtes U/Pu).

98 % l'uranium 238 ne sont pas valorisés. Les RNR, dans lesquels les neutrons ne sont pas thermalisés dans un modérateur, offrent la possibilité d'utiliser l'uranium appauvri et l'uranium de retraitement qui sont fissionnés par les neutrons rapides, de brûler ainsi l'uranium 238 et de multiplier considérablement le potentiel énergétique des ressources en uranium (*selon les hypothèses prises dans le calcul, ce facteur peut varier entre 50 et 150*).

5. Taux de régénération

Un RNR peut être optimisé en fonction de la stratégie de déploiement du parc pour produire plus ou moins de plutonium et limiter ainsi le stock tournant de celui-ci. En effet dans les réacteurs à neutrons rapides tous les isotopes du plutonium sont efficacement fissionnés d'où la possibilité de multi-recycler le plutonium en tirant parti de son potentiel énergétique.

La figure ci après présente trois cas de figure avec un cœur sous, iso ou surgénérateur.



Pu consommé :
cœur : 800 kg/an

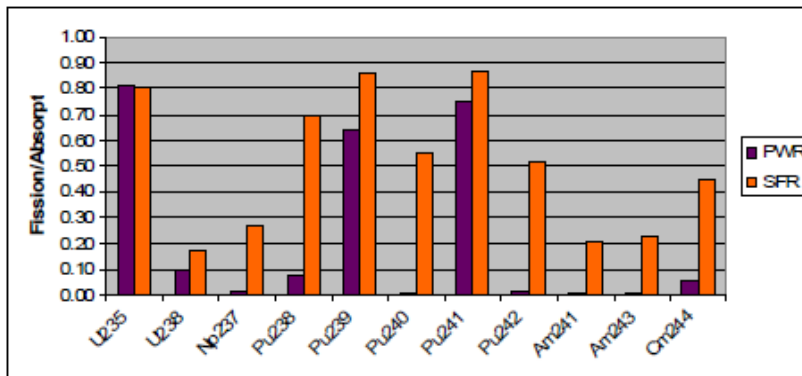
Pu formé :
cœur : 640 kg/an
CAI+CAS : 160 kg/an
CR : 160 kg/an

$$\text{Taux de régénération} = \frac{640 + 160 + 160}{800} = 1,2$$

Réacteur sous-générateur
Réacteur iso-générateur
Réacteur surgénérateur

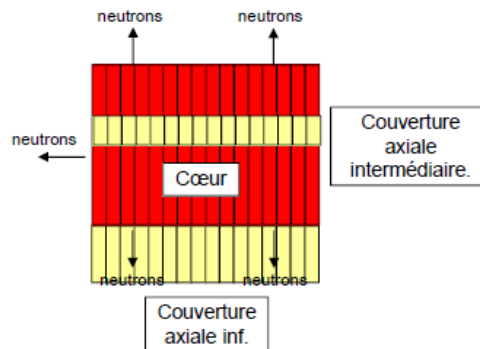
Source : CEA

De plus les actinides mineurs y sont également fissionnés plus efficacement, réduisant de ce fait la nocivité des déchets à long terme.



Rapport fission/absorption pour divers éléments en réacteur à eau (PWR) et en réacteur rapide (SFR) (Argonne National Laboratory, 2007) SFEN GR21 | 17 OCTOBRE 2013

Astrid est conçu au départ pour être iso-générateur, sans couverture radiale, la ressource d'U238 déjà disponible actuellement sur le territoire français étant énorme et du Pu 239 produit dans les REL étant déjà disponible : c'est donc une hypothèse de développement modéré de la filière.



$$\text{Taux de régénération} = 1$$

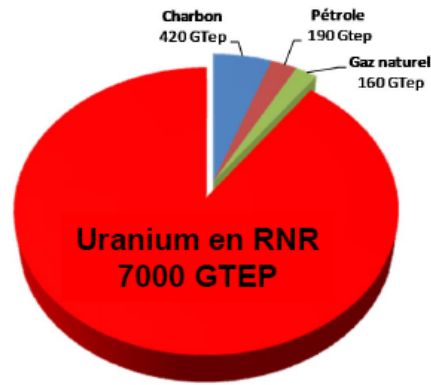
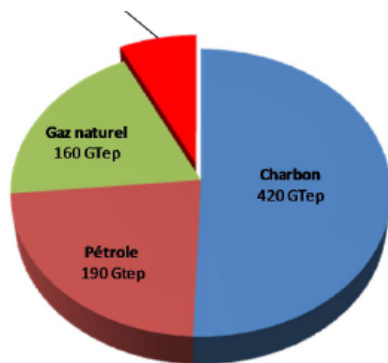
Réacteur iso-générateur

Source : CEA

En se plaçant au niveau mondial, avec l'épuisement progressif des combustibles fossiles, il reste cependant important de garder la possibilité d'une évolution vers la surgénération du concept. Des gains de régénération de 1,3 à 1,4 pourraient alors être recherchés. Dans cette hypothèse les ressources disponibles seraient colossales comparées à l'utilisation exclusive de REL et aux réserves de combustibles fossile :

Uranium en Réacteur à eau légère

60 GTEP

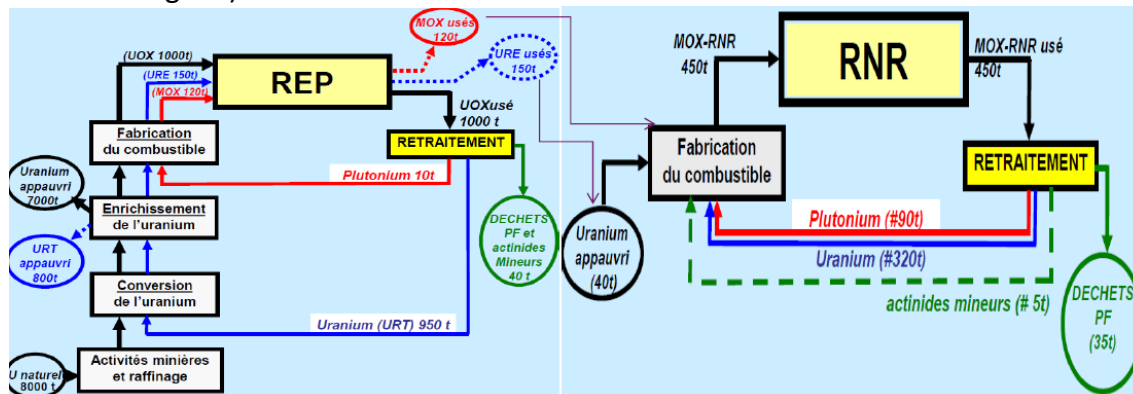


Source : BP statistical review of world energy, 2011
AIEA, red book (pour les ressources conventionnelles en uranium)

6. Avantages d'un parc RNR par rapport à un parc REP

Un parc RNR présente des avantages substantiels par rapport aux REP (ceux-ci restant indispensables en amont du déploiement des RNR) :

- Suppression de l'essentiel des étapes de l'amont du cycle (utilisation de l'U appauvri, de l'U de retraitement, de l'U ré-enrichi)
- Utilisation du Pu des MOX usés avec multi-recyclage du Pu assuré
- Possibilité de recycler les actinides mineurs (mélangé au combustible « neuf », ou en disposant sous forme de couverture des assemblages fortement chargés en actinides mineurs sur une matrice en uranium pour les brûler). Cette possibilité est cependant examinée attentivement par l'ASN et l'IRSN en fonction du gain réel (des actinides perdurent, le curium par exemple), de la cinétique de transmutation et des conséquences en termes d'exposition radiologique des travailleurs. Mais selon la loi de 2006, Astrid est – entre autres – un démonstrateur de transmutation et Astrid sera capable, si on le demande et si on dispose alors des ateliers dédiés, de faire des démonstrations de recyclage d'américium (juqu'à l'échelle de l'assemblage, jusqu'à 2% en mode homogène, 10% en mode hétérogène).



Source : CEA

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 dans les pays qui ont décidé un recours à cette énergie.

7. Stratégie de la France pour les réacteurs de la Génération 4

Deux filières sont étudiées en parallèle :

- Le RNR Sodium, filière de référence avec le réacteur de démonstration ASTRID, répond à une logique assise sur une expérience prouvée : une filière déployable à l'horizon 2040/2050, en coordination étroite avec les partenaires industriels, et dans le cadre d'une coopération internationale dans des formes à préciser. Les RNR-Na bénéficient d'environ 400 années-réacteur d'exploitation cumulée dans le monde.

- Le RNR Gaz, option à long terme avec un réacteur expérimental ALLEGRO, pour lequel plusieurs verrous technologiques importants subsistent (combustible réfractaire avec des gaines en carbure de silicium qui tiennent jusqu'à 1600 °C, sûreté en cas de dépressurisation, maintien d'une certaine pression dans le réacteur en cas d'incident car il y a très peu d'inertie thermique). Il suscite un intérêt en Europe (Slovaquie, République Tchèque, Hongrie et Pologne).

8. Les critères de conception d'ASTRID

8.1. Le caloporteur ne doit pas être modérateur, ce qui exclut l'eau, il doit avoir une faible section efficace de capture neutronique et être capable d'extraire une puissance volumique élevée, ce qui favorise les fluides ayant une chaleur spécifique et une conductibilité thermique élevées. De plus il doit être facile à pomper, avoir une large plage d'utilisation à l'état liquide, avoir un bon comportement sous rayonnement, être peu corrosif vis-à-vis des structures, être disponible industriellement, avoir un coût raisonnable.

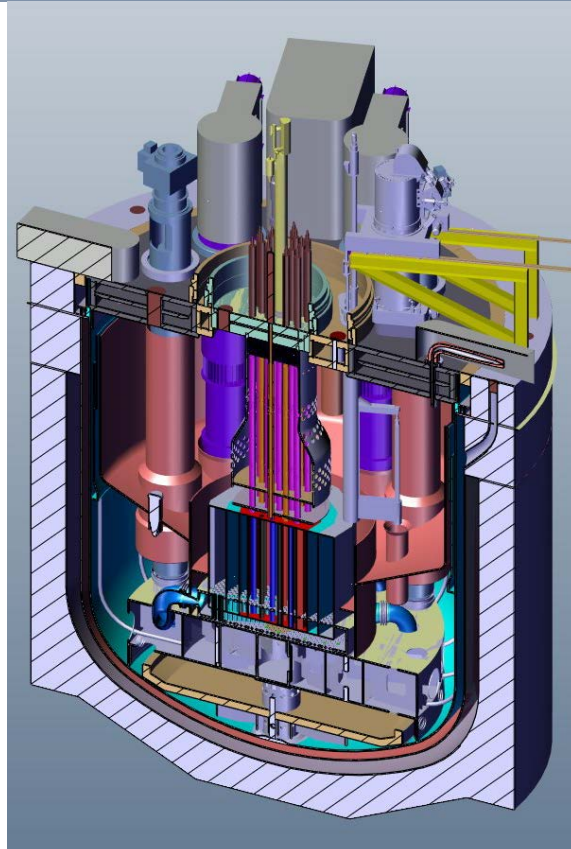
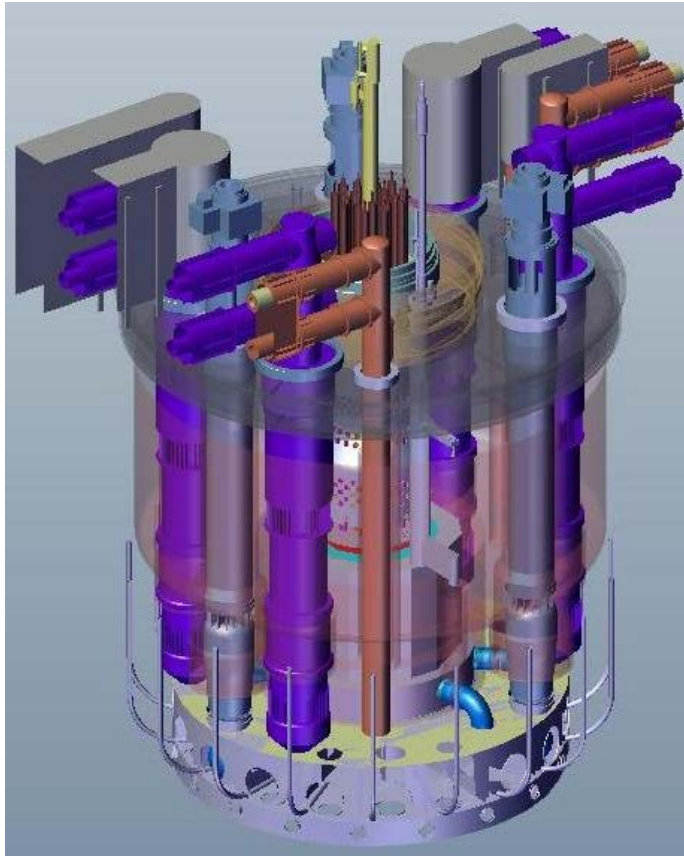
Le sodium est un bon candidat en raison de ses propriétés : il est liquide de 97,8°C à 881,5°C, à de bonnes propriétés thermiques, une faible densité, une faible viscosité, est compatible avec les aciers, s'active très faiblement par les neutrons, et est disponible et bon marché. Du point de vue opérationnel il bénéficie d'une bonne conductivité électrique et d'une bonne propagation des ultrasons (intéressant pour les contrôles).

Malgré des inconvénients bien connus (opacité, réactivité chimique avec l'eau et l'air) il se révèle très compétitif comme le montre le tableau comparatif ci-dessous : il n'existe pas d'alternative crédible au sodium, malgré ses inconvénients, qu'on connaît bien, et que l'on s'attache à réduire.

	T [°C]	P [bar]	Masse volumique [kg.m ⁻³]	Cp [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	Viscosité dynamique [Pa.s]	Conductivité thermique λ [W.m ⁻¹ .K ⁻¹]
Eau	300	155	727	5460	0,09.10 ⁻³	0,6
Sodium	400	1	856	1278	0,28.10 ⁻³	72
Plomb	400	1	10508	147	2,25.10 ⁻³	17

Source : CEA

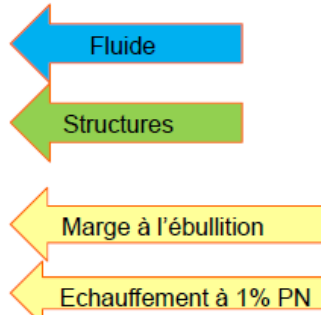
8.2. Le circuit primaire est totalement contenu dans la cuve principale (cœur, pompes primaires, échangeurs intermédiaires), et fonctionne à la pression atmosphérique, ce qui est un gage de sûreté :



- pas d'APRP (accident de perte de réfrigérant primaire), grande marge à l'ébullition (au moins 300°C par rapport à la température d'ébullition de 883°C),
- grande inertie thermique qui, combinée à la grande marge à l'ébullition, augmente le «délai de grâce» en cas de perte de refroidissement,
- possibilité de bonne mise en route de la circulation naturelle avec refroidissement à l'arrêt en circulation naturelle du primaire, puis refroidissement atmosphérique en ultime secours: les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, ont déjà été testés par le passé,
- La dose collective aux travailleurs est très basse comparée à d'autres types de réacteurs en fonctionnement comme aux arrêts.
- La présence d'un circuit sodium secondaire permet de découpler totalement l'accident thermique et l'accident radiologique.

8.3. Les enseignements de l'accident de Fukushima sont pris en compte dans ASTRID, 600 MWe, dès la phase de conception en tirant profit des avantages intrinsèques de la technologie des RNR-Na de type intégré en matière de refroidissement du réacteur: grande inertie thermique, source froide diversifiée, convection naturelle garantie de l'inventaire sodium (architecture intégrée).

		REP	RNRNa
$M_{\text{fluide primaire}}$	(tonnes)	300	3300
Cp_{fluide}	(J/Kg/C)	5200	1265
$M_{\text{structures}}$	(tonnes)	1700	3000
$Cp_{\text{structures}}$	(J/Kg/C)	650	650
$M \cdot Cp$	(MJ / °C)	2 700	6 100
ΔT	(°C)	30	300
Δt	(h)	~ 1 h	~ 18 h



Source : CEA

En cas de perte de l'évacuation normale de la puissance (perte des pompes primaires et du circuit secondaire, chute des barres),

- l'inertie des pompes primaires permet de refroidir pendant les premières dizaines de secondes la puissance résiduelle des assemblages, qui est très élevée après la chute des barres.
- Après l'arrêt des pompes primaires, la convection naturelle s'installe dans la cuve.
- Installation du thermosiphon dans toute cette phase d'évacuation de puissance.
- La température du circuit primaire augmente et on compte sur l'inertie thermique de ce circuit et l'importante marge à l'ébullition pour « encaisser » la puissance résiduelle qui n'est pas évacuée par une source froide (3300 tonnes de sodium dans la cuve), avant établissement d'une réfrigération de secours par l'intermédiaire d'échangeurs de chaleur connectés directement avec l'atmosphère.

9. Etat du projet ASTRID

9.1. Historique :

L'acte de naissance d'Astrid est la déclaration du Président de la République de janvier 2006 : « 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^{ème} génération, qui devra entrer en service en 2020. Nous y associerons, naturellement, les partenaires industriels ou internationaux qui voudraient s'engager. ... » J. CHIRAC

Le projet d'un prototype à mettre en service avant fin 2020 est mentionné dans la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, et dans la Convention du 09/09/2010 entre l'État et le CEA relative aux programmes d'investissements d'avenir, qui intègrent le Réacteur de 4^{ème} génération ASTRID et valide le choix de la technologie RNR-Na.

Le CEA est le maître d'ouvrage et doit rassembler des partenaires – industriels en particulier - autour du projet. L'objectif est d'adopter pour Astrid des solutions extrapolables à un réacteur de puissance industrielle, le projet incluant un atelier de fabrication des combustibles. Neuf partenaires industriels ont rejoint le projet, en contribuant aux études de conception pour partie sur fonds propres.

Pourquoi 600 MWe ? À partir d'une certaine taille, la courbe investissement/taille s'aplatit compte tenu du poids des études et cette puissance permet de couvrir convenablement les dépenses de fonctionnement grâce à la vente d'électricité.

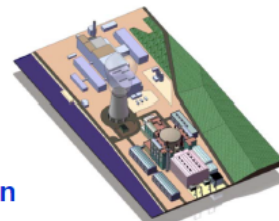
Conception du réacteur ASTRID

- 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 des installations de qualification de composants

- grandes et petites boucles expérimentales
- maquette critique MASURCA

Programme de R&D spécifique sur les accidents graves



Source : CEA

9.2. Résultats de l'Avant-Projet AVP1

Pour chaque axe d'amélioration du RNR-Na, une option innovante a été identifiée pour ASTRID et plus de 1200 documents d'ingénierie ont été émis. Le tome 3 du « Dossier 2012 » présente de façon synthétique ces premiers résultats.

Un document d'orientations de sûreté a été soumis à l'ASN en juin 2012 afin d'obtenir ses premières observations, hors cadre réglementaire. Il a fait l'objet d'un examen en Groupe permanent sur la sûreté des réacteurs le 27 juin 2013.

Selon le calendrier actuel l'avant projet sommaire sera prêt fin 2015 et un avant projet détaillé est prévu fin 2019 pour un couplage fin 2026.

Les points essentiels, qui vont être détaillés, sont résumés sur le schéma ci-dessous :



➤ La conception du cœur ASTRID est principalement guidée par des objectifs de sûreté avec un design du cœur extrapolable à des centrales de plus forte puissance:

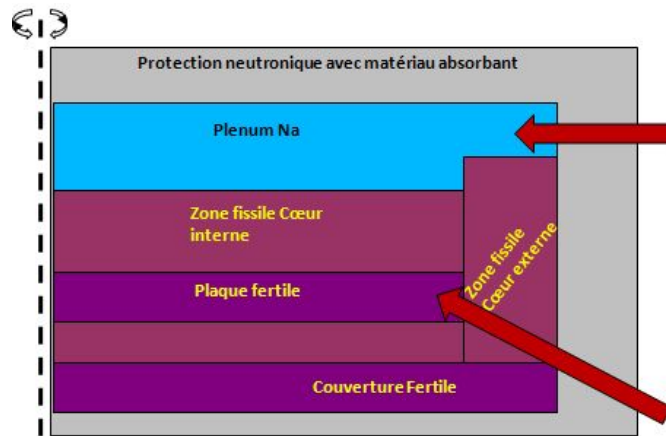
- Prévention d'un accident de fusion du cœur
 - par un comportement naturel du cœur et du réacteur, même en cas de défaillance des 2 systèmes d'arrêt
 - puis par l'addition de systèmes passifs complémentaires si le comportement naturel n'est pas suffisant lors de certains transitoires
- Mitigation d'un 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 un comportement naturel du cœur

Puis par l'addition de systèmes de mitigation complémentaires si le comportement naturel n'est pas suffisant (reconstitution de marges)

- Comportement naturel favorable lors des transitoires non protégés de perte de débit et de perte de source froide (ULOSSP)
 - critère cible : pas d'ébullition sodium lors d'un ULOSSP
- Effet de vide sodium minimisé
 - critère cible : effet de vide $Na < 0$
- Comportement naturel favorable lors d'une remontée intempestive de barre sans détection
 - critère cible : pas de fusion combustible
- Performances améliorées
 - critère cible : durée du cycle ≈ 480 j, taux de combustion élevé et taux

de régénération ≈ 0

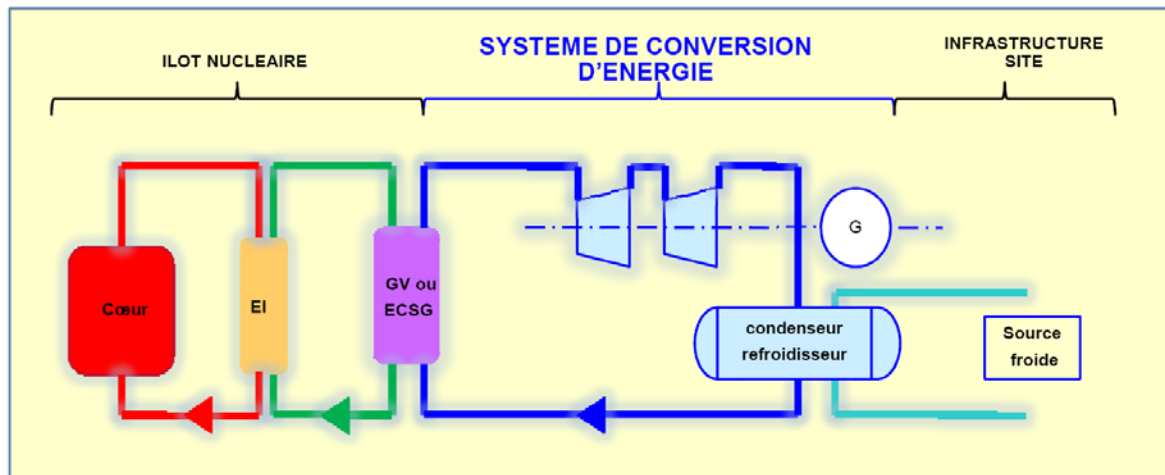
Le cœur, hétérogène, présente par rapport aux cœurs étudiés antérieurement les nouveautés suivantes : optimisation des contre-réactions neutroniques (Densité Na, Doppler) avec un comportement naturel favorable pour les transitoires de perte de débit, un effet de vidange sodium global < 0 et une faible chute de réactivité durant le cycle.



- **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)**

Cœur à faible coefficient de vide (source CEA)

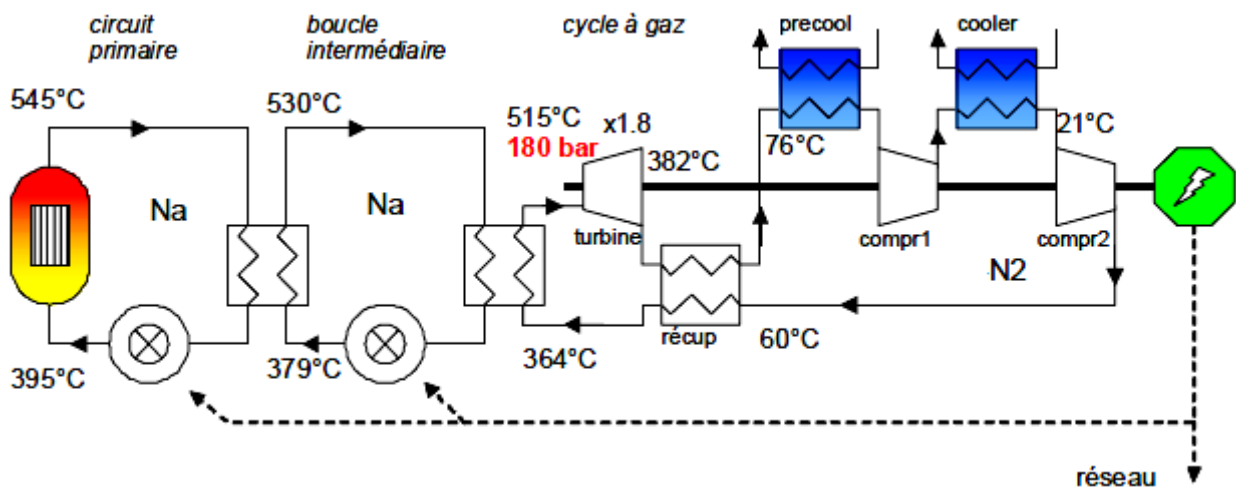
- Un programme de R&D important est lancé pour qualifier un récupérateur de corium intérieur à la cuve primaire. Le récupérateur de corium est un composant placé en dessous du cœur, dimensionné dans le cas d'ASTRID pour recueillir l'intégralité du corium, mélange de combustible et d'acier fondu. En situation de mitigation de l'accident grave (fusion du cœur), le récupérateur de corium contribue au respect des trois fonctions principales de sûreté : contrôle de la réactivité, évacuation de la puissance résiduelle et maîtrise du confinement
- Un des objectifs d'Astrid est « l'élimination pratique » de la perte totale et prolongée de la fonction « évacuation de la puissance résiduelle ».
- L'évacuation de la puissance résiduelle repose sur deux sources, l'eau et l'atmosphère, et :
 - deux systèmes principaux (échangeurs Na/Na dans la cuve et Na/air avec trois boucles 3x50% en convection naturelle pour le premier et deux 2x100% en convection forcée pour le second)
 - et un système supplémentaire (de mitigation) d'évacuation de la puissance à travers la paroi de la cuve (réfrigération eau ou air)
- Le système de conversion d'énergie est revisité afin d'éliminer ou réduire le risque de réactions sodium/eau.



Circuit de conversion d'énergie avec générateur de vapeur GV ou échangeurs compacts sodium/gaz ECSG

Deux voies sont explorées, en conservant un circuit intermédiaire en sodium, le circuit tertiaire étant hors enceinte du réacteur:

- Revisiter la conception des générateurs de vapeur du SCE eau-vapeur (cycle de Rankine) en limitant la taille des GV
- Substituer le cycle de conversion d'énergie (SCE) vapeur par un SCE gaz (azote pur à 180 bars) pour supprimer de facto le risque de réaction sodium – eau. Cette option reste à démontrer et fait l'objet d'un important programme de R&D. Un rendement net de 37% semble accessible.



Les échangeurs sodium/gaz nécessitent d'importants développements, les turbines et compresseurs de gaz bénéficiant déjà d'une certaine expérience.

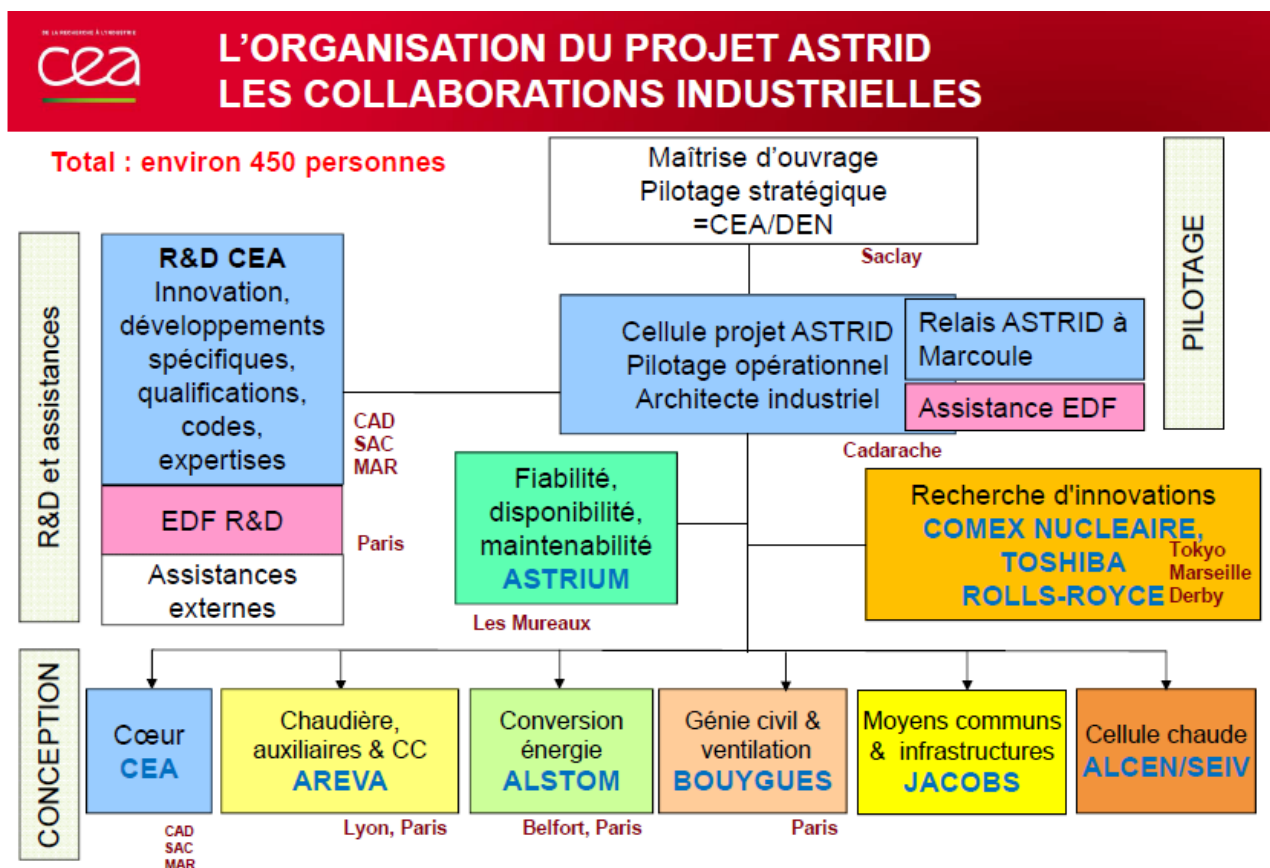
- De nombreux diagnostics sont en cours de développement :
 - Détection en quelques secondes du bouchage d'un canal (débits, neutrons, températures locales)
 - Détermination des marges entre les plages de conditions normales de fonctionnement de l'instrumentation et ses limites fonctionnelles (thermocouples haute température)
 - Pérennité de l'instrumentation (chambres à fission hors en dans la cuve)

- Inspections périodiques dans le sodium ou en gaz après vidange (ultrasons, télémétries).
- Il en résulte la nécessité de prévoir de nombreux accès (traversée, capteurs et porteurs) par rapport aux réacteurs précédents.

10. Organisation du Projet

- Le pilotage stratégique est implanté à Saclay tandis que le pilotage opérationnel est réalisé par la Cellule Projet ASTRID à Cadarache.
- Alors que la décision de construire ASTRID n'est pas prise, le site de Marcoule est pris comme hypothèse de travail, pour les études de sûreté en particulier. Le site définitif sera choisi après avoir franchi les étapes normales de consultation du public.
- Le CEA a gardé la mission d'architecte industriel pour assurer l'homogénéité du projet, mais cette organisation pourra être modifiée au stade de la construction.

Avec le concours d'autres industriels le CEA étudie le cœur, Areva travaille sur la chaudière, les auxiliaires et le contrôle-commande, Alstom sur le système de conversion d'énergie, Bouygues sur le génie civil, EADS/ASTRIUM sur des analyses de fiabilité.



11. L'avis du Groupe Permanent Réacteurs sur les options préliminaires de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté qui seront précisés dans le Dossier d'options de sûreté

(DOS) doivent :

- Assurer un niveau de sûreté équivalent à celui de l'EPR
- Tenir compte du retour d'expérience de Fukushima
- Tenir compte d'un futur développement industriel.

Les orientations présentées tiennent compte de manière satisfaisante du retour d'expérience, les principes présentés (démarche de conception et principales pistes d'amélioration de la sûreté) sont satisfaisants, mais le DOS devra apporter les précisions nécessaires pour que le GP puisse se prononcer de façon plus étayée (faisabilité et caractère suffisant des options proposées).

12. Conclusions

- Les études de conception d'ASTRID ont franchi une première étape fin 2012 avec la première phase de l'avant-projet sommaire.
- Pour chaque point d'amélioration souhaité pour un RNR-Na, des options innovantes ont été identifiées.
- La 2^{ème} phase de l'APS doit permettre de stabiliser les hypothèses de conception et consolider les choix techniques, en gardant le souci d'une optimisation économique.
- La démarche partenariale doit développer, aux niveaux de la R&D, des collaborations industrielles ou internationales.
- Avec la poursuite de sa R&D et le lancement du programme 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 seront faits dans d'autres pays.

ANNEXE : Les réacteurs à neutrons rapides dans le monde

Environ 400 années-réacteur d'exploitation cumulée

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 – avec un référentiel de sûreté différent du nôtre – il fonctionne très régulièrement depuis 30 ans. BN-800 (800 MWe) en construction ; prêt pour 2014 (?). Et BN-1200 (2020 ???)

Inde : PFBR (500 MWe) en construction (2013) très proche des designs français, et 6 CFBR en projet (2020)

Chine : plusieurs dizaines de RNR-Na en service ... en 2050. Mais peu de moyens sont mis en œuvre actuellement pour les rapides, ce qui pourrait changer dans le futur.

Japon : projet JSFR (~2025) est à l'arrêt. C'est au niveau international le seul projet à boucles de nouveau réacteur (mettant en avant la possibilité de composants plus petits, réalisables en usine, et offrant d'après ses concepteurs une meilleure résistance au séisme).

Corée du Sud : projet KALIMER (~2035)

France : ASTRID (600 MW 2026), Superphénix à l'arrêt (1986/1998 et Phénix (1974/2010)