

Annexe 15

Les réacteurs de 4^e génération Le prototype ASTRID Les enseignements de l'accident de Fukushima

François Gauché et Alain Zaetta, CEA

mai 2011

À la demande de l'Académie des sciences, deux présentations de la part du CEA ont été organisées dans le cadre du groupe de travail « Solidarité Japon » sur le sujet des réacteurs de 4^e génération et leur sûreté, les 12 et 25 mai 2011. La présente note et son annexe résument les deux présentations.

1. Attendus des systèmes de 4^e génération

Les objectifs fixés pour les systèmes de 4^e génération sont les suivants :

- pouvoir multirecycliser le plutonium et utiliser le mieux possible la ressource en uranium. Ceci nécessite des réacteurs fonctionnant en spectre de neutrons rapides, couplés à un cycle fermé du combustible ;
- si cette option est retenue, avoir la capacité de réaliser la transmutation de certains actinides mineurs. De la même façon, ceci nécessite des réacteurs à neutrons rapides ;
- avoir un niveau de sûreté équivalent aux réacteurs de 3^e génération mis en service au même moment. Pour le prototype ASTRID, cela signifie un niveau de sûreté au moins équivalent aux réacteurs de 3^e génération, auquel il faudra intégrer les enseignements de l'accident de Fukushima ;
- atteindre une bonne compétitivité compte tenu du service rendu ;
- présenter des garanties de résistance à la prolifération nucléaire.

2. Les technologies étudiées au sein du forum international GENIV

Le cadre international de la coopération en matière de systèmes nucléaires de 4^e génération est le GIF (Gen IV International Forum), dont l'objectif est la conduite des travaux de R&D nécessaires à la mise au point de systèmes nucléaires (réacteurs et cycle du combustible) répondant aux critères de durabilité de l'énergie nucléaire

Le GIF est une association intergouvernementale lancée en 2000 à l'initiative du « Department of Energy » des États-Unis. Il regroupe à ce jour treize membres¹ engagés par la signature d'une charte dans laquelle ils reconnaissent l'importance du développement de systèmes futurs pour la production d'énergie nucléaire, ainsi que la nécessité à la fois de préserver au mieux l'environnement et de se prémunir contre les risques de prolifération.

Le Forum a sélectionné six concepts, à neutrons rapides ou à neutrons thermiques,² et a défini un plan de R&D visant à apporter les innovations nécessaires pour leur déploiement.

Il faut noter que la maturité technologique des systèmes retenus par le GIF est très variable. Pour le CEA, l'effort se concentre principalement sur les technologies de **réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium** (RNR-Na, en anglais SFR), et dans une moindre

¹ Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, États-Unis, Euratom, France, Japon, République de Corée du Sud, Royaume-Uni, Russie, Suisse

² Neutrons rapides : Sodium-cooled fast Reactor (SFR), Gas-cooled fast Reactor (GFR), Molten Salt Reactor (MSR), Lead-cooled Fast Reactor (LFR). Neutrons thermiques : Super Critical Water-cooled reactor (SCWR), Very High Temperature reactor (VHTR).

mesure, surtout en ce qui concerne l'innovation sur les matériaux, sur les technologies de refroidissement par gaz (GFR), dans une vision de beaucoup plus long terme. La R&D au niveau français est principalement portée par les équipes du CEA, d'AREVA et d'EdF.

Au-delà des différences de maturité, les technologies étudiées au sein du GIF présentent toutes des avantages et des inconvénients qui seraient trop long de détailler ici. Dans le cas français cependant, l'accent est mis sur les technologies fonctionnant avec des neutrons rapides, ce qui n'est pas le cas des concepts à très haute température VHTR ou à eau supercritique SCWR. Le concept de réacteur à sels fondus MSR semble comporter des difficultés de démonstration de sûreté et d'exploitation en raison de l'absence de première barrière au niveau du combustible qui font douter de sa viabilité industrielle. Quant au réacteur refroidi au plomb fondu, les questions de corrosion et de gestion du plomb à haute température, entre autres, en font un concept moins attractif que d'un côté, le RNR refroidi au sodium, dont la faisabilité industrielle, démonstration de sûreté comprise, a déjà été faite, et le RNR refroidi à gaz, qui présente de fortes ruptures en ce qui concerne les coefficients de réactivité, l'absence d'affinité chimique avec l'eau ou l'air, et l'inspection en service.

Le concept de RNR gaz repose sur la mise au point d'un combustible réfractaire à base de pastilles de carbure d'uranium et de plutonium entourées d'une gaine de carbure de silicium SiC-SiCf. Il s'agit en effet du verrou technologique sur lequel repose la démonstration de sûreté du réacteur en cas d'accident de perte des moyens normaux d'évacuation de la puissance ou de dépressurisation du circuit primaire.

Le CEA développe deux types de réacteurs à neutrons rapides :

- il contribue aux études sur le combustible et la sûreté d'un projet de réacteur expérimental ALLEGRO d'une puissance d'environ 80 MWth qui serait construit à l'horizon 2025-2030. Ce réacteur serait construit en Europe Centrale par un consortium regroupant la république tchèque, la Hongrie et la Slovaquie ;
- il porte le projet de prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium ASTRID, pour une mise en service à l'horizon 2020.

3. Rappels sur les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium RNR-Na

Le choix du sodium comme fluide caloporteur pour refroidir le cœur du réacteur est lié à une analyse multicritère, faisant intervenir en premier lieu le fait qu'il faille un fluide qui ne ralentisse pas les neutrons, mais aussi les propriétés thermiques, la viscosité, la compatibilité avec les aciers etc. Le tableau ci-dessous donne pour l'exemple quelques unes des grandeurs intéressantes, en comparaison avec l'eau et le plomb.

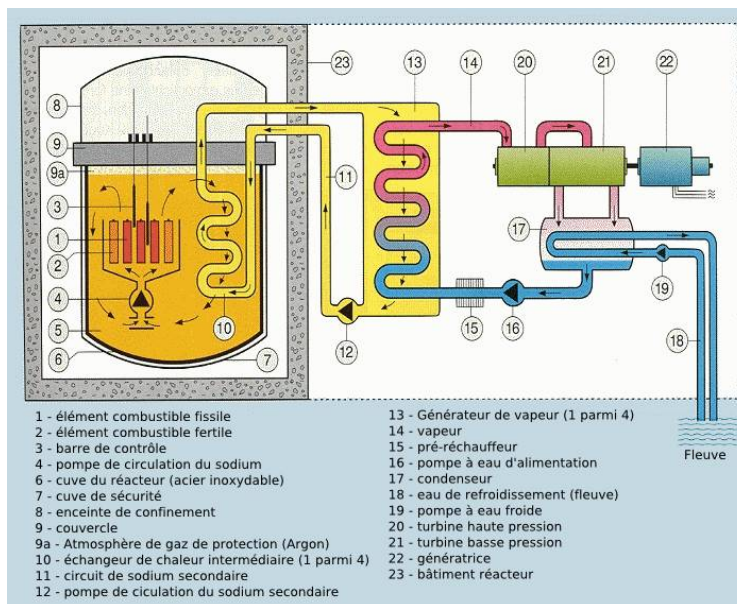
	T [°C]	P [bar]	Masse volumique [kg.m ⁻³]	Cp [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	Viscosité dynamique [Pa.s]	Conductivité thermique [W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	Réf.
Eau	300	155	727	5 460	0,09.10 ⁻³	0,6	1
Sodium	400	1	856	1 278	0,28.10 ⁻³	72	2
Plomb	400	1	10 508	147	2,25.10 ⁻³	17	3

Références :

1. Properties of water and steam Springer-Verlag (Ernst Schmidt) (1982)
2. Recommandation Bureau de Valorisation CEA (1974)
3. Handbook on Heavy Liquid Metals OECD (2007)

Les inconvénients principaux du sodium sont son opacité, et sa réactivité chimique avec l'eau et l'air.

Le principe de fonctionnement d'un RNR-Na de type intégré est donné sur la figure suivante.



Retenons par rapport au schéma bien connu du fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée les points suivants :

- le circuit primaire est confondu avec la cuve principale, qui contient le cœur mais aussi les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires ;
- il existe un circuit intermédiaire en sodium pour servir de barrière entre le sodium primaire et le circuit de conversion d'énergie. Dans un système classique de conversion d'énergie en eau-vapeur, c'est sur ce circuit que sont situés les générateurs de vapeur ;
- le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique ;
- l'architecture générale du réacteur permet une excellente radioprotection des travailleurs.

Les RNR-Na ont fait l'objet de nombreux projets dans le monde, ce qui a permis d'accumuler plus de 400 années réacteur d'exploitation.

Les réacteurs suivants sont encore en service :

- Inde (FBTR (40 MWth) 1985-) ;
- Russie (BOR-60 (60 MWth) 1968-, BN-600 (600 MWe) 1980-) ;
- Chine (CEFR (25 MWe) 2010-) ;
- Japon (Joyo (140 MWth) 1994-, Monju (280 MWe) 1994-) (NB : ces deux réacteurs sont à l'arrêt suite à des avaries techniques mais le Japon souhaite poursuivre leur exploitation).

Plusieurs pays ont des projets :

- Russie : BN-800 (800 MWe) en construction, conception de BN-1200 ;
- Inde : PFBR (500 MWe) en construction, 6 CFBR en projet ;
- Chine : plusieurs dizaines de RNR-Na en service en 2050 ;
- Japon : projet JSFR ;
- France : projet ASTRID.

4. Le prototype ASTRID

4.1. Objectifs d'ASTRID

ASTRID est l'acronyme pour « Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration ». Il s'agit d'un prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), électrogène de puissance suffisante (600 MWe) pour être qualifié de démonstrateur industriel, qui remplisse les critères de la 4^e génération.

Le prototype ASTRID est prévu à l'article 3 de la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs qui prévoit sa mise en service à l'horizon 2020. Ceci ne sera possible qu'à condition de présenter des garanties de sûreté au moins équivalentes à celle de la 3^e génération (EPR), prenant en compte les enseignements de l'accident de Fukushima, ainsi que des progrès significatifs en matière d'exploitation industrielle.

Le prototype ASTRID est envisagé comme un réacteur qui devra produire de l'électricité et précéder la tête de série d'un futur réacteur commercial. En effet, en matière de réacteurs de 4^e génération, la R&D ne peut pas se contenter de mettre au point des briques technologiques, elle doit pouvoir intégrer les options innovantes dans une image consolidée de réacteur, puis se confronter à l'expérience d'un projet de taille industrielle.

ASTRID a ainsi pour objectif essentiel de démontrer à l'échelle industrielle des avancées en qualifiant des options innovantes dont, pour certaines le choix est encore ouvert, et de servir de banc d'essai à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. ASTRID devra aussi permettre de réaliser des irradiations expérimentales pour tester des combustibles et des matériaux pour le futur. Suivant les objectifs fixés par la loi du 28 juin 2006, il aura également des capacités de transmutation de déchets radioactifs afin de poursuivre les expérimentations nécessaires sur le sujet.

4.2. Calendrier d'ASTRID

Le programme ASTRID est constitué de la réalisation du réacteur ASTRID proprement dit, de la construction de boucles de validation technologique en sodium et de la validation sur celles-ci de composants à l'échelle 1, ainsi que de la construction d'un atelier de fabrication du combustible des cœurs (AFC). Le réacteur doit être opérationnel à l'horizon 2020.

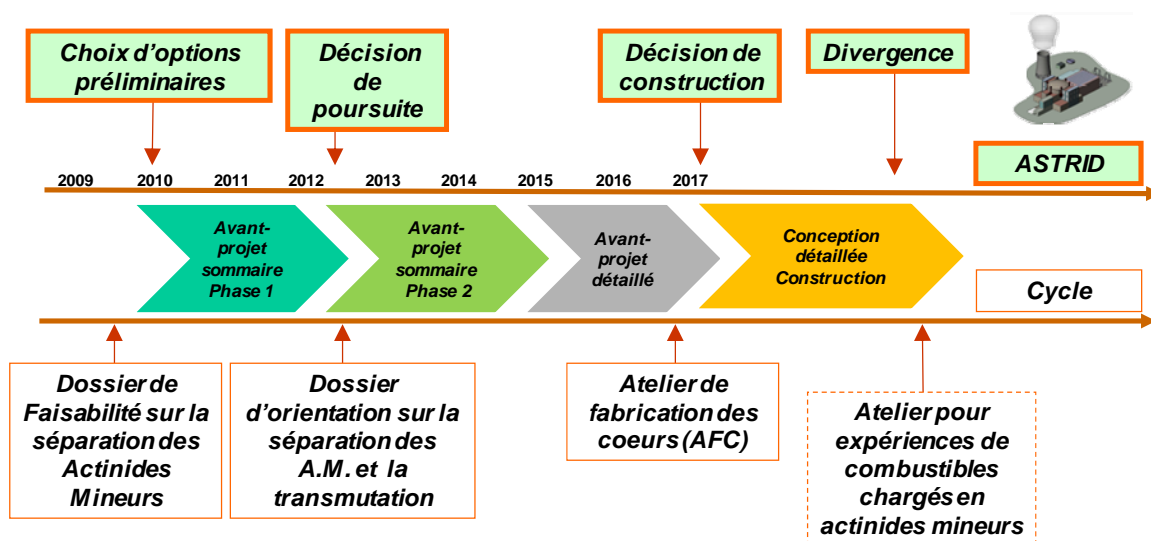
La première échéance fixée par la loi du 28 juin 2006 se situe fin 2012 où les pouvoirs publics devront pouvoir disposer des éléments budgétaires (notamment en termes de montant et de planning des investissements), mais aussi techniques, pour une prise de décision de construction du prototype. Aussi, le CEA prévoit-il de réaliser entre 2010 et 2012 la première phase d'un avant-projet sommaire destiné à évaluer le coût d'investissement à cette échéance, et à définir les options techniques innovantes et les orientations de sûreté.

La deuxième phase de l'avant-projet sommaire est prévue de 2013 à 2014. L'avant-projet détaillé est quant à lui prévu de 2015 à 2017, période après laquelle on entrera dans la phase d'études d'exécution et de construction proprement dites.

À chaque étape clé, une revue des options retenues sera réalisée de façon à garantir le respect des critères de la 4^e génération.

Les études de conception d'ASTRID jusqu'en phase d'avant-projet détaillé inclus sont financées par le **programme d'investissements d'avenir**. Ce programme (action « nucléaire de demain ») couvre aussi les études de conception d'atelier de fabrication des cœurs d'ASTRID, et la rénovation ou la réalisation d'installations technologiques de qualification de

composants à l'échelle 1. Jusqu'en 2017, ce sont 650 M€ qui sont prévus au titre du programme d'investissements d'avenir sur le programme ASTRID.



5. La sûreté des RNR-Na

Il serait trop long de présenter en détail l'ensemble des éléments concourant à la démonstration de sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, et ce d'autant plus que l'objectif de l'avant-projet sommaire d'ASTRID vise justement à amener la sûreté des futurs RNR-Na au niveau attendu pour la 4^e génération. Pour plus de détail, il est recommandé de se reporter aux références suivantes :

- *Safety for the future Sodium cooled Fast Reactors, GL Fiorini et al., International Conference on Fast Reactors & Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (IAEA-FR-2009), déc. 2009, Kyoto, Japon ;*
- *Science and technology of Fast Reactor Safety - Proceedings of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986, British Nuclear Energy Society, London, ISBN 0 7277 0359 5 (two volumes) ;*
- *Fast Breeder reactors – Alan E. Waltar, Albert B. Reynolds, Pergamon Press, 1981.*

La démonstration de sûreté concerne les fonctions de sûreté suivantes : le contrôle de la réactivité du réacteur, le refroidissement du réacteur, le maintien du confinement du réacteur.

Depuis de nombreuses années, la R&D menée au CEA en partenariat avec EDF et AREVA a eu pour objectif de renforcer les lignes de défense et la robustesse de la démonstration sur l'ensemble de ces fonctions de sûreté, notamment en ce qui concerne les points particuliers des RNRNa, à savoir, sans être exhaustif :

- la conception du cœur ;
- les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle ;
- les réactions sodium-eau.

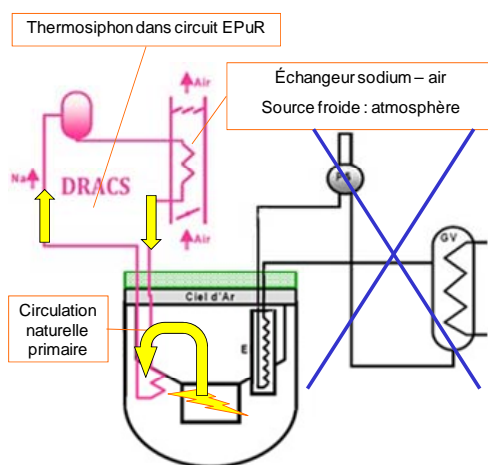
Ainsi, le CEA, EDF et AREVA travaillent sur la conception d'un cœur dit CFV qui a la particularité de présenter un **coefficient de vidange du sodium négatif** contrairement aux réacteurs conçus précédemment (un coefficient de vidange positif revient à dire que la réactivité du réacteur augmente en cas de disparition du sodium, par ébullition par exemple). L'annexe à cette note présente les caractéristiques de ce cœur de façon plus détaillée. Il est important de retenir à ce stade que ces travaux très prometteurs ne sont pas achevés et que les

études actuellement en cours cherchent à confirmer le potentiel de la conception d'un tel cœur vis-à-vis des objectifs de sûreté. Ce cœur constitue, si la confirmation est apportée, une avancée essentielle dans le domaine de la sûreté.

Concernant **l'évacuation de puissance résiduelle**, il faut rappeler l'importance de la notion d'inertie thermique, à savoir les masses de fluide primaire et de structures métalliques multipliées par leur capacité calorifique. Plus l'inertie thermique est élevée, plus le réacteur sera résistant à l'augmentation de température en cas de perte des sources d'évacuation de la puissance résiduelle. La comparaison entre un RNR-Na intégré et un REP de conception standard fait ainsi apparaître une inertie thermique presque 20 fois supérieure pour le RNR-Na.

L'inertie thermique ne suffit pas à elle toute seule dans la démonstration de sûreté, et il est important de bien considérer la séquence incidentelle complète, par exemple la perte totale des alimentations électriques, et évaluer quels moyens de secours sont encore disponibles dans ce cas-là.

Ainsi, les RNR-Na conçus et construits précédemment comportaient une combinaison de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) passifs et actifs, redondants et diversifiés, permettant l'évacuation de la puissance résiduelle dès la chute des barres, et ce même en cas de perte totale des alimentations électriques et de la source froide en eau. En effet, certains de ces circuits fonctionnent par circulation naturelle passive (thermosiphon) et utilisent l'atmosphère comme source froide. Leur efficacité a été vérifiée à plusieurs reprises lors de tests sur les réacteurs Phénix et Superphénix.



Enfin, en ce qui concerne **la réaction sodium-eau**, l'objectif est de concevoir des réacteurs qui, soit éliminent totalement la possibilité d'une telle réaction, par l'emploi d'un fluide alternatif (un système utilisant de l'azote à la place de l'eau est étudié sur ASTRID comme l'une des options possibles), soit garantissent l'absence de conséquences sur la sûreté au cas où une telle réaction aurait lieu malgré les lignes de défense mises en place (concept de générateurs de vapeurs modulaires).

Annexe

Problématique du coefficient de vidange dans les RNR-Na : une proposition de solution

La démarche de sûreté des réacteurs de 4^{ème} génération, vis-à-vis des accidents graves conduisant potentiellement à une fusion généralisée du cœur, repose sur deux axes complémentaires :

- un axe de prévention en recherchant à minimiser le risque d'occurrence de ces accidents ;
- un axe de traitement en s'assurant qu'aucun relâchement de radioactivité dangereux dans l'environnement ne soit possible.

Vis-à-vis de l'objectif de prévention, la conception de cœurs naturellement sûrs est privilégiée. Par comportement naturel du cœur, on entend le déroulement des séquences accidentelles sans intervention des systèmes de détection et de protection actifs (par exemple sans aucune détection du dépassement d'un seuil déclenchant l'arrêt d'urgence par chute des barres).

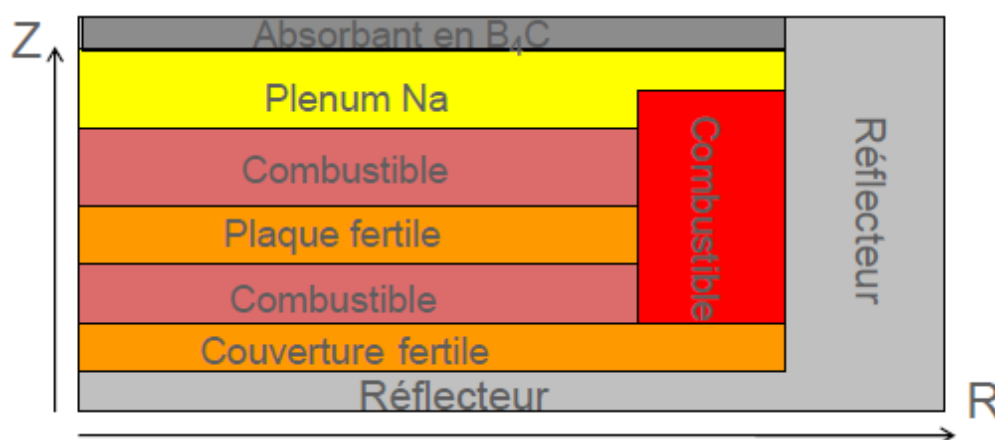
Les séquences accidentelles, à prendre en compte, relèvent de deux grandes catégories :

- les accidents d'insertion de réactivité ;
trois grands types d'apport de réactivité sont possibles :
 - par vidange du sodium du cœur pour les cœurs de grande taille qui présentent des coefficients de réactivité de vidange positifs. Le transitoire accidentel typique associé est le passage d'une bulle de gaz dans le cœur ou l'ébullition du sodium lors d'une séquence de perte de refroidissement du cœur,
 - par remontée intempestive d'une ou plusieurs barres de commande. Ces barres enfoncées dans le cœur, en début de cycle, compensent la réserve de réactivité initiale nécessaire pour tenir la durée de cycle,
 - par compaction du cœur. Celui-ci, en raison des jeux entre les assemblages, n'est pas en fonctionnement nominal dans sa configuration géométrique la plus réactive. Sa compaction, en comblant tout ou partie des jeux inter-assemblages, conduit donc potentiellement à un apport de réactivité ;
- les accidents de défaut de refroidissement du cœur se différenciant par leur nature :
 - globale qui touche l'ensemble du cœur, typiquement l'arrêt des débits de sodium primaire et secondaire suite à la perte des sources électriques alimentant les pompes,
 - locale qui touche un à quelques assemblages. Le scénario le plus pénalisant est l'accident dit de Bouchage Total Instantané (BTI) d'un assemblage.

Dans le cadre du programme ASTRID, le cœur de référence actuellement à l'étude, cœur dit CFV pour Cœur à Faible Effet de vidange sodium, répond à l'objectif pour au moins une partie des séquences accidentelles définies précédemment.

- l'obtention d'un gain de régénération interne nul permet de réduire drastiquement la perte de réactivité sur le cycle et évite ainsi toute insertion dangereuse de réactivité lors des séquences accidentelles de remontée intempestive de barres de commande. L'obtention de cette iso-génération est rendue possible par l'augmentation du diamètre de pastille du combustible qui est porté à environ 10 mm ;
- l'obtention d'un effet en réactivité de vidange globale du sodium quasi nul, voire négatif. Cette performance est rendue possible par :

- d'une part la réduction de la proportion volumique du sodium dans le cœur en diminuant le diamètre du fil espaceur entre les aiguilles de combustible,
- d'autre part en adoptant le concept dit de plénum sodium qui se matérialise sous la forme d'une cavité remplie de sodium placée au dessus du faisceau d'aiguilles à l'intérieur des assemblages combustibles. Ce plénum, en situation vidangée favorise la fuite des neutrons hors du cœur. L'innovation du cœur CFV réside dans la combinaison de ce concept de plénum sodium avec le concept de géométrie hétérogène du cœur (présence d'une plaque fertile placée à environ mi-hauteur du cœur) et avec le concept de cœur dit en « creuset » (différenciation entre les hauteurs des zones fissiles interne et externe). Cette combinaison permet d'exacerber l'effet de fuite des neutrons du plénum (augmentation d'un facteur 3) et permet de ce fait, de contrebalancer l'apport de réactivité dû à la vidange de la zone combustible.



Ces performances permettent d'envisager un comportement naturel du cœur CFV favorable pour la sûreté, se traduisant, sous réserve de confirmation par des études supplémentaires, par un objectif ambitieux de non-ébullition du sodium lors des accidents non protégés de perte de refroidissement globale du cœur (perte totale des sources d'alimentation électrique).

Les autres séquences accidentelles (BTI, compaction du cœur, vidange par passage de gaz) peuvent être exclues en pratique par l'adoption d'options technologiques de détection précoce (instrumentation innovante) ou de limitation physique (plaquettes pour limiter le compactage du cœur, réduction des sources d'engazement).

Pour maîtriser la spécificité du cœur CFV basé sur la combinaison d'options et d'effets multiples et afin de pouvoir certifier les incertitudes de calculs associées aux principaux paramètres neutroniques, un programme de physique expérimentale devra être réalisé dans la maquette critique MASURCA implantée sur le Centre CEA de Cadarache.