



03

LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES DE 4^e GÉNÉRATION À CALOPORTEUR SODIUM

LE DÉMONSTRATEUR TECHNOLOGIQUE ASTRID

DÉCEMBRE 2012

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

03

LES RÉACTEURS À
NEUTRONS RAPIDES
DE 4^e GÉNÉRATION À
CALOPORTEUR SODIUM

LE DÉMONSTRATEUR
TECHNOLOGIQUE ASTRID



PRÉAMBULE

La vocation du Forum international génération IV (GIF), auquel la France participe activement, est de préparer dans un cadre international le nucléaire du futur en développant de manière concertée la R&D des réacteurs, dits de 4^e génération, sur la base d'objectifs bien identifiés :

- atteindre un développement durable de l'énergie nucléaire en optimisant l'utilisation de la ressource en uranium naturel et en visant les plus hauts niveaux de sûreté nucléaire;
- minimiser la production des déchets les plus radioactifs, notamment ceux à vie longue;
- assurer une grande résistance à la prolifération nucléaire;
- développer les applications de l'énergie nucléaire pour d'autres usages que la production d'électricité.

À l'issue d'une phase d'analyse partagée entre les partenaires fondateurs, le GIF a sélectionné six concepts de réacteurs nucléaires avec leur cycle⁴, présentant les potentiels les plus prometteurs pour atteindre les objectifs précités :

- Le SFR : Sodium-cooled Fast Reactor (ou RNR-Na);
- Le GFR : Gas-cooled Fast Reactor (ou RNR-G);
- Le LFR : Lead-cooled Fast Reactor (ou RNR-Pb);
- Le SCWR : Supercritical Water-cooled Reactor (ou RESC);
- Le VHTR : Very High-Temperature Reactor (ou RTHT);
- Le MSR : Molten Salt Reactor (ou RSF).

Tous ces systèmes, mis à part le RTHT, fonctionnent en cycle fermé, c'est-à-dire qu'ils sont basés sur un recyclage des matières valorisables, notamment le plutonium. Les trois premiers de ces six systèmes se caractérisent par un fonctionnement en spectre à neutrons rapides (RNR). Il s'agit du RNR-Na, RNR-G, et du RNR-Pb qui se différencient par leurs caloporteurs : sodium pour le RNR-Na, gaz pour le RNR-G et plomb pour le RNR-Pb.

Le RESC, réacteur de technologie dérivée de celle des réacteurs à eau sous pression (REP), utilise un caloporteur particulier, l'eau supercritique. L'obtention d'un spectre de neutrons rapides dans un tel concept pose d'importantes difficultés (thermohydraulique, couplage avec la neutrologie et stabilité du réacteur) et la majorité des études sur le RESC au sein du GIF se concentrent désormais sur une version à spectre de neutrons thermiques.

Le RSF s'inscrit dans un horizon plus lointain et peut, théoriquement, se décliner en des versions fonctionnant en spectre rapide ou thermique.

Enfin, le RTHT est un système à spectre thermique. La spécificité de ce concept réside en ses objectifs de fonctionnement à haute température (jusqu'à 1000°C pour le caloporteur) pour des applications autres qu'électrogènes.

Ainsi, sur les six concepts sélectionnés par le GIF, seuls quatre doivent ou peuvent fonctionner en spectre rapide (RNR-Na, RNR-G, RNR-Pb, RSF) dont les caractéristiques intrinsèques (associées à un cycle fermé du combustible) sont favorables à un développement durable de l'énergie nucléaire.

LES CHOIX DE L'EUROPE

Actuellement, les pays européens gardent des positions très contrastées sur le rôle que doit jouer le nucléaire dans leur mix énergétique, que ce soit à moyen ou à long terme. Néanmoins, il est reconnu dans plusieurs pays européens, et par la Commission européenne, que l'énergie nucléaire devra nécessairement jouer un rôle dans la réponse à la demande énergétique dans un contexte de réduction des émissions de gaz à effet de serre. Le SET Plan⁵, proposé par la Commission européenne en novembre 2007 et adopté par les États membres de l'Union en février 2008, considère ainsi comme indispensable de lancer dans la décennie à venir la construction d'un démonstrateur d'une nouvelle génération de réacteurs pour un nucléaire durable. Même si certains pays ont affiché leur volonté de se passer de l'énergie nucléaire, l'accident de Fukushima ne remet pas en cause les fondamentaux exprimés dans le SET Plan.

L'Europe du développement des technologies nucléaires, rassemblée dans la plate-forme SNETP⁶, a défini sa stratégie et ses priorités dans son « Vision Report » publié en septembre 2007, détaillé dans son « Strategic Research Agenda » publié en mai 2009 : la fission nucléaire pourra apporter une contribution massive décarbonée et durable au mix énergétique européen, en s'appuyant sur les réacteurs à neutrons rapides (RNR). La technologie des RNR-Na est considérée comme la filière de référence, alors que deux alternatives seront à explorer sur le plus long terme : les technologies des RNR-G et des RNR-Pb.

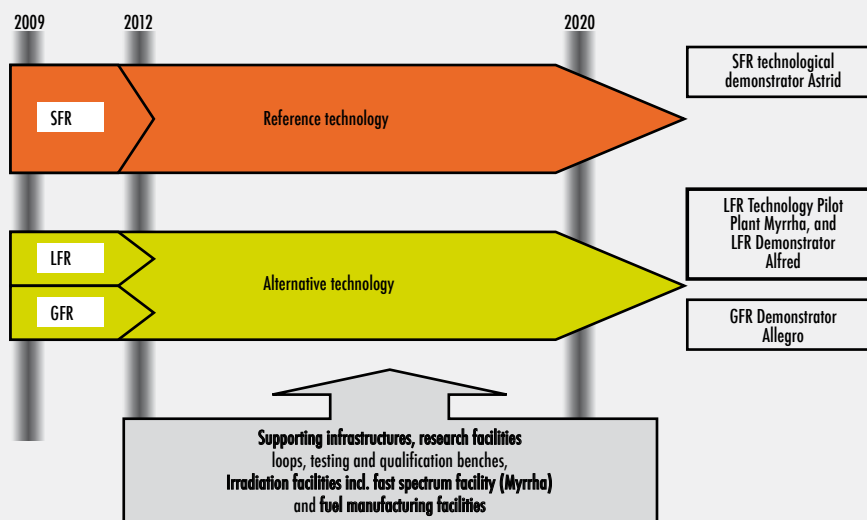
En ligne avec les recommandations du SET Plan, la plate-forme SNETP a lancé l'initiative industrielle ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative), qui rassemble industriels et organismes de R&D autour de ce plan d'actions.

4 – A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, décembre 2002 - US-DoE et GIF.

5 – SET Plan: Strategic Energy Technology Plan http://ec.europa.eu/energy/technology/set_plan/set_plan_en.htm

6 – Sustainable Nuclear Energy Technology Platform. www.snetp.eu

TECHNOLOGIES DE RNR RETENUES PAR LA PLATE-FORME EUROPÉENNE SNETP



LA POSITION FRANÇAISE

La position française s'inscrit dans la stratégie européenne. L'analyse plus spécifique, réalisée en France, a conduit aux conclusions suivantes :

- La France a beaucoup contribué au développement des RNR-Na et entend s'appuyer sur ses acquis importants pour développer la filière dans le sens des objectifs assignés. Ces acquis constituent d'ailleurs un patrimoine important de propriété intellectuelle et fournissent un avantage compétitif à notre pays et à ses industriels.
- Un lien fort existe entre la maturité technologique d'un procédé et la sûreté nucléaire. En effet, la maîtrise technologique associée à un retour d'expérience significatif contribue à la garantie du niveau de sûreté d'une filière. Ainsi, parmi les systèmes de 4^e génération à spectre rapide, seul le RNR-Na dispose d'une base de connaissances suffisamment importante pour pouvoir espérer répondre aux attentes techniques et opérationnelles de la 4^e génération à court et moyen termes. L'économie du développement de tels systèmes reste à apprécier. Elle devra être examinée à l'aune globale d'un parc où, dans un premier temps, cohabiteront réacteurs de 3^e et 4^e générations afin de produire une électricité au meilleur prix tout en étant pleinement engagé dans une stratégie de mise en œuvre d'une gestion durable des déchets radioactifs issus des combustibles usés faisant appel au concept de cycle fermé dans toute son extension. Les autres systèmes comportent des incertitudes beaucoup plus importantes puisque certains verrous technologiques majeurs ne sont pas encore levés.
- Le RNR-G présente un réel attrait dans la mesure où l'emploi d'un gaz comme caloporteur, en l'occurrence de l'hélium, élimine les difficultés liées à l'emploi d'un métal liquide tel que le sodium ou le plomb :
 - L'hélium est optiquement transparent, contrairement aux métaux liquides, ce qui simplifie l'inspection en service et la réparabilité ;
 - L'hélium est inerte chimiquement, contrairement au sodium qui réagit avec l'air et l'eau ;
 - L'hélium a très peu d'impact neutronique ; en cas de perte du caloporteur, l'effet en réactivité qui en découle est très faible.
- Par contre, le gaz présente des inconvénients :
 - Sa faible densité et son faible pouvoir calorifique imposent à la chaudière d'être pressurisée. Lors d'un accident conduisant à une perte du refroidissement, l'inertie thermique du réacteur s'en trouve très limitée en comparaison à celle des réacteurs refroidis par métaux liquides. De fait, la capacité d'évacuation de la puissance résiduelle et la démonstration de sûreté associée restent un point dur dans la démonstration de la faisabilité des RNR-G, notamment avec les exigences de type post-Fukushima ;
 - Afin de disposer d'une marge suffisante en termes d'intégrité du cœur en prévention de l'accident grave, il faut recourir à un combustible et à des matériaux de gainage et de structure réfractaires résistant aux hautes températures. Ceci constitue également un verrou technologique qui reste à lever ;
 - Sa plus faible capacité d'extraction de la chaleur nécessite de réduire la densité de puissance du cœur d'un facteur 2

à 3 comparée à celle des RNR refroidis par un métal liquide, d'où des pénalités en termes d'économie, puisqu'il nécessite une quantité importante de combustibles.

- Le principal avantage du caloporteur plomb par rapport au sodium est sa faible réactivité chimique vis-à-vis de l'air et de l'eau. Au chapitre de ses inconvénients se trouvent sa toxicité, ses régimes de températures (risque de bouchage par gel du plomb), sa densité, pénalisante pour la résistance du réacteur au séisme. Mais le principal verrou technologique concerne le développement de matériaux de structure résistant à sa corrosion.
- Enfin, le RSF est un concept intéressant dans son principe car le combustible est sous forme liquide mélangé au caloporteur. Le nombre de verrous technologiques à lever est tel qu'un tel système ne peut pas avoir de perspectives d'utilisation bien avant la deuxième moitié du siècle, vu la somme d'innovations à atteindre dans le respect des objectifs de sécurité envisagés. Au-delà des questions de retraitement en ligne du combustible, les matériaux résistants à la corrosion par les sels doivent être conçus et mis au point. L'approche de sûreté est également à redéfinir dans son intégralité dans la mesure où il n'y a plus de gaine qui confine le combustible, la première barrière étant reportée aux limites du circuit primaire. A noter qu'un point délicat et inhabituel de l'approche globale de sûreté concerne les aspects couplés liés, d'une part, au réacteur nucléaire et, d'autre part, à

l'usine de traitement chimique du mélange de combustible et de sels fondus. Les questions d'opérabilité (notamment l'inspection et la réparation en présence de sels fortement radioactifs) sont également nombreuses. À noter que le fonctionnement et la sûreté d'un RSF sont très dépendants de processus chimiques complexes à maîtriser et encore mal connus, engendrant des risques de fuites, tout comme le couplage de cette chimie avec la neutronique du cœur ou avec les mécanismes de dégradation des matériaux sous irradiation. Le CNRS assure l'essentiel des études sur le RSF en France. Ce concept n'est actuellement étudié et soutenu au sein du GIF que par la France et Euratom au travers d'un « *Mémorandum of Understanding* » (MoU), l'accord « système » restant à négocier.

Lors du Comité de l'énergie atomique du 17 mars 2005 consacré aux systèmes nucléaires du futur, les ministres délégués à l'Industrie et à la Recherche ont pris acte, qu'au stade actuel des connaissances, la technologie des RNR réunit un large consensus international et ont recommandé que la priorité des recherches en France soit donnée à deux types de réacteurs : les RNR-Na et RNR-G.

Cette position a été confirmée et renforcée lors du Comité de l'énergie atomique du 20 décembre 2006.

La filière de référence des RNR-Na est traitée spécifiquement dans le tome 3. Le tome 4 est consacré aux autres systèmes à neutrons rapides de 4^e génération : RNR-G, RNR-Pb et RSF.

SOMMAIRE

1. INTRODUCTION..... 10

2. LE RETOUR D'EXPÉRIENCE DES RNR EN FRANCE ET DANS LE MONDE 13

- 2.1. Bilan du fonctionnement des RNR dans le monde 13
- 2.2. Synthèse du REX par domaine 13
 - 2.2.1. Acquis et mérites intrinsèques..... 13
 - 2.2.2. Difficultés ou problématiques spécifiques..... 14

3. LES DOMAINES D'AMÉLIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCÉES DE R&D ASSOCIÉES 19

- 3.1. Sûreté du réacteur 19
 - 3.1.1. Prévention des accidents graves..... 19
 - 3.1.2. Mitigation des accidents graves..... 23
 - 3.1.3. Risque sodium-eau : système de conversion d'énergie 25
 - 3.1.4. Détection des fuites de sodium..... 28
- 3.2. Disponibilité supérieure aux RNR-Na précédents et réduction des temps d'arrêt..... 28
 - 3.2.1. Instrumentation et Inspection, surveillance et réparabilité..... 28
 - 3.2.2. Manutention et lavage des assemblages..... 29

4. LE CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SÛRETÉ D'ASTRID 33

- 4.1. Le cahier des charges d'Astrid 33
- 4.2. Objectifs généraux de sûreté 33
- 4.3. Orientations générales de sûreté 34
- 4.4. Orientations de sûreté à la conception 34
- 4.5. Prise en compte des agressions internes et externes 35
- 4.6. Orientations prises pour assurer les fonctions de sûreté 35
 - 4.6.1. Fonction « maîtrise de la réactivité » 35
 - 4.6.2. Fonction « maîtrise du refroidissement » 36
 - 4.6.3. Fonction « maîtrise du confinement radiologique » 36
- 4.7. Orientations vis-à-vis des accidents graves 36

5. LES EXIGENCES À RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID 39

5.1.	Exigences de nature stratégique	39
5.1.1.	Puissance d'Astrid	39
5.1.2.	Le potentiel de démonstration de la transmutation d'Astrid	39
5.1.3.	Le potentiel expérimental d'Astrid	41
5.1.4.	Résistance à la prolifération	41
5.2.	Exigences en matière de sûreté	42
5.2.1.	Prévention et mitigation des accidents graves	42
5.2.2.	Evacuation de la puissance résiduelle	42
5.2.3.	Présence d'un récupérateur de cœur fondu	42
5.2.3.	Inspectabilité des structures	42
5.2.4.	Risques liés au sodium	42
5.3.	Exigences en matière de sécurité	43
5.4.	Exigences en matière d'exploitation	43

6. LES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES 45

6.1.	Cœur et combustible	45
6.1.1.	Le matériau combustible	45
6.1.2.	Le matériau de gainage	45
6.1.3.	L'élément combustible	45
6.1.4.	Le cœur et les assemblages	46
6.2.	Chaudière nucléaire	47
6.2.1.	Principe de circuit primaire « propre »	47
6.2.2.	Circuit primaire intégré	47
6.2.3.	Présence d'un circuit intermédiaire	47
6.2.4.	Architecture interne de la chaudière	47
6.2.5.	Structures de supportage du cœur	50
6.2.6.	Dalle de fermeture du bloc-réacteur	50
6.2.7.	Le contrôle neutronique	50
6.2.8.	Récupérateur de cœur fondu (corium)	50
6.2.9.	Evacuation de la puissance résiduelle	51
6.2.10.	Boucles sodium intermédiaires	51
6.3.	Système de conversion d'énergie	52
6.4.	Manutention des assemblages combustibles	52
6.4.1.	Manutention en cuve	52
6.4.2.	Système de chargement / déchargement	53
6.4.3.	Manutention hors cuve	54
6.5.	Instrumentation et inspection en service (ISIR)	54
6.5.1.	Contexte et démarche	54
6.5.2.	Surveillance en exploitation	55
6.5.3.	L'inspection périodique	56
6.6.	Contrôle-commande	57
6.6.1.	Contexte et démarche	57
6.6.2.	Principes de base pour la conception du contrôle commande Astrid	58
6.6.3.	Éléments d'architecture pour le contrôle-commande Astrid	58
6.6.4.	Technologies possibles pour le contrôle commande	58
6.6.5.	Perspectives	58



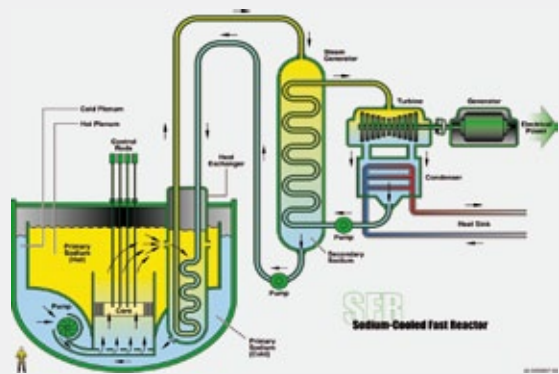
7.	LES INSTALLATIONS ASSOCIÉES POUR LE CYCLE D'ASTRID	61
7.1.	Le cycle du combustible associé - Adaptation aux spécificités des RNR.....	61
7.2.	Evolution des technologies	62
7.3.	Ateliers du cycle.....	63
7.3.1.	Atelier de Fabrication des Cœurs (AFC).....	63
7.3.2.	Atelier de traitement des combustibles usés (ATC)	64
7.3.3.	Installation de fabrication d'éléments avec actinides mineurs.....	65
8.	SIMULATION ET CODES DE CALCUL - QUALIFICATION	67
8.1	Outils de modélisation en fonction du calendrier du projet	67
8.2.	Installations d'intérêt pour la qualification du cœur et des composants d'Astrid	68
9.	ORGANISATION INDUSTRIELLE ET COLLABORATION INTERNATIONALE DU PROJET ASTRID	71
9.1	Le montage industriel du projet.....	71
9.1.1.	Les missions de la maîtrise d'ouvrage	72
9.1.2.	L'organisation interne CEA	73
9.2.	La collaboration internationale	73
9.2.1.	En Europe	73
9.2.2.	hors Europe	74
10.	DÉFINITION DU PLANNING ET DES COÛTS	77
10.1.	Le planning	77
10.2.	L'élaboration des coûts	78
11.	CONCLUSION	81
11.1.	Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium	81
11.2.	La sûreté des RNR-Na	81
11.3.	Le démonstrateur technologique Astrid : objectifs et cahier des charges	82
11.4.	R&D conduite dans le cadre du programme Astrid	83
A.	ANNEXE : SPÉCIFICITÉS DE CONCEPTION DES RNR-Na	87
.	RÉFÉRENCES	91

1.

INTRODUCTION

Le concept de RNR à caloporteur sodium (RNR-Na) fait partie des quatre concepts à neutrons rapides sélectionnés par le Forum international génération IV (GIF). Outre la France, les partenaires du GIF sur la filière du RNR-Na sont les USA, le Japon, la Chine, la Russie, la Corée du Sud et Euratom.

FIGURE 1 : SCHÉMA DE PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RNR-Na



Les RNR-Na présentent des caractéristiques techniques favorables, comme on le verra par la suite, et sont les seuls à bénéficier d'un retour d'expérience industriel substantiel. La vingtaine de prototypes ou de démonstrateurs ayant été construits dans le monde cumulent plus de 400 années. réacteur de fonctionnement dont environ 100 années. réacteur pour les quatre RNR-Na de puissance significative ayant fonctionné durablement de manière industrielle (cf. tableau n°1). En France, le réacteur Phénix arrêté en 2009, après plus de 35 années de fonctionnement, représente un patrimoine de connaissances très important.

Le second chapitre de ce tome 3 présente la synthèse des enseignements tirés du fonctionnement des RNR-Na, au niveau national et international, en soulignant leurs points forts et également leurs faiblesses.

Fort de ce constat, les acteurs français CEA, Areva et EDF ont établi en 2007 un programme de R&D, avec une vision filière, visant à renforcer les points forts et à réduire les points de faiblesse par des innovations technologiques importantes. Ce programme a été orienté vers 4 axes prioritaires de progrès :

- La conception d'un cœur performant à sûreté améliorée, particulièrement axée sur la prévention des accidents graves pouvant conduire à la fusion généralisée du cœur ;

- Une résistance accrue aux accidents graves et aux agressions externes, notamment la conception de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle redondants et diversifiés, ainsi que les aspects liés au risque de recriticité et à la rétention d'un cœur fondu ;
- La recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé et sûr visant à diminuer, voire à faire disparaître totalement, le risque d'interaction entre le sodium et l'eau ;
- Les options de conception du réacteur pour faciliter l'inspection et la maintenance, et de façon plus générale, pour augmenter la disponibilité, les performances et l'économie globale de l'installation.

Le troisième chapitre décrit ces domaines prioritaires de recherche ainsi que les résultats obtenus au cours de ces 5 dernières années.

Le réacteur Astrid, dont l'acronyme signifie « Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration », est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle suffisante les avancées technologiques précitées en qualifiant au cours de son fonctionnement les options innovantes, notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Astrid est donc un prototype d'intégration technologique permettant la démonstration de sûreté et de fonctionnement à l'échelle industrielle de RNR-Na de 4^e génération. Il doit également servir de banc d'essais à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. Sa taille doit être suffisante pour permettre l'extrapolation au réacteur commercial, sans toutefois être excessive, afin d'en limiter le coût et le risque industriel.

La sûreté occupe une place centrale dans le projet Astrid, principalement pour les raisons suivantes :

- L'acceptabilité de l'énergie nucléaire dans le futur repose, en grande partie, sur le niveau de sûreté démontré des installations ;
- L'image du RNR-Na est controversée notamment à cause de la perception de sa sûreté. Ses spécificités (effet de réactivité positif en cas de vidange du sodium, risques sodium...) sont souvent mises en avant, en ignorant les solutions adaptées et en oubliant ses avantages intrinsèques (absence de pression, grande inertie thermique...);
- L'accident de Fukushima, conduit à reconsidérer les démarches de sûreté et, à travers cela, impacte la conception et l'exploitation des installations.

Le chapitre 4 précise le cahier des charges fixé au démonstrateur Astrid et les objectifs de sûreté associés. Le chapitre 5 est consacré aux exigences qui en découlent et aux choix de base d'Astrid.

Le chapitre 6 décrit, pour l'ensemble des éléments constitutifs d'Astrid, les options de conception d'ores et déjà retenues et celles dont le choix reste encore ouvert compte tenu du degré d'avancement du projet. Les principaux systèmes définis sont :

- le cœur ;
- la chaudière nucléaire ;
- le système de conversion d'énergie ;
- la manutention des assemblages ;
- l'instrumentation en cœur et l'inspectabilité et la réparabilité des organes essentiels à la sûreté ;
- le contrôle-commande.

À un réacteur à neutrons rapides, il faut associer un cycle du combustible, de sorte que l'on puisse considérer l'ensemble du système nucléaire, pour en apprécier les performances globales. Les installations clés du cycle du combustible, telles que l'atelier de fabrication du combustible, l'atelier de traitement du combustible irradié nécessaire à la démonstration du multirecyclage du plutonium, ainsi que la ligne de fabrication des éléments à base d'actinides mineurs pour poursuivre la démonstration de la faisabilité technique de la transmutation des déchets nucléaires à vie longue, font l'objet d'une description spécifique dans le chapitre 7. Les principales installations de R&D nécessaires à la qualification du cœur et des composants d'Astrid y sont également décrites.

Par la loi du 28 juin 2006, le CEA s'est vu confier la maîtrise d'ouvrage du projet Astrid. Il a reçu une large part du financement de l'avant-projet détaillé et des recherches associées, via le programme investissements d'avenir.

Une organisation spécifique a été mise en place. Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différents partenaires industriels, préférentiellement dans le cadre de collaborations bilatérales avec les principaux acteurs du nucléaire ou par le biais de marchés commerciaux.

Le chapitre 8 présente le détail de cette organisation industrielle et brosse également le panorama de la collaboration internationale dans le domaine de la R&D associée.

En termes de planning, les travaux relatifs à l'avant-projet sommaire du projet Astrid ont commencé en octobre 2010. Il est constitué de 2 phases :

- La première phase de l'avant-projet, dite AVP1, a pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence fin 2012. Cette phase inclut une phase préparatoire qui a permis de structurer le projet, formaliser l'expression des besoins et définir les principaux jalons et échéances et qui s'est terminée en mars 2011. Au cours de l'AVP1, le planning du projet

a été analysé et une démarche d'estimation préliminaire des coûts engagée.

- La deuxième phase de l'avant-projet, dite AVP2, débutera en 2013. Elle visera à conforter la conception pour disposer, fin 2014, d'un avant-projet sommaire complet et cohérent. Celui-ci sera accompagné d'une estimation plus étayée du coût et du planning et permettra la prise de décision pour la poursuite du projet.

Au début de l'avant-projet, un certain nombre d'options de conception a été figé. Les options laissées ouvertes font l'objet d'une évaluation et d'une sélection pour progressivement les figer au cours de l'avant-projet.

L'avant-projet détaillé est prévu entre 2015 et 2017, suivi par les études d'exécution, les procédures d'autorisation et la réalisation. La phase d'études de conception proprement dite s'étend donc de 2010 à 2017, selon le calendrier initial. En parallèle, il est nécessaire de mener les actions de R&D et de validation des choix d'options, les résultats de celles-ci pouvant avoir une incidence sur le contenu et la durée des études de conception.

Le chapitre 9 précise ce planning prévisionnel jusqu'à la phase de réalisation et indique la démarche proposée pour l'évaluation du coût d'ensemble du projet.

Afin de faciliter la lecture des chapitres suivants, une description succincte des spécificités de conception des RNR-Na est présentée dans l'annexe 1.

2. LE RETOUR D'EXPÉRIENCE DES RNR EN FRANCE ET DANS LE MONDE 13

2.1.	Bilan du fonctionnement des RNR dans le monde	13
2.2.	Synthèse du REX par domaine	13
2.2.1.	Acquis et mérites intrinsèques.....	13
2.2.2.	Difficultés ou problématiques spécifiques.....	14
2.2.2.1.	Choix des matériaux.....	14
2.2.2.2.	Fonction de sûreté liée à la maîtrise de la réactivité du cœur	15
2.2.2.3.	Manutention du combustible.....	15
2.2.2.4.	Disponibilité et maîtrise des risques liés à la technologie sodium.....	15
2.2.2.5.	Inspection en service et réparabilité (ISIR)	16
2.2.2.6.	Démantèlement	16

2.

LE RETOUR D'EXPÉRIENCE DES RNR EN FRANCE ET DANS LE MONDE

Ce chapitre a pour objectif de dresser un bilan synthétique des acquis concernant la filière des RNR-Na au plan national et international, d'analyser les incidents survenus sur cette filière et de dégager les options technologiques les plus matures ainsi que les domaines pour lesquels des progrès sont attendus, notamment en matière de sûreté, de performances, de disponibilité ou de coût.

2 réacteurs sont en construction (BN-800 en Russie et PFBR en Inde). Le RNR-Na dispose ainsi à ce jour de 404 années cumulées de fonctionnement associées à l'ensemble de ces réacteurs (cf. tableau n°1).

Il est à remarquer que si l'Europe et les USA ont dominé le développement de cette filière dès l'origine, les pays asiatiques occupent actuellement une position de pointe.

2.1. BILAN DU FONCTIONNEMENT DES RNR DANS LE MONDE

Depuis le lancement des premiers RNR dans les années 50, le parc mondial de RNR compte 13 réacteurs ayant fonctionné sur un intervalle de temps compris entre 3 et 44 années, et qui sont aujourd'hui arrêtés, et 6 réacteurs qui sont opérationnels, dont 4 effectivement en service (BOR-60, BN-600, FBTR, CEFR) et 2 en réparation (Monju et Joyo). Par ailleurs,

2.2. SYNTHÈSE DU REX PAR DOMAINE

2.2.1. ACQUIS ET MÉRITES INTRINSÈQUES

Il existe donc aujourd'hui un retour d'expérience (REX) important concernant la filière RNR-Na, à la fois en matière de conception, de fabrication, de mise en service, d'exploitation, et de fonctionnement dans la durée. En particulier en France,

TABLEAU 1 : PARC MONDIAL DE RNR-NA ET DURÉE CUMULÉE D'EXPLOITATION - BILAN EN 2012

Réacteur (Pays)	Puissance thermique (MW)	Démarrage	Arrêt	Durée d'exploitation (années)
EBR-I (Etats-Unis)	1,4	1951	1963	12
BR-5/BR10 (Russie)	8	1958	2002	44
DFR (Angleterre)	60	1959	1977	18
EBR-II (Etats-Unis)	62,5	1961	1994	33
FERMI I (Etats-Unis)	200	1963	1972	9
RAPSODIE (France)	40	1967	1983	16
SEFOR (Etats-Unis)	20	1969	1972	3
BN-350 (Kazakhstan)	750	1972	1999	27
PHENIX (France)	563	1973	2009	36
PFR (Angleterre)	650	1974	1994	20
KNK-II (Allemagne)	58	1977	1991	14
FFTF (Etats-Unis)	400	1980	1993	13
SUPERPHENIX (France)	3 000	1985	1997	12
JOYO (Japon)	50-75/100/140	1977		32
MONJU (Japon)	714	1994		15
BOR-60 (Russie)	55	1968		43
BN-600 (Russie)	1470	1980		31
FBTR (Inde)	40	1985		25
CEFR (Chine)	65	2010		1
BN-800 (Russie)	2100	En construction		
PFBR (Inde)	1250	En construction		
Total				404

l'expertise accumulée pendant les 36 années d'exploitation de Phénix, l'apport de la conception et la construction de Superphénix ainsi que les études associées au projet européen EFR (European Fast Reactor) sont très riches et sont pris en compte dès la phase de conception du démonstrateur technologique Astrid.

La conservation de cette connaissance, la réappropriation de la maîtrise industrielle et des capacités de R&D sont également un des objectifs du programme Astrid.

L'analyse technique détaillée de ce REX fait l'objet de documents spécifiques. Un bilan très synthétique permet de mettre en valeur les acquis et mérites intrinsèques de la filière RNR-Na :

- L'exploitation des RNR a montré l'excellente utilisation de la ressource en uranium et leur capacité à recycler le plutonium sans limitation du nombre de recyclages (multirecyclage). Contrairement à la grande majorité des réacteurs actuellement exploités ou en construction dans le monde, qui consomment moins de 1 % de l'uranium naturel pour en extraire l'énergie qu'il contient, les RNR ont la capacité de consommer théoriquement la quasi-totalité de la ressource, via un multirecyclage des combustibles usés successifs. Dans le cas de Phénix, 520 assemblages usés ont été retraités dans trois installations différentes, soit un peu plus de 26 tonnes de combustibles. Il a été extrait ainsi 4,4 tonnes de plutonium. Le taux de régénération⁴ a été confirmé et mesuré à 1,16. On a ensuite utilisé 3,3 tonnes de ce plutonium, pour fabriquer des assemblages neufs pour Phénix qui ont été utilisés en réacteur, dans une stratégie de multirecyclage ;
- Le concept intégré apparaît préférable à un concept à boucles dans la mesure où ce type d'architecture de type intégré permet, en particulier, une très bonne mise en route de la circulation naturelle du caloporteur et une élimination en pratique du risque de dénoyage du cœur ou de la perte des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle ;
- Le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique offrant des délais importants aux opérateurs pour intervenir en cas de perte de refroidissement ;
- La marge, en fonctionnement, vis-à-vis de la température d'ébullition du sodium est très grande, typiquement 300°C ;
- Le combustible oxyde est plus mature comparé au REX limité concernant les combustibles denses (carbure, nitrure et métal). En termes de performances, des records mondiaux ont été atteints, à Phénix, par des assemblages expérimentaux (Boitix 9 qui a cumulé 144 GWj/t en taux de combustion). Ces performances ont été atteintes, tout en maintenant à un niveau très faible le nombre de ruptures de gaine. Sur quelques 150 000 aiguilles combustibles irradiées à Phénix durant ses 36 années d'exploitation, il n'y a eu que 15 ruptures de gaine (aucune sur Superphénix), dont la moitié sur des aiguilles expérimentales irradiées au-delà des caractéristiques « standard » ;

- Le pilotage du réacteur se révèle aisé, du fait de l'absence de poisons consommables (pour compenser les excès de réactivité) contrairement aux REP, de l'absence d'effet d'empoisonnement par des produits de fission très absorbants neutroniquement tels que le xénon ou le samarium dans les REP, et des contre-réactions thermiques auto-stabilisantes ;
- Des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, basés sur deux types de sources froides, air et eau, ont démontré leur efficacité. Pour les réacteurs de 4^e génération, afin d'améliorer encore la sûreté de ces installations, on recherchera une plus grande diversification de ces systèmes que par le passé ;
- Le bilan environnemental est très positif et la dose collective aux travailleurs est très basse comparée à d'autres types de réacteurs (à Phénix, sur les 36 années de fonctionnement, la dose annuelle moyenne reçue par agent est de 0,05 mSv, à comparer à l'irradiation naturelle – hors médical et activités humaines) de 2,5 mSv/an.

Toutefois, ce REX permet également de dégager des difficultés ou des problématiques spécifiques aux RNR-Na.

2.2.2. DIFFICULTÉS OU PROBLÉMATIQUES SPÉCIFIQUES

2.2.2.1. CHOIX DES MATÉRIAUX

Plusieurs choix de matériaux se sont révélés inadaptés. Mentionnons la fissuration et la fuite du barillet⁵ de stockage du combustible de Superphénix en mars 1987 liées à l'utilisation de l'acier 15D3 (ferritique au molybdène). Cet acier choisi pour ses performances à haute température ne bénéficiait pas d'une expérience de suffisamment longue durée quant à son utilisation dans des réservoirs contenant du sodium liquide.

De même, employé extensivement à Phénix et PFR, l'acier 321 a montré une fissuration dans le temps en relation avec les contraintes résiduelles de soudage, en particulier, dans les zones chaudes et épaisses. Ce phénomène a eu pour conséquence, entre autres, le remplacement progressif sur Phénix de presque toutes les parties en acier 321, des réparations multiples et successives sur les générateurs de vapeur de PFR et une mise en surveillance de toutes les parties en acier 321 des réacteurs existants.

Ce retour d'expérience, permettant également de savoir quels matériaux se sont bien comportés dans la durée, est un acquis fondamental pour concevoir les différents circuits et composants des futurs RNR-Na. Ce REX sera complété dans les années à venir grâce au démantèlement des RNR aujourd'hui arrêtés dans le monde dont Phénix et Superphénix et au prélèvement de matériaux irradiés (composants, éléments de structure, matériaux de gainage, combustibles...) dont l'analyse permettra d'enrichir considérablement les bases de données. Le réacteur Phénix recèle certains matériaux qui ont atteint des records en termes de dose intégrée, et est, à ce titre, un véritable « trésor » à valoriser.

4 – Le taux de régénération est défini comme le rapport entre le nombre de noyaux fissiles produits sur le nombre de noyaux fissiles détruits par unité de temps.

5 – Composant dans lequel les combustibles usés sont temporairement stockés sous sodium pour les laisser refroidir.

2.2.2.2. FONCTION DE SÛRETÉ LIÉE À LA MAÎTRISE DE LA RÉACTIVITÉ DU CŒUR

En 1989 et 1990, quatre arrêts d'urgence du réacteur par baisse brutale de la réactivité du cœur se sont produits à Phénix (AURN : Arrêts d'urgence par réactivité négative). Même si l'origine exacte de ces incidents reste à établir de manière certaine, les investigations réalisées ont montré la sensibilité des RNR aux mouvements d'ensemble du cœur. Une attention toute particulière doit être prêtée à cette spécificité. Pour limiter les risques de compaction du cœur, des options à la conception des assemblages doivent être prises, telles que des renforcements, appelés plaquettes, à apposer aux tubes hexagonaux de chaque assemblage, pour empêcher tout rapprochement inapproprié entre eux.

De manière plus générale, un comportement naturel des cœurs de RNR, afin de les rendre plus résistants à toute perturbation, et à prévenir toute possibilité d'emballlement de la réaction en chaîne, est à rechercher et à favoriser.

2.2.2.3. MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

La manutention des assemblages dans un RNR-Na diffère fortement de ce que l'on connaît sur les réacteurs à eau. Tout d'abord, l'opacité du sodium impose de travailler « en aveugle » tant que les assemblages sont dans le réacteur ou dans le barillet en sodium. Des moyens de contrôle des mouvements et de vérification de l'absence d'obstacles ont été mis au point (« visualisation » par ultrasons notamment) pour pallier cet inconvénient. Ensuite, il faut débarrasser les assemblages du sodium qui peut y rester lié avant de pouvoir les entreposer sous eau. Ces opérations nécessitent des protections radiologiques et s'effectuent avec des moyens télé-opérés. Le REX a montré un allongement progressif des durées des campagnes de renouvellement du cœur, dû pour une part au vieillissement des matériels (pannes plus fréquentes), et pour une autre part, au durcissement des procédures de suivi des mouvements d'assemblages, imposant un plus grand nombre de contrôles et de points d'arrêt durant les opérations. Un effort de R&D est nécessaire pour améliorer les cadences de manutention et de lavage afin de préserver une disponibilité optimale du réacteur.

2.2.2.4. DISPONIBILITÉ ET MAÎTRISE DES RISQUES LIÉS À LA TECHNOLOGIE SODIUM

Le REX montre que les incidents liés à l'utilisation du sodium ont eu principalement des conséquences en termes de disponibilité des installations (indépendamment du contexte médiatique ou politique, comme dans le cas de Superphénix ou Monju, qui a parfois accru très lourdement les durées d'arrêt). Les exemples les plus frappants sont :

- à Superphénix, la pollution du sodium primaire (8 mois d'indisponibilité à cause d'un compresseur à membranes en néoprène défectueux) et la fuite d'argon sur un échangeur intermédiaire (7 mois d'indisponibilité à cause d'une fissure sur un tube de 22 mm de diamètre), la fuite du barillet (10 mois d'arrêt) ;
- l'entrée d'huile dans le circuit primaire de PFR (18 mois d'arrêt) ;

- la fuite de sodium à Monju en 1995 qui a conduit à l'arrêt de l'installation jusqu'en 2010 ;
- les incidents de manutention à FBTR et à Joyo (deux années d'indisponibilité dans le premier cas, probablement plus encore dans le second). Il est à noter que ces deux réacteurs ne disposent pas de systèmes de visualisation par ultrasons comme à Phénix, ce qui aurait permis d'éviter ces incidents.

Il faut également mentionner les fuites de sodium (en moyenne une par an et par réacteur en fonctionnement, tout en notant que la dernière fuite à BN-600 date de mai 1994), en général de petite quantité (de l'ordre du kilogramme), rapidement détectées et ne générant pas de feu d'ampleur notable, et les fuites de tubes de générateur de vapeur, entraînant une réaction sodium-eau de faible ampleur (cinq fuites à Phénix, une douzaine à BN-600, une quarantaine à PFR) ou plus violente (BN-350 en octobre 1973 et en février 1975, PFR en février 1987).

L'analyse des incidents liés au sodium a permis de conclure que la plupart d'entre eux n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté des réacteurs, même si certains ont mis en évidence des faiblesses dans la démonstration de sûreté antérieure. Dans un autre contexte, l'incendie de la centrale solaire d'Almeria a conduit à reprendre les hypothèses de base relatives à la nature des feux de sodium, élargissant de ce fait le retour d'expérience industriel de l'usage du sodium.

Le nombre d'événements est finalement assez réduit surtout pour des réacteurs à caractère prototypique. À ce titre, il est normal que le démarrage d'un réacteur, qui est le premier d'une série, nécessite une période de réglage et de validation des options technologiques. L'intégration, lors de la conception des futurs réacteurs, des nombreuses connaissances disponibles grâce au REX d'exploitation des projets antérieurs, permet d'espérer des taux de disponibilité qui se rapprochent de ceux des réacteurs à eau légère (REL) existants. Ainsi, par exemple, on peut noter que le réacteur BN-600, qui a bénéficié du REX accumulé en Russie grâce à l'exploitation de réacteurs prototypes et de BN-350, atteint des taux de disponibilité comparables (et dans certains cas même supérieurs) à ceux des réacteurs à eau russes. Ces taux sont similaires à ceux affichés par les REP français démarrés à la même époque (1980), tel que le réacteur Tricastin 1, puisque BN-600 présente sur la période s'étalant de 1982 à 2008 un taux de charge⁶ de près de 75 %.

Les durées d'arrêt se révèlent très importantes au regard du nombre d'événements. Au-delà des durées d'analyse, d'instruction et de réparation de l'incident proprement dit, ce sont surtout les vérifications de conformité des composants ou des structures, demandées par les autorités de sûreté nucléaire, qui induisent des durées d'immobilisation allongées. Ce constat souligne la nécessité d'une inspection en service et réparabilité performante, ce qui reste un défi compte tenu du caractère opaque et réactif du sodium.

6 – Le taux de charge, ou coefficient de production, est ici est le rapport de la production électrique brute à la puissance électrique nominale brute de l'installation multipliée par la durée d'exploitation considérée.

2.2.2.5. INSPECTION EN SERVICE ET RÉPARABILITÉ (ISIR)

En matière de maintenance et d'inspection, un REX important a été accumulé sur le réacteur Phénix, notamment lors du programme visant à l'extension de sa durée de vie. Plusieurs interventions significatives ont été réalisées sur le réacteur et ses principaux circuits. Les remplacements et les réparations des échangeurs intermédiaires, des pompes primaires et des modules des générateurs de vapeur, qui étaient prévus dans la conception du réacteur, ont été effectués à de nombreuses reprises et avec succès. Des portions importantes des circuits intermédiaires ont été réparées, avec changement du métal de base lorsqu'il s'est avéré que l'acier 321 n'était pas adapté aux conditions de fonctionnement des parties les plus chaudes. À cette occasion, une procédure originale et efficace a été mise au point pour le soudage des portions neuves sur les tuyauteries d'origine. Les structures internes supérieures du bloc réacteur, en particulier le bouchon couvercle cœur et le réseau des têtes d'assemblages combustibles, ont fait l'objet d'une inspection télévisuelle, grâce à des dispositifs optiques introduits dans le circuit primaire après vidange de la moitié du sodium (400 tonnes) sous un rayonnement de l'ordre de 100 Grays par heure. Cette inspection a permis de constater l'excellent état de ces structures après trente années de fonctionnement. Le contrôle par ultrasons de la virole conique, qui supporte le sommier et le cœur à l'intérieur de la cuve principale, a démontré l'absence de défaut dans cette structure fondamentale pour la sûreté du réacteur, notamment en cas de séisme. Ceci a été réalisé en utilisant la virole elle-même comme guide d'ondes, à partir de l'extérieur de la cuve principale et sur plus de trois mètres de distance, au cœur du sodium primaire maintenu à 155°C. Cette opération peut être qualifiée de « première mondiale ».

2.2.2.6. DÉMANTÈLEMENT

Le réacteur Superphénix et plusieurs RNR-Na expérimentaux sont en cours de démantèlement. Les principaux enseignements que l'on peut tirer des études et des opérations relatives aux déconstructions de ces réacteurs, en particulier en vue de la conception des futurs RNR-Na, sont les suivants :

- le déchargement complet du cœur est une opération longue, qui nécessite parfois des procédés ou des équipements qui n'étaient pas prévus en phase d'exploitation ;
- la vidange complète du sodium du réacteur est également une opération longue qui nécessite des interventions complexes ; on notera que, jusqu'à présent, le devenir du sodium varie d'une installation à l'autre (réutilisation directe ou indirecte, rejet d'un sel de sodium dans l'environnement fluviatile ou maritime, incorporation dans du béton) ;
- la présence potentielle de sodium sous forme de dépôts d'aérosols, par exemple dans les traversées de la fermeture supérieure des réacteurs, doit être prise en compte lors de la mise en eau du réacteur lorsque ce procédé est retenu pour apporter une protection biologique lors des opérations de démantèlement ;

- les pièges froids (ou équipements similaires) dans lesquels se concentrent au cours de la vie du réacteur des composés du sodium (oxydes, hydrures...) et des éléments radioactifs (produits d'activation, produits de fission s'il y a des gaines de combustible non étanches...) sont les équipements qui génèrent le plus de risques chimiques et radiologiques lors de leur démantèlement ;
- le traitement de l'alliage sodium-potassium (NaK) présente des risques chimiques qui nécessitent une parfaite maîtrise d'un procédé complexe ;
- le terme source radiologique est concentré dans quelques structures proches du cœur, en particulier en cas de présence de certains matériaux tels que les stellites qui s'activent très fortement sous flux neutronique (a contrario, l'activité des déchets nucléaires issus d'un RNR-Na est globalement moins élevée que ceux des autres types de réacteurs et une grande partie des déchets issus du démantèlement peuvent être évacués dans des filières conventionnelles) ;
- une attention particulière doit être apportée aux limites de rejets de tritium lors du démantèlement des composants ayant été au contact du sodium primaire.

De manière générale, la déconstruction des RNR-Na ne présente aucune impasse technique, ni difficulté majeure, et s'apparente au démantèlement des autres types de réacteurs ou d'installations nucléaires.

3.	LES DOMAINES D'AMÉLIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCÉES DE R&D ASSOCIÉES	19
3.1.	Sûreté du réacteur	19
3.1.1.	Prévention des accidents graves.....	19
3.1.1.1.	Cœur performant à sûreté améliorée.....	19
3.1.1.2.	Systèmes d'arrêt du réacteur.....	22
3.1.1.3.	Système d'évacuation de la puissance résiduelle.....	22
3.1.1.4.	Maintien de l'inventaire en sodium primaire	23
3.1.2.	Mitigation des accidents graves.....	23
3.1.3.	Risque sodium-eau : système de conversion d'énergie	25
3.1.3.1.	Système de conversion d'énergie par cycle de Brayton.....	25
3.1.3.2.	Système de conversion d'énergie par cycle de Rankine eau-vapeur.....	27
3.1.4.	Détection des fuites de sodium.....	28
3.2.	Disponibilité supérieure aux RNR-Na précédents et réduction des temps d'arrêt.....	28
3.2.1.	Instrumentation et Inspection, surveillance et réparabilité.....	28
3.2.2.	Manutention et lavage des assemblages.....	29

3.

LES DOMAINES D'AMÉLIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCÉES DE R&D ASSOCIÉES

L'analyse du retour d'expérience des RNR-Na a souligné les points difficiles restant à résoudre avant de pouvoir disposer d'un produit industriel conforme aux objectifs de la 4^e génération. Leur résolution sous-tend des innovations technologiques allant bien au-delà d'une démarche incrémentale par rapport à Superphénix et au projet EFR.

Le tableau suivant précise les axes de R&D et les orientations techniques retenues pour des recherches d'améliorations et d'innovations.

L'avancée des travaux relatifs à ces grands objectifs prioritaires d'innovation est présentée ci-après.

3.1. SÛRETÉ DU RÉACTEUR

3.1.1. PRÉVENTION DES ACCIDENTS GRAVES

3.1.1.1. CŒUR PERFORMANT À SÛRETÉ AMÉLIORÉE

En termes d'objectifs de sûreté, il est proposé d'atteindre, avec les RNR-Na de 4^e génération, un niveau de sûreté meilleur que par le passé et au moins équivalent aux réacteurs nucléaires qui seront mis en service au même moment. Les objectifs de sûreté pour les réacteurs en construction sont formalisés dans le document WENRA⁷ « Safety Objectives for New Nuclear Power Plants ».

En application de ces objectifs, la prévention du risque d'accident de fusion généralisée du cœur doit faire l'objet d'une attention toute particulière. Les systèmes de détection de dysfonctionnement et de protection du réacteur doivent donc atteindre un très haut niveau de fiabilité et de redondance, ce qui doit être démontré par une approche déterministe et probabiliste. Une approche complémentaire est de chercher à

7 – Western European Nuclear Regulators' Association.

TABLEAU 2 : AXES PRIORITAIRES DE R&D POUR LES RNR-Na

REX ANTÉRIEUR	Axes de R&D / Innovations techniques
Réactivité des cœurs Problématique du coefficient de vidange → Sûreté	■ Optimisation des cœurs pour améliorer le comportement naturel en transitoire anormal. Exploration de la voie des cœurs hétérogènes.
Réaction sodium-eau → Sûreté – Disponibilité	■ Générateurs de vapeur modulaires ■ Générateurs de vapeur inversés (sodium dans les tubes) ■ Système de conversion d'énergie à gaz au lieu de l'eau-vapeur
Réaction sodium-air → Sûreté	■ Innovation sur détection des fuites sodium ■ Études sur aérosols de sodium
Accidents graves → Sûreté	■ Cheminement du corium ■ Récupérateur du corium ■ Interaction du corium avec le sodium
Évacuation de la puissance résiduelle → Sûreté	■ Combinaison de systèmes éprouvés, diversification de la source froide ■ Évacuation de la puissance résiduelle par la cuve
ISIR → Sûreté – Disponibilité	■ Simplification du design de la chaudière ■ Nouvelles techniques : détection acoustique, mesures par lasers ■ Capteurs ultrasonores haute température ■ Chambre à fission haute température ■ Fibres optiques ■ Instrumentation pour mesure des débits sodium par assemblages ■ Robots porteurs pour inspection ou réparation ■ Visualisation sous sodium

favoriser un comportement naturel du cœur qui soit favorable à la prévention et à la mitigation des accidents graves. La robustesse de la démonstration de sûreté sera assurée par une approche combinée probabiliste et déterministe.

Les études de conception relatives au comportement naturel du cœur portent sur une analyse des situations accidentelles qui relèvent de deux grandes catégories : les accidents d'insertion de réactivité et les accidents de défaut de refroidissement du cœur.

1. Les accidents d'insertion de réactivité

Trois types d'apport de réactivité sont possibles :

- Par vidange du sodium du cœur, pour les cœurs classiques de grande taille qui présentent des coefficients de réactivité associés positifs⁸. Les séquences accidentelles associées sont le passage d'une bulle de gaz dans le cœur ou l'ébullition du sodium lors d'un accident de perte de refroidissement du cœur ;
- Par la 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. Une remontée intempestive, en l'absence de détection précoce, peut conduire à la dégradation du combustible dans certains assemblages, due à l'accroissement local de la puissance ;
- Par un mouvement de 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.

8 – Le sodium a un pouvoir de ralentissement des neutrons, sa disparition induit :

- Un effet en réactivité positif par un « durcissement » du spectre neutronique, les neutrons étant moins ralentis ;
- Un effet en réactivité négatif lié à l'augmentation des fuites de neutrons hors du cœur ;
- Les fuites de neutrons se réduisant avec l'augmentation de la taille du cœur, les effets en réactivité de vidange les plus positifs sont obtenus pour les grands cœurs de forte puissance.

2. 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, pouvant conduire à une dégradation du cœur après l'apparition de l'ébullition du sodium ;
- Locale, qui peut concerner un ou plusieurs assemblages, suite à une perte de refroidissement rapide de type rupture d'une liaison pompe-sommier (Liposo), ou bien à un bouchage d'assemblage induisant une fusion locale du combustible, pouvant conduire à un scénario redouté de propagation du phénomène de fusion jusqu'à une fusion généralisée du cœur.

Les travaux de R&D se sont appuyés sur le développement d'une méthodologie de conception de cœur, en particulier la démarche Cocons, pour Conception de cœurs naturellement sûrs. Cette méthodologie progressive d'amélioration s'appuie sur une analyse des coefficients de réactivité du cœur, qui jouent un rôle clé dans le comportement du réacteur, puis sur leur optimisation pour rendre le cœur plus résistant à une dégradation lors des situations accidentelles décrites ci-dessus. Des méthodes d'optimisation multicritères ont été développées ensuite pour tenir compte de la complexité et de la variété des séquences accidentelles.

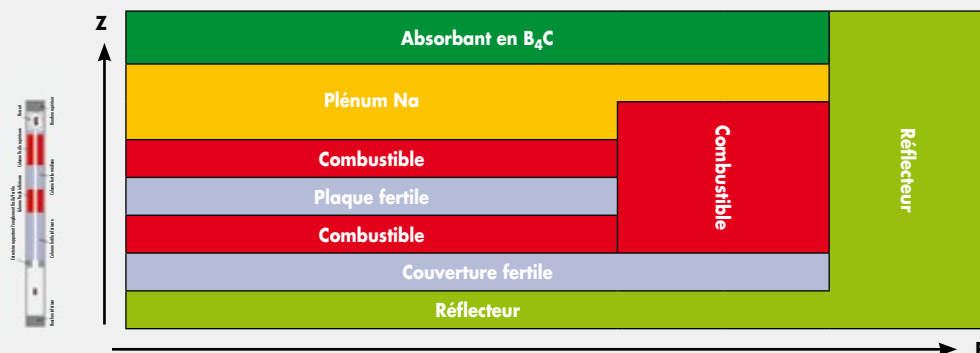
Ces études ont mis en évidence la nécessité de réduire en premier lieu l'effet en réactivité lié à la perte du sodium du cœur.

Sur la base de ces orientations, les acteurs de R&D ont défini un concept de cœur, tout à fait innovant, faisant l'objet d'un brevet commun CEA-EDF-Areva, appelé CFV pour cœur à faible effet de réactivité en cas de vidange du sodium, présentant des améliorations majeures par rapport aux concepts classiques. La principale caractéristique de ce concept est de présenter un effet en réactivité de vidange globale du sodium très faible voire négatif, y compris pour un réacteur de forte puissance.

Cette performance est rendue possible par :

- la réduction de la proportion de sodium dans le cœur via une diminution du diamètre du fil assurant l'espacement entre les aiguilles de combustible,

FIGURE 3.1 : SCHÉMA DE PRINCIPE DE L'AIGUILLE COMBUSTIBLE ET DU CŒUR CFV



■ l'adoption du concept, dit de plénum sodium, qui se matérialise sous la forme d'une cavité remplie de sodium en temps normal, placée au-dessus du faisceau d'aiguilles à l'intérieur des assemblages combustibles. Ce plénum, en situation vidangée suite à la perte partielle du sodium du cœur, 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 la disposition de cœur dit en « creuset » (différenciation entre les hauteurs des zones fissiles interne et externe). Une plaque d'absorbant est également disposée au-dessus du plénum sodium. Cette combinaison permet d'exacerber l'effet de fuite des neutrons du plénum (augmentation d'un facteur 3 par rapport à une configuration avec uniquement le plénum sodium) et permet de ce fait, de contrebalancer l'apport positif de réactivité dû à la vidange de la seule zone combustible. Ainsi, l'effet en réactivité lié à la vidange globale du sodium devient négatif. Il faut également rappeler que tous ces effets de contre-réaction commencent à intervenir avant l'ébullition du sodium, dès sa dilatation sous l'effet d'un échauffement.

L'aiguille combustible et la description en géométrie RZ du cœur CFV sont présentées sur la figure 3.1.

Ces caractéristiques permettent d'envisager un comportement plus favorable du cœur CFV lors des accidents non protégés de perte de refroidissement globale du cœur (perte totale des sources d'alimentation électrique). De plus, la faible perte de réactivité en cours de cycle, qui caractérise par ailleurs le cœur CFV, est favorable en cas de remontée intempestive de barres de commande.

Les autres séquences accidentelles (bouchage rapide d'assemblage, 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 renforcées pour limiter le compactage du cœur, suppression des sources d'engazement).

Pour maîtriser la spécificité du cœur CFV basée sur la combinaison d'options et d'effets multiples séparés, et afin de pouvoir certifier les incertitudes de calculs associées aux principaux paramètres neutroniques, un programme de physique expérimentale, appelé Genesis, a été défini. Une partie de ce programme, dédiée à des évaluations analytiques, est prévue d'être réalisée dans la maquette critique BFS en Russie, tandis que les essais de validation de l'impact de la combinaison de ces effets seront menés, à partir de 2017, dans la maquette critique Masurca implantée sur le centre CEA de Cadarache et en cours de rénovation. Compte tenu de l'aspect innovant de ce cœur, d'autres essais ou développement s'avéreront sans doute nécessaires et seront définis au fur et à mesure de l'avancement des études et de la R&D. Par exemple, les codes de simulation en accident grave nécessiteront des adaptations ou développements.

Le concept de cœur CFV nécessite un programme de R&D matériaux spécifique :

- la réduction du fil espaceur conduit à un réseau serré des aiguilles combustibles. Il est alors impératif que les matériaux des gaines présentent un faible gonflement dans les conditions d'exploitation d'un RNR-Na, et ce pour les objectifs de taux de combustion visés pour la filière commerciale. Le matériau de gainage de référence actuelle est un acier austénitique 15-15 Ti écroui de nuance AIM1, dernière nuance utilisée dans le réacteur Phénix, qui présente un comportement satisfaisant mais dont l'utilisation est limitée à environ 100 dpa (déplacement par atome). Un programme de R&D est en cours pour le développement d'une nuance appelée AIM2 compatible avec un objectif de 120 dpa. Pour la filière commerciale, le développement d'un matériau ferritique-martensitique renforcé par une nano-dispersion d'oxydes (acier ODS) est à l'étude. Les matériaux plus avancés à base de carbure de silicium (SiC-SiC) et dans une moindre mesure le vanadium sont également envisagés car ils offrent des marges supplémentaires en termes de tenue en température. Des travaux de R&D sont en cours pour statuer sur leurs faisabilités;
- un programme de caractérisation du comportement à haute température des matériaux du cœur (en particulier les matériaux du tube hexagonal en acier EM10), pour justifier du maintien de la géométrie du cœur pour des transitoires de type perte de refroidissement.

Ce programme de développement et de qualification s'appuie entre autres sur la valorisation d'irradiations réalisées dans Phénix, et sur un programme d'examens (non destructifs et destructifs) dans les différents laboratoires du CEA. En particulier, des assemblages de géométrie hétérogène avec des matériaux de gaine AIM1 et des tubes hexagonaux en EM10, appelés PAVIX, ont été irradiés pendant les derniers cycles de fonctionnement de Phénix, et devraient apporter une quantité d'informations très utiles pour la qualification des combustibles de type CFV.

À plus long terme, dans une démarche d'amélioration progressive, il apparaît que l'utilisation de combustible plus dense et plus froid que le combustible de référence oxyde offre des perspectives intéressantes. Le meilleur compromis est porté par les céramiques denses de type nitrure ou carbure. Elles présentent en effet les plus grandes marges à la fusion grâce à une bonne conductivité thermique et une température de fusion élevée. Leurs températures à cœur, relativement faibles, les favorisent pour les accidents de refroidissement. La céramique de type nitrure présente des caractéristiques similaires à celles du carbure, mais ses problèmes de dissociation à relativement faible température la pénalisent a priori vis-à-vis du carbure.

Concernant le combustible carbure, le retour d'expérience de l'Inde, qui a développé ce type de combustible, souligne les difficultés au niveau de sa fabrication à grande échelle (risque lié au caractère pyrophorique du carbure).

Des pays étrangers (USA, Corée du Sud, Inde) poursuivent l'étude et le développement de combustibles métalliques, essentiellement dans un objectif d'augmentation du potentiel de surgénération. De tels combustibles ont des avantages

(forte densité, bonne conductivité, moindres interactions avec le sodium) mais aussi des inconvénients significatifs (plus faible température de fusion, plus fort effet en réactivité de vide sodium...).

En conclusion, il apparaît intéressant, à côté de la poursuite du développement du combustible oxyde et de la veille sur les études menées à l'étranger (nitrure, métal), de maintenir un effort sur le long terme pour explorer les potentialités de cœurs à combustible carbure permettant d'aller plus loin encore en matière de comportement naturel favorable.

3.1.1.2. SYSTÈMES D'ARRÊT DU RÉACTEUR

Pour un RNR-Na, la fonction d'arrêt du réacteur est habituellement assurée par deux familles de barres de commande et d'arrêt, diversifiées et redondantes, dans la mesure où il n'existe pas de système fondé sur un poison soluble, comme l'injection de bore dans un REP. La diversification repose alors sur une conception et une construction différentes des mécanismes de barres de commande, un système de protection également diversifié depuis les données physiques et les capteurs jusqu'aux actionneurs et un croisement des deux types de mécanismes de barres et des deux types de système de protection pour conférer à la fonction d'arrêt automatique un haut degré de fiabilité.

Afin d'améliorer encore la fiabilité de la fonction d'arrêt et atteindre une quasi-élimination pratique des risques d'accidents non protégés, un troisième niveau d'arrêt intrinsèque, basé sur un principe de fonctionnement totalement différent des deux autres systèmes est recherché. Cette approche fait l'objet d'un programme de R&D avec un cahier des charges adapté aux objectifs assignés aux réacteurs de 4^e génération.

Un tel concept de troisième niveau d'arrêt très innovant, appelé Sepia (Sentinelle passive d'insertion d'anti-réactivité) a été conçu et a fait l'objet d'un dépôt de brevet. Intégrable

dans un assemblage combustible indépendant des barres, et en conséquence, insensible aux causes possibles qui pourraient rendre inopérants les autres systèmes d'arrêt classiques, son déclenchement est activé passivement par l'échauffement du sodium circulant dans l'assemblage, en cas de dépassement d'une valeur seuil.

La figure 3.2 montre un exemple de Sepia basé sur un dispositif de dilatation thermique différentielle, sachant que d'autres systèmes d'activation sont en cours d'études (« fusible thermique » par exemple).

Un tel système renforce la maîtrise, en toutes circonstances, de la capacité à arrêter la puissance neutronique qui est un impératif de premier ordre. Mais au-delà, et l'accident de Fukushima l'a mis en exergue, il est tout autant nécessaire d'assurer l'évacuation pérenne de la puissance résiduelle.

3.1.1.3. SYSTÈME D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE

Pour les futurs RNR-Na, l'objectif principal de R&D consiste à renforcer les solutions de conception permettant d'atteindre une démonstration robuste de l'élimination en pratique de la perte totale des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) sur une longue durée. Depuis 2007, une revisite des architectures a été faite, et a permis d'identifier des axes de travail prioritaires :

- Valorisation des caractéristiques intrinsèques du sodium (inertie thermique, marge à l'ébullition...) pour développer des conceptions favorisant l'amorçage et le maintien de la circulation naturelle. Cela s'appuie sur des cœurs avec une perte de charge réduite, des optimisations des composants dans la cuve principale. L'évaluation précise de l'atteinte de ces performances, dont la capacité a déjà été démontrée par des essais réels sur les réacteurs Phénix et Superphénix, repose sur les progrès de la simulation et les apports du calcul intensif, via par exemple la possibilité de réaliser des calculs tridimensionnels couplés à des calculs systèmes au niveau des échangeurs intermédiaires (cf. figure 3.3). Pour tirer profit de cette capacité à fonctionner en convection naturelle dans le circuit primaire avec un circuit hydraulique passant par l'échangeur intermédiaire, des études de faisabilité de conception d'un échangeur EPuR intégré dans un l'échangeur intermédiaire ont par exemple été réalisées.
- Développement de modèles d'évaluation probabiliste de sûreté, adaptés aux spécificités des RNR-Na, afin d'évaluer la robustesse des architectures par rapport aux objectifs, l'apport de diversification de sources froides, permettant à terme de contribuer à la démonstration de l'atteinte de ces objectifs.
- Recherche d'innovation dans la conception de systèmes EPuR permettant une réduction des risques associés aux modes communs identifiés, comme par exemple :
 - l'ensemble des échangeurs plongés dans la cuve principale peuvent être soumis à des chargements similaires,

FIGURE 3.2 : DISPOSITIF SEPIA

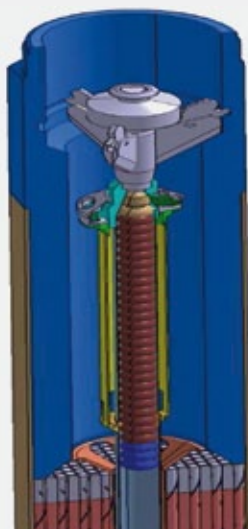
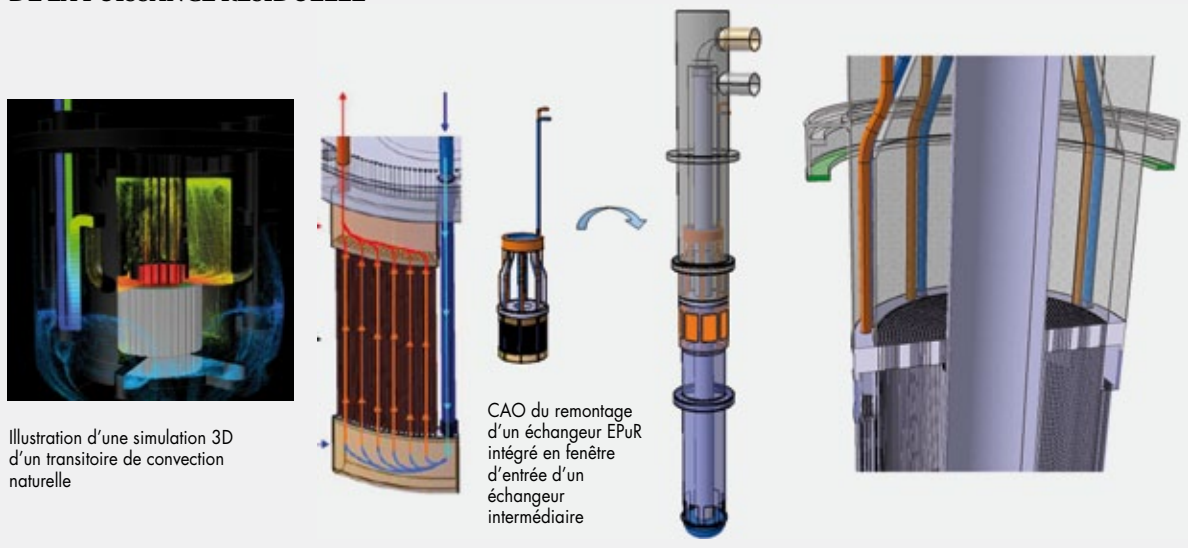


FIGURE 3.3 : LA SIMULATION AU SERVICE DE LA CONCEPTION D'UN SYSTÈME D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE



– la plupart des circuits sodium traversent la dalle du réacteur et sont potentiellement vulnérables à des chargements communs (feu de sodium par exemple).

Ainsi, des actions de développement de systèmes complémentaires favorisant l'extraction de la puissance résiduelle par les structures externes sont en cours, en cherchant à s'appuyer sur une meilleure compréhension de l'évolution des émissivités des matériaux de la cuve et le développement d'échangeurs dans l'espace inter-cuve, ou bien dans le puits de cuve. On étudie également la synergie potentielle de ces nouveaux systèmes avec les exigences sur les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle post-accidentelle en cas de sélection d'un récupérateur externe à la cuve principale. Enfin, et pour le cas où ces solutions s'avéreraient insuffisamment efficaces, d'autres voies d'ingénierie sont étudiées (protection et sectorisation des échangeurs sur la dalle...).

La mise en œuvre de ces solutions dans Astrid, comme on le verra au chapitre 6, a pour objectif d'éliminer en pratique le risque de perte complète et prolongée de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle.

3.1.1.4. MAINTIEN DE L'INVENTAIRE EN SODIUM PRIMAIRE

L'accident survenu à la centrale japonaise de Fukushima-Daïchi a montré l'importance de pouvoir garantir l'inventaire en fluide primaire en cas d'accident grave. Sur un RNR-Na de type intégré, la démarche consiste à assurer un très haut niveau de prévention, avec une cuve de sécurité recueillant le sodium en cas de fuite de la cuve principale, de telle sorte que le cœur reste noyé et puisse être refroidi. Cette approche a été complétée par une procédure visant à garantir la sûreté du réacteur si la cuve de sécurité venait à fuir elle aussi. Pour les futurs RNR-Na, cette démarche est intégrée dès la conception.

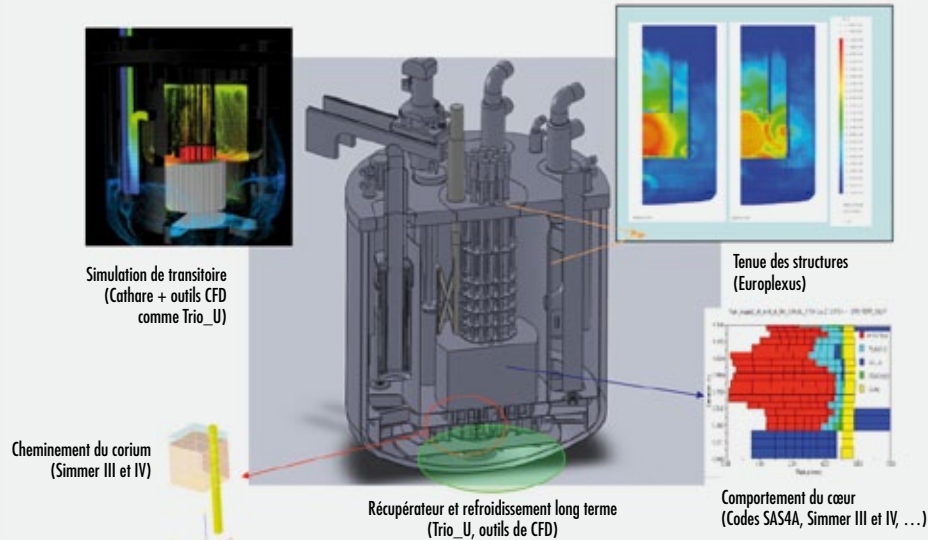
3.1.2. MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES

Au titre de la défense en profondeur, indépendamment du niveau de performances atteint en termes de prévention, et en cohérence avec les approches suivies pour les réacteurs de 3^e génération, il faut prendre en compte l'éventualité d'une fusion du cœur dès la phase de conception du réacteur.

L'ensemble des mesures et des dispositifs mis en œuvre pour limiter les conséquences d'une fusion généralisée du cœur est appelé « mitigation ». L'objectif de la mitigation pour les réacteurs de 4^e génération est de démontrer qu'aucun relâchement massif de radioactivité dans l'environnement n'est possible et que seules des contre-mesures limitées dans l'espace et dans le temps sont éventuellement nécessaires pour le public.

En cas de dégradation du cœur, l'objectif des études menées vise tout d'abord à analyser les différents scénarios d'accidents et à estimer les risques potentiels en termes de dégagement d'énergie mécanique et de terme source. Il convient ensuite de proposer et valider un ensemble de moyens de mitigation, permettant d'exclure les relâchements précoces ou importants de radioactivité dans l'environnement, de sorte que même en cas de survenance d'un accident grave, la mise en œuvre éventuelle de mesures de protection de la population soient limitées dans le temps et dans l'espace.

La prise en compte de cet objectif est intégrée dès la conception du cœur en adoptant des dispositions de conception qui permettent d'éviter l'aggravation de la situation. Dans ce contexte, la réduction du coefficient de réactivité en cas de vidange des cœurs envisagés (cœur CFV) est favorable dans la première phase de l'accident en limitant le potentiel d'énergie mécanique, et donc le risque de dégradation de l'enceinte de confinement primaire. Pour gérer le cœur fon-

FIGURE 3.4 : THÉMATIQUES ACCIDENTS GRAVES ET OUTILS DE MODÉLISATION ASSOCIÉS

du, il s'agit de maîtriser des recriticités éventuelles, avec deux axes principaux d'études :

- Pouvoir insérer de l'anti-réactivité dans le combustible fondu (via sa dilution ou bien l'apport d'absorbants neutroniques); concernant le CFV, la protection neutronique supérieure (PNS) contient de l'absorbant, et l'évaluation de son apport dans de telles situations dégradées est en cours.
- Pouvoir disperser le combustible fondu hors de la zone du cœur; le concept JSFR japonais proposé par JAEA s'appuie sur deux dispositifs :
 - un dispositif appelé Faidus pour éjecter une quantité de combustible fondue suffisante hors du cœur, afin de permettre le maintien d'un état sous-critique pendant la période nécessaire pour insérer des absorbants supplémentaires. Il faut noter que le combustible éjecté revient à terme dans la zone du cœur fondu;
 - un dispositif CRGT (Control Rod Guide Tube) pour éjecter le corium sous le cœur. L'adaptation du concept CRGT est en cours d'études pour un concept de type CFV dans un réacteur ayant une architecture intégrée.

Ces études d'évaluation du comportement du cœur et du confinement primaire s'appuient sur un effort constant de développement de la chaîne de calcul d'évaluation des conséquences d'une dégradation du cœur, de son adaptation aux options de conception étudiées, et à leur validation (cf. figure 3.4). En support à cette validation, le CEA a accès aux résultats du programme EAGLE mené par JAEA pour la validation du concept CRGT, et étudie la faisabilité d'un programme expérimental complémentaire pour valider les outils de simulation dans le cas du calcul de géométrie de cœur avec un faisceau resserré d'aiguilles (du type CFV).

Enfin, au titre des moyens de mitigation, la présence d'un récupérateur susceptible d'accueillir l'ensemble de l'inven-

taire de corium est prévue. Les principales exigences fonctionnelles assignées au récupérateur de corium sont :

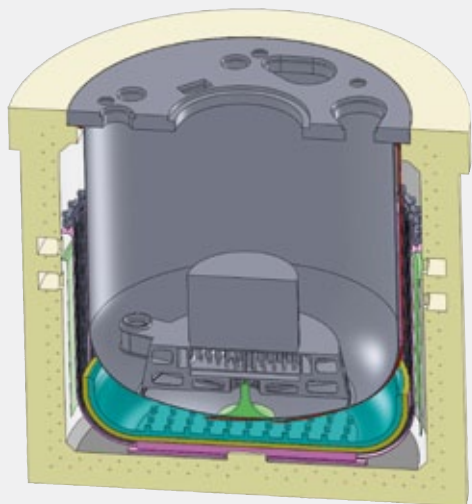
- Un confinement géographique du corium sans agression des barrières de confinement pour limiter les conséquences hors du site;
- Un maintien sous-critique du corium pour éviter un accident de recriticité;
- Un refroidissement à long terme du corium pour garantir le maintien du confinement et éviter sa montée en pression;
- Un maintien de la tenue mécanique à long terme du récupérateur et des structures associées;
- Une instrumentation fournissant l'information sur les caractéristiques du corium en situation post-accidentelle.

Enfin, la conception d'un récupérateur dépend des choix d'options pour le système d'évacuation de la puissance résiduelle et pour le confinement, ainsi que de la compréhension des cheminements possibles du corium.

Une analyse multicritère des différents scénarios d'accidents graves et du cheminement possible du corium a été engagée afin d'étudier la pertinence de trois différents types de récupérateurs, à la fois en termes de faisabilité de conception, de robustesse de la démonstration vis-à-vis des objectifs de sûreté et des exigences fonctionnelles précédentes :

- Un récupérateur interne, en cuve principale, qui permet de maintenir l'intégrité de la cuve principale, mais requiert de garantir la maîtrise des cheminements possibles du corium et le maintien des performances dans la durée pour un tel composant dans le circuit primaire;
- Un récupérateur inter-cuve, situé en partie basse de l'espace entre la cuve principale et la cuve de sécurité, qui garantit l'intégrité de la cuve de sécurité et permettrait de s'affranchir des contraintes liées au maintien des performances

FIGURE 3.5 : EXEMPLE DE RÉCUPÉRATEUR DE CORIUM INTER-CUVE



d'un composant dans le circuit primaire, mais qui reporte les contraintes de conception dans un espace réduit potentiellement en contradiction avec les exigences d'inspectabilité (cf. figure 3.5) ;

- Un récupérateur externe, au niveau du fond de puits de cuve, qui reporte les contraintes de conception sur l'aménagement du puits de cuve, en particulier pour le système d'évacuation de la puissance résiduelle sur le long terme, et l'étanchéité avec le bâtiment réacteur.

Etant donné l'exigence de maintien sous-critique sur le long terme du corium et la phénoménologie d'interaction entre le corium et le récupérateur, la possibilité d'ajouter une couche de matériaux sacrificiels (afin de lutter contre le risque d'abrasion des matériaux) associée à un absorbant neutronique est étudiée. L'évaluation des performances de ces matériaux, ainsi que de leur tenue dans le temps, fait l'objet d'un programme de R&D en cours qui contribuera au choix d'options pour le récupérateur.

3.1.3. RISQUE SODIUM-EAU : SYSTÈME DE CONVERSION D'ÉNERGIE

Deux approches ont été étudiées pour concevoir des systèmes de conversion d'énergie (SCE) innovants :

- Une approche totalement en rupture avec le passé, en supprimant l'utilisation de l'eau et en recourant à un système de conversion d'énergie par cycle de Brayton au gaz. Cette approche apporte donc une réponse simple et définitive à la réactivité du sodium vis-à-vis de l'eau, sans avoir à modifier les paramètres de fonctionnement du réacteur : les températures entrée et sortie cœur sont inchangées et la conception de la chaudière n'est impactée qu'au niveau des échangeurs sodium-gaz, qui remplacent les générateurs de vapeur, et des transitoires de fonctionnement ou accidentels (plus

faible inertie thermique, suppression des risques de réaction sodium-eau, ajout des problématiques spécifiques aux réservoirs et tuyauteries de gaz sous pression).

- Une approche s'appuyant toujours sur l'utilisation d'un cycle de Rankine eau-vapeur, mais avec l'objectif de réduire très fortement les probabilités d'occurrence d'une réaction sodium-eau, et d'en limiter drastiquement les conséquences potentielles (élimination pratique de conséquences sur la partie nucléaire de l'installation).

NB : les générateurs de vapeur sont le principal lieu où le risque de réaction sodium-eau existe dans un RNR-Na. Toutefois, quel que soit le SCE choisi, une approche de prévention de ce risque (en particulier quant à l'émission d'hydrogène et à sa réaction explosive avec l'oxygène de l'air) sera nécessaire dans plusieurs autres parties de l'installation : « lavage » des assemblages usés et des composants du réacteur, locaux dans lesquels sont présents des tuyauteries ou des capacités de sodium et dans lesquels de l'eau (intempéries, fuites...) peut également se trouver, en particulier à l'occasion d'opérations de maintenance ou de démantèlement.

3.1.3.1. SYSTÈME DE CONVERSION D'ÉNERGIE PAR CYCLE DE BRAYTON

Les études menées sur un système de conversion d'énergie (SCE) par cycle de Brayton au gaz visent à évaluer la faisabilité industrielle d'un tel système dans les conditions de température et pression considérées pour cette application, les performances (en termes de rendement entre autres), et sa compatibilité avec une chaudière nucléaire (impact sur la sûreté et la sécurité, et la radioprotection).

L'impact sur le rendement est très variable selon le choix du gaz. La sélection du CO₂ supercritique permettrait d'atteindre des performances importantes (rendement supérieur à 40 % du même niveau qu'un cycle eau/vapeur), et de réduire significativement l'emprise au sol du SCE. Mais ce cycle est très innovant, requiert des études pour permettre une stabilisation du point de fonctionnement, et n'a jamais été réalisé. Il existe également une interaction chimique entre le CO₂ et le sodium. L'utilisation de CO₂ supercritique est considérée par conséquent comme une option de long terme ; les études de développement se poursuivent dans un cadre de coopération international au sein du GIF.

Le choix pour le développement à court terme s'est porté sur un cycle azote à 180 bars (avec des températures de fonctionnement entre 330°C et 530°C). Ce système de conversion d'énergie bénéficie aujourd'hui de l'ensemble des études faites dans les années 2000 pour les projets de réacteurs nucléaires à caloporteur gaz de type HTR ou VHTR, dont notamment le projet Antares porté par Areva, ainsi que sur la connaissance des turbines à gaz classique. Le CEA estime donc pouvoir envisager ce type de cycle pour un RNR-Na, en mesurant qu'il s'agit là pour une turbine de 600 MWe d'une innovation industrielle majeure. Le rendement net de la centrale est évalué entre 37 et 38 %, ce qui reste supérieur à celui des réacteurs actuellement en fonctionnement. Il est également possible de concevoir un ensemble de turbines modulaires du même type de plus petite taille.

L'utilisation d'un SCE au gaz (qui élimine de facto le risque de réaction sodium-eau) ne permet pas de s'affranchir du circuit secondaire au sodium, dans la mesure où il faut maintenir une barrière vis-à-vis de toute source d'engagement et

de sollicitation en pression du circuit primaire, pour respecter les objectifs de sûreté associés au cœur.

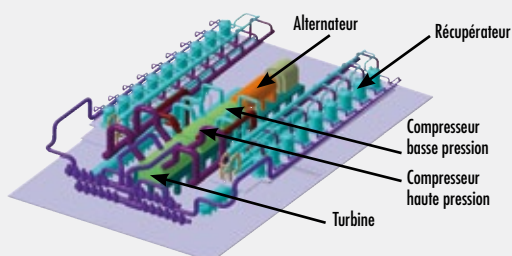
Les premières évaluations des conséquences sur le circuit primaire de transitoires, dont l'événement initiateur est situé au niveau du circuit tertiaire et impactant les circuits primaire et secondaire, indiquent que les conséquences de transitoires de perte de refroidissement tertiaire sont plus faibles dans le cas d'un SCE gaz, par rapport à un SCE eau-vapeur.

Des études préliminaires ont été réalisées sur le dimensionnement des turbomachines (turbine, compresseurs). Le design de la turbine reste particulièrement exigeant mais aucun verrou technologique n'est identifié. Un premier remontage d'architecture de ce système de conversion d'énergie au gaz pour Astrid a également été fait (cf. figure 3.6). Il ne montre pas d'impossibilité technologique quant à la conception de l'ensemble des composants, en notant toutefois le besoin de consolider la feuille de route permettant la mise en service d'un SCE gaz de taille importante (environ 600 MWe), puisqu'aucune installation similaire de puissance supérieure à quelques MWe n'a jamais été construite dans le monde. Ce convertisseur sera en lui-même un démonstrateur technologique.

En raison de leur caractère très novateur, les échangeurs sodium-gaz constituent le véritable défi technologique du système de conversion d'énergie au gaz et sont de ce fait le composant critique du système. Une technologie d'échangeur de type compact (voir figure 3.7) constitue une voie prometteuse en termes de performances techniques, économiques et de sûreté, mais des études restent à réaliser sur la qualification du procédé d'assemblage et sur les moyens de contrôle en fabrication et de suivi en exploitation.

Une voie de repli est étudiée en parallèle avec une technologie d'échangeur plus classique de type calandre et tubes, qui simplifierait grandement la fabricabilité et l'inspectabilité du composant, au détriment toutefois d'une compacité thermique plus faible (moins bons échanges thermiques), impactant directement le nombre et la taille des échangeurs ainsi que l'installation générale.

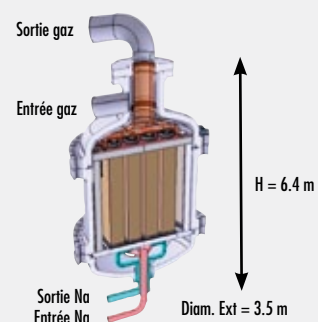
FIGURE 3.6 : EXEMPLE DE REMONTAGE D'UN CIRCUIT TERTIAIRE D'UN SCE AZOTE



La phase de conception pour ce type d'échangeur compact non standard pour un réacteur passe par la connaissance d'un certain nombre de paramètres, notamment une connaissance des corrélations d'échange et de frottement aptes à décrire correctement les géométries d'échange des échangeurs compacts étudiés, à savoir les échangeurs compacts à micro canaux (PCHE : Printed Circuit Heat Exchanger) ou à plaques et ailettes (PFHE : Plates Fins Heat Exchanger). Ces caractéristiques influent directement sur la taille des composants et sur les données d'entrée pour l'analyse thermomécanique. Une boucle expérimentale, appelée DIADÉMO-NA, est en cours de mise en exploitation au centre CEA de Cadarache pour acquérir des données d'échanges thermiques pour valider les études de dimensionnement. De plus, l'acquisition de données matériaux validées pour l'analyse thermomécanique, et la validation du procédé d'assemblage qui a un rôle majeur sur la tenue thermomécanique du composant, sont des axes importants du programme de R&D actuel.

Au stade actuel des études, menées en partenariat avec Alstom et Areva, aucun point rédhibitoire de faisabilité n'a été identifié, tout en mesurant les défis technologiques sur l'échangeur sodium-gaz ainsi que sur la turbine. Aucune installation de production d'énergie en cycle de Brayton à gaz fermé n'a, à ce jour, été industriellement exploitée, si ce n'est quelques installations de faible puissance en Suisse et en Allemagne avec des rendements faibles (~30 %), la plus importante étant l'installation de 50 MWe d'Oberhausen exploitée en Allemagne dans les années 80. Si les perspectives sont confirmées, un démonstrateur technologique du même niveau de puissance sera nécessaire, avant d'envisager une application nucléaire.

FIGURE 3.7 : PROPOSITION DE CONCEPTION DE L'ÉCHANGEUR Na/GAZ COMPACT ET MODULAIRE



3.1.3.2. SYSTÈME DE CONVERSION D'ÉNERGIE PAR CYCLE DE RANKINE EAU-VAPEUR

Pour un SCE eau-vapeur, les objectifs de conception sont :

- de réduire le risque de réaction sodium-eau (RSE) par la robustesse des concepts vis-à-vis des défaillances des parois entre le sodium et l'eau, et de leur cinétique d'évolution,
- de limiter les conséquences en diminuant le terme source par la mise en œuvre de systèmes de détection précoce et par la limitation des chargements sur les structures,
- de réduire les coûts par la simplification du concept et du tracé des tuyauteries et par la maîtrise des procédés de fabrication.

Les études associées à la minimisation du risque de RSE s'appuient sur différentes options technologiques et matériaux associés selon les trois axes suivants (cf. figure 3.8) :

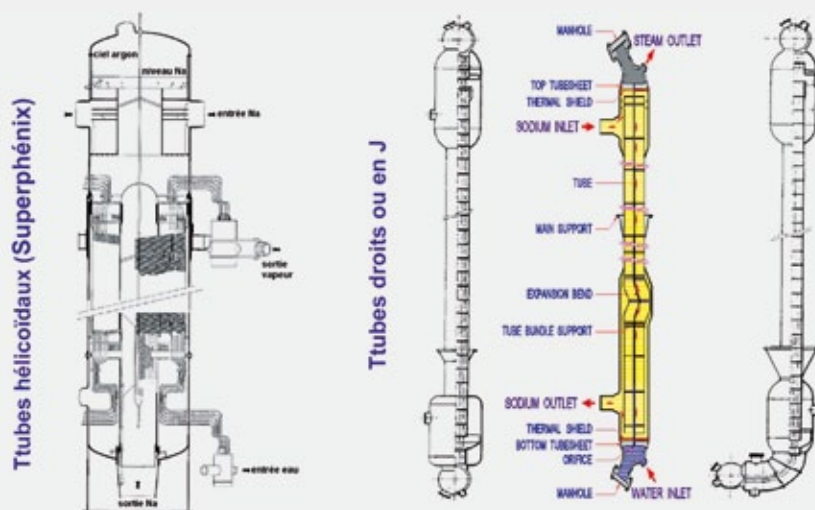
- Comparaison des performances des différentes familles de générateurs de vapeur (GV) étudiées :
 - GV en hélice, option mature avec le retour d'expérience de Superphénix, et un matériau A800 bien connu, mais qu'il reste nécessaire d'améliorer, notamment vis-à-vis de l'inspectabilité en service, de la fabricabilité, de la maîtrise des conséquences en cas de réaction sodium-eau ;
 - GV à tubes droits avec un matériau à faible coefficient de dilatation de type 9Cr pour les tubes et des variantes pour gérer les dilatations (soufflet ou lyres) qui présente une simplification de conception, mais pour lesquels le comportement du 9Cr est en cours d'évaluation en cas de réaction sodium eau et nécessite de compléter la base de données expérimentales associées aux matériaux. Des essais sont en cours avec les partenaires japonais et indiens ;
 - GV inversé (le sodium circule à l'intérieur des tubes, l'eau à l'extérieur), dont l'un des principaux intérêts est de pouvoir limiter les effets d'une éventuelle réaction so-

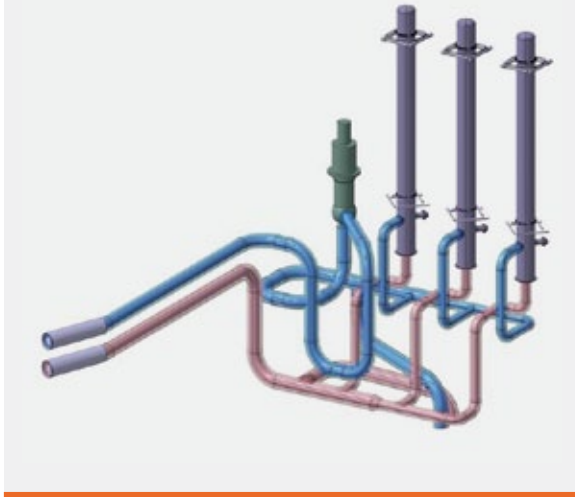
dium-eau à un seul tube, sans propagation aux autres tubes. Mais la maturité moindre requiert un développement technologique important ainsi que la recherche de solutions innovantes pour l'inspection des tubes.

- Amélioration des modèles et codes de calcul, et intégration des données relatives aux nouveaux matériaux (9Cr) et options nouvelles de conception prenant en compte des phénoménologies différentes (notamment concernant l'option de GV inversé) ;
- Amélioration des performances des systèmes de détection d'une réaction sodium-eau, dans l'objectif de s'assurer que la fuite initiale puisse être détectée avant le percement des tubes voisins par un effet d'érosion-corrosion locale (appelé phénomène de « wastage ») ou de gonflement-éclatement :
 - Evaluation de performances de sondes électrochimiques, dont le principe consiste en la différence de concentration d'hydrogène entre le sodium liquide et un électrolyte de référence qui génère un signal électrique. Des tests sur des prototypes fournis par l'Indira Gandhi Centre for Atomic Research indien (IGCAR) ont été réalisés en 2008 et 2009 sur Phénix et sont prometteurs.
 - Evaluation des performances de techniques de détection acoustique, l'une dite passive qui s'appuie sur la détection du bruit généré par les oscillations résonnantes des bulles de gaz, l'autre dite active qui analyse l'atténuation acoustique due à la présence d'une phase gazeuse au sein du liquide.
 - Amélioration du traitement du signal.

Vis-à-vis de la limitation des conséquences, l'objectif est de limiter les pertes d'intégrité de l'enveloppe du GV, du circuit secondaire et de l'échangeur intermédiaire, afin de contribuer à rendre robuste la démonstration de sûreté. Une option de conception évaluée est le GV modulaire, pour lequel l'ob-

FIGURE 3.8 : DIFFÉRENTES TECHNOLOGIES DE GÉNÉRATEUR DE VAPEUR



**FIGURE 3.9 : EXEMPLE DE REMONTAGE
D'UN GV MODULAIRE**

jectif est de vérifier le maintien de l'intégrité des enveloppes des composantes du circuit secondaire en cas de rupture de tous les tubes.

La figure 3.9 montre un exemple de GV modulaire constitué de 3 modules intégré dans un circuit secondaire avec son réservoir de décharge du sodium et la pompe de circulation du circuit secondaire.

3.1.4. DÉTECTION DES FUITES DE SODIUM

Hormis la surveillance du cœur au primaire, l'une des applications pour laquelle des améliorations sont attendues est la détection de fuites, tant vis-à-vis de la sûreté (risque de feu sodium) que vis-à-vis de la disponibilité (fiabilisation du système de détection). Par rapport aux techniques utilisées par le passé, le CEA et ses partenaires explorent plusieurs techniques innovantes avec l'objectif d'améliorer fortement le délai de détection d'une fuite de sodium et sa localisation. Citons par exemple les techniques à base de fibres optiques, de détection intégrée au calorifuge (brevet CEA d'un calorifuge multicouches détecteur de fuites de sodium, calorifuge décalé...), de laser (Laser Induced Breakdown Spectroscopy). En phase d'AVP2, ces technologies seront comparées pour sélectionner les plus performantes, notamment sur la base d'expérimentations en cours sur des installations du CEA.

3.2. DISPONIBILITÉ SUPÉRIEURE AUX RNR-Na PRÉCÉDENTS ET RÉDUCTION DES TEMPS D'ARRÊT

En termes de disponibilité, l'objectif de la filière de 4^e génération est d'avoir un coefficient de disponibilité du niveau des standards d'une centrale de production, soit typiquement de

l'ordre de 90 %. Cet objectif ambitieux pour des RNR-Na nécessite des progrès significatifs sur les techniques d'inspection en service, tant du circuit primaire que des échangeurs ou générateurs de vapeur, sur les possibilités de remplacement rapide des composants primaires et sur la mise au point d'une chaîne de manutention du combustible performante.

Les objectifs associés à ce domaine d'innovation portent principalement sur :

- L'amélioration des performances de l'instrumentation pour la détection et la localisation des fuites de sodium ;
- L'inspection en service et la réparabilité ;
- La réduction des durées d'arrêt pour rechargement du combustible, ce qui passe par une amélioration de la conception des systèmes de manutention. L'amélioration des cadences de manutention des assemblages, qui doit se faire sous sodium jusqu'à un réservoir d'entreposage intermédiaire afin d'intégrer en particulier les combustibles porteurs d'actinides mineurs (plus chauds que les assemblages standards), la fiabilité des technologies proposées, la détection préventive des défaillances seront les critères de choix ;
- La réduction des durées d'arrêt pour remplacement ou extraction de composants (pour inspection, maintenance décennale, réparation, etc.).

3.2.1. INSTRUMENTATION ET INSPECTION, SURVEILLANCE ET RÉPARABILITÉ

Pour des raisons de sûreté, le CEA a fait le choix en début de projet d'un concept de type intégré. Cette option a des avantages (minimisation et simplification des structures et du confinement à inspecter) et des inconvénients (dimensions plus importantes, zones d'accès encombrées) vis-à-vis de l'inspectabilité des structures. L'inspectabilité des composants en sodium est difficile à cause de l'opacité de celui-ci et de la nécessité de le garder à une température suffisante pour qu'il soit liquide (au minimum 150°C) et isolé de l'air. Phénix et Superphénix avaient axé la prévention de la défaillance des structures importantes pour la sûreté sur une grande marge de dimensionnement et une qualité de réalisation rigoureuse, les capacités d'inspection en service ayant été développées en cours de projet ou d'exploitation pour les zones dont la défaillance était susceptible d'avoir des conséquences pour la sûreté du réacteur (ligne de supportage du cœur en particulier).

L'objectif en ce domaine est, au-delà des principes utilisés dans les projets antérieurs, de s'appuyer sur le REX du projet « durée de vie Phénix » et de prendre en compte dès la conception l'inspection des structures internes au bloc réacteur en prévoyant les accès et les adaptations des structures facilitant la mise en œuvre des technologies existantes ou en cours de développement. Ces technologies d'inspection pourront, selon les cas, être opérées soit à partir de l'extérieur, soit par l'intérieur du réacteur. Elles mettront principalement en œuvre des méthodes optiques ou ultrasonores. Le choix sera fait en lien avec la conception du circuit primaire. L'amplitude et la fréquence de ces contrôles seront

FIGURE 3.10 : MAQUETTE DE TEST DE CAPTEURS TUSHT



définies de façon à respecter les objectifs de sûreté mais aussi l'objectif de démonstration de la disponibilité du réacteur. Pour l'ensemble des architectures étudiées, l'inspectabilité des structures en sodium sera l'un des critères majeurs de choix.

On s'attachera également à rendre réparable (ou remplaçable de manière exceptionnelle) le plus grand nombre possible de structures du réacteur (bouchon couvercle cœur en particulier et les composants pour lesquels il n'est pas acquis à ce jour que l'on puisse démontrer une durée de vie de 60 ans).

Pour les futurs RNR-Na, il est attendu des progrès significatifs en termes de capacité d'inspection et de réparabilité, même si le retour d'expérience des opérations réalisées à Phénix et Superphénix est déjà riche en enseignements et résultats, dont il faudra tenir compte dès la conception des futurs réacteurs.

Depuis 2007, le programme de R&D couvre ainsi un large spectre allant du dessin du réacteur, pour que les structures internes soient accessibles au développement d'instrumentation (capteurs, traitement du signal...) dans des conditions de fonctionnement variées (états d'arrêt, états en puissance, comportement sous flux neutronique...), jusqu'au développement de porteurs efficaces dans un environnement sodium à des températures d'environ 200°C, et des outils de réparabilité (soudage...) dans cet environnement.

Sans être exhaustif, on peut citer quelques exemples de résultats concernant par exemple les progrès réalisés dans le domaine de l'inspection :

- Des capteurs ultrasonores à haute température (TUSHT) ont été fabriqués et testés sous environnement sodium dans une maquette pour évaluer l'impact des structures internes de la cuve primaire sur la qualité des mesures (cf. figure 3.10).
- Concernant les développements en robotique, des adaptations de porteurs pour opérer dans les conditions d'environnement compatibles avec ceux d'un RNR-Na sont en cours et seront testées dans les boucles d'essais en sodium de la plateforme Papyrus (cf. § 8.2.). En termes de réparabilité, des résultats prometteurs ont été obtenus, tant pour le nettoyage par laser que pour le soudage par laser (cf. figure 3.11).

FIGURE 3.11 : NETTOYAGE LASER PUIS SOUDAGE SUR TÔLE MOUILLÉE EN SODIUM



3.2.2. MANUTENTION ET LAVAGE DES ASSEMBLAGES

La manutention des assemblages constitue un enjeu important car elle conditionne en grande partie la durée des périodes d'arrêt pour rechargement ou réarrangement du cœur et donc le taux de disponibilité du réacteur. Le choix des options de conception est guidé par la recherche du meilleur compromis entre les performances en termes de cadences, de sûreté, d'impact sur la compacité de la chaudière et le coût des systèmes.

Les principes généraux :

La chaîne de manutention des combustibles permet d'acheminer et de gérer le combustible au sein de l'îlot nucléaire, depuis son entrée dans l'installation nucléaire jusqu'à sa sortie après son séjour en réacteur.

On peut distinguer trois types de manutention du combustible (cf. figure 3.12) :

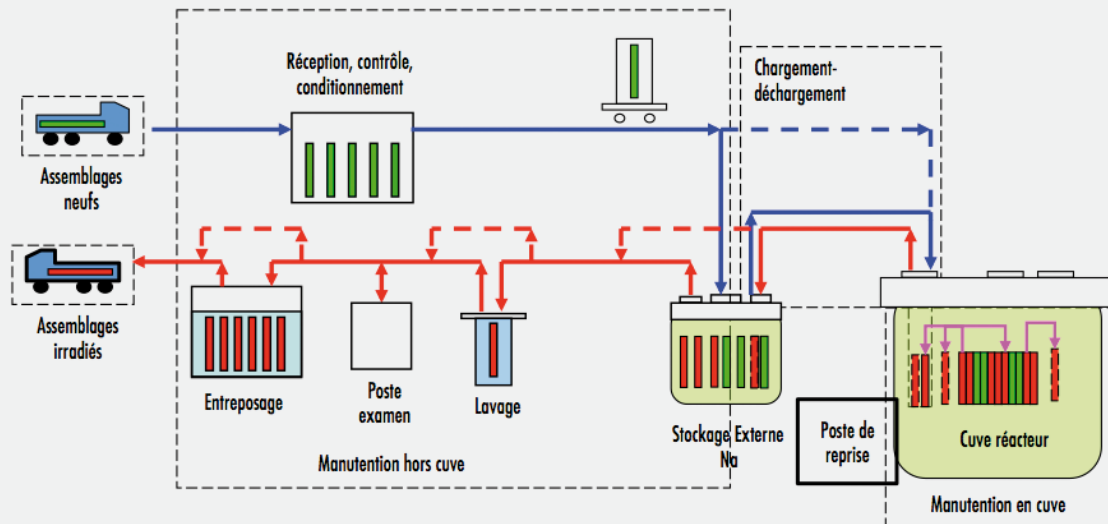
1. La manutention en cuve des assemblages du réacteur. Les principales opérations à réaliser par la manutention en cuve sont :

- la mise en cœur des assemblages neufs à partir d'un poste de reprise en cuve,
- l'extraction des assemblages irradiés du réseau vers un poste de reprise en cuve,
- le réarrangement du cœur, avec éventuellement un positionnement en stockage interne.

2. Le système de chargement/déchargement, qui concerne les opérations d'introduction des assemblages neufs en cuve jusqu'au poste de reprise après leur conditionnement, et d'extraction des assemblages usés de la cuve à partir du poste de reprise jusqu'au poste de traitement suivant.

3. La manutention hors cuve, qui englobe l'ensemble des opérations effectuées sur les assemblages en dehors de la cuve du réacteur, c'est-à-dire :

- la réception, le contrôle et le conditionnement des assemblages neufs avant leur introduction en cuve du réacteur ;
- le déplacement des assemblages irradiés après leur extraction de la cuve entre les différents postes de la chaîne de manutention ;

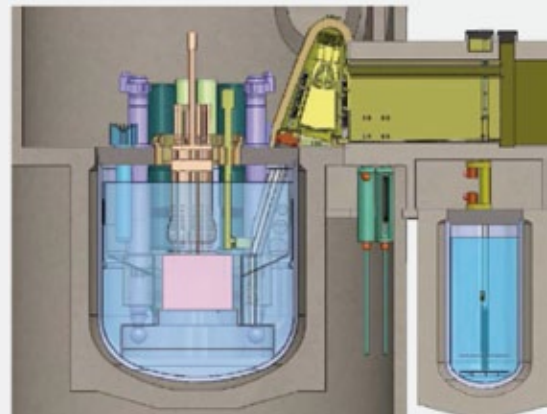
FIGURE 3.12 : SCHÉMA DE PRINCIPE DE LA CHAÎNE DE MANUTENTION DES COMBUSTIBLES

- l'entreposage éventuel dans un stockage externe avant le lavage des assemblages irradiés;
- les opérations de contrôle et de lavage des assemblages irradiés;
- l'entreposage éventuel des assemblages avant départ pour leur retraitement.

Des recherches d'innovations ont été menées depuis 2007 pour développer des moyens permettant une augmentation significative des cadences, ainsi que la manutention d'assemblages chargés en actinides mineurs. La figure 3.13 montre un exemple de remontage d'une voie dite « mixte » constituée d'un système de manutention primaire de type rampe en sodium associé à un système d'échange entre un assemblage neuf et un assemblage irradié pour accroître les cadences, combiné avec un couloir en gaz pour accéder au stockage externe.

L'un des chemins critiques, d'un point de vue de la disponibilité dans la manutention secondaire, est le procédé de lavage (jusqu'à ce jour par atomisation d'eau sous gaz carbonique), qui doit permettre de traiter des assemblages ayant une puissance résiduelle jusqu'à 7,5 kW. Le retour d'expérience de Phénix et Superphénix a montré des pistes d'améliorations en termes d'exploitation, de vitesse de traitement et de robustesse du procédé.

Des procédés innovants de lavage, visant à accroître les vitesses d'immersion par l'ajout d'un sel minéral dans la solution aqueuse pour modérer la cinétique de la réaction sodium-eau, ont été testés et ont montré un potentiel prometteur. De plus, un tel procédé est relativement proche du procédé couramment utilisé et devrait requérir en conséquence peu de modifications dans la conception des puits de lavage.

**FIGURE 3.13 : SCHÉMA PRÉSENTANT
LE SYSTÈME DE MANUTENTION
ET DE LAVAGE DES ASSEMBLAGES**

4. LE CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SÛRETÉ D'ASTRID 33

4.1.	Le cahier des charges d'Astrid	33
4.2.	Objectifs généraux de sûreté	33
4.3.	Orientations générales de sûreté	34
4.4.	Orientations de sûreté à la conception	34
4.5.	Prise en compte des agressions internes et externes	35
4.6.	Orientations prises pour assurer les fonctions de sûreté	35
4.6.1.	Fonction « maîtrise de la réactivité »	35
4.6.2.	Fonction « maîtrise du refroidissement »	36
4.6.3.	Fonction « maîtrise du confinement radiologique »	36
4.7.	Orientations vis-à-vis des accidents graves	36

4.

LE CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SÛRETÉ D'ASTRID

4.1. LE CAHIER DES CHARGES D'ASTRID

Les principaux objectifs du cahier des charges d'Astrid sont résumés ci-après. Les exigences qui en découlent sont précisées dans le chapitre 5.

Astrid a pour objectif essentiel de préparer le déploiement industriel de RNR-Na de 4^e génération. Compte tenu de l'acquis des RNR-Na exploités par le passé, Astrid doit donc démontrer à l'échelle industrielle le bien-fondé, en les qualifiant, des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés, notamment la sûreté et l'opérabilité. L'échéance du déploiement industriel n'est pas arrêtée et dépendra de facteurs non connus à ce jour (les ressources, le coût de l'énergie, la vigueur de la lutte contre le réchauffement climatique, l'intérêt de l'opinion publique, le contexte politique...). Il serait donc logique d'avoir accumulé, a minima, une dizaine d'années d'exploitation d'Astrid avant ce déploiement industriel, de manière, d'une part, à profiter d'un retour d'expérience suffisant et, d'autre part, à bénéficier des compétences industrielles et de R&D mobilisées pour Astrid, pour la réalisation des centrales industrielles ultérieures.

Les caractéristiques d'Astrid devront donc pouvoir être extrapolées aux futurs RNR-Na industriels de 4^e génération de plus forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté. La taille des futures centrales industrielles n'est pas encore déterminée, mais le projet a retenu la valeur maximale de 1 500 MW_e pour les études d'extrapolation.

La conception d'Astrid aura une certaine flexibilité pour pouvoir tester pendant sa durée de vie des options plus innovantes qui n'auront pas été implémentées dans la conception initiale.

Le niveau de sûreté à atteindre pour Astrid devra être équivalent à celui des centrales qui seront mises en service au même moment, c'est-à-dire dans la décennie 2020. Ce référentiel correspond aux meilleurs standards de sûreté connus actuellement. Il découle de celui des REP actuels de 3^e génération, formalisé dans les recommandations de l'association WENRA, et des exigences de sûreté suite à l'accident de Fukushima.

En termes de disponibilité, l'objectif de la filière de 4^e génération est d'avoir un coefficient de disponibilité d'une centrale de production, typiquement supérieur à 90 %, ce qui conduit à allouer 5 % pour les arrêts programmés et à se donner comme objectif de conception une fiabilité de conception telle que les arrêts fortuits et les prolongations d'arrêts programmés représentent eux aussi 5 % du temps au maximum. En raison de son caractère prototypique, Astrid visera un taux de disponibilité de 80 %, déduction faite des programmes expérimentaux.

Dans une approche d'une utilisation durable de l'énergie nucléaire, Astrid vise à être isogénérateur sans couvertures fertiles radiales. Ceci confère au concept une certaine flexibilité (sous-génération, isogénération ou surgénération) pour s'adapter aux différents besoins des futures centrales à neutrons rapides.

De même, à terme, lorsque ce type de centrale occupera une place prépondérante dans le parc de production d'électricité, elles devront pouvoir faire du suivi de réseau. Cette exigence n'est pas prise en compte dans l'avant-projet d'Astrid compte tenu de sa puissance et de son caractère de démonstrateur technologique. Cependant, cette exigence de la filière sera prise en compte dans les tests d'extrapolabilité qui accompagneront les choix des options de conception d'Astrid, afin que ce type de réacteurs puisse répondre dans sa phase de déploiement industriel aux besoins des gestionnaires de réseaux.

Les centrales du futur devront être dimensionnées pour 60 ans. Pour Astrid, l'objectif est le même, cependant il ne sera peut-être pas possible de garantir ce dimensionnement dès le démarrage du réacteur avec les données actuelles ; on prévoit donc de garantir un dimensionnement à 40 ans, avec possibilité d'extension de durée de vie sur la base de la R&D à venir, des expertises de matériaux Phénix, et des données qui seront recueillies pendant l'exploitation d'Astrid.

Enfin, l'aspect économique n'est pas à oublier : Astrid devra permettre une évaluation du coût prévisionnel d'investissement et d'exploitation permettant de s'assurer d'une compétitivité prévisionnelle pour l'investisseur des centrales de série, dans une vision globale d'un parc comportant à la fois des réacteurs de 3^e et 4^e générations avec un objectif d'optimisation économique globale de production d'électricité et de cycle fermé complet pour les combustibles nucléaires, au regard des prévisions sur le coût des autres sources d'énergie (réacteur à eau + coût de l'uranium + coût de gestion du combustible usé, fossile + traitement du CO₂, énergies renouvelables...).

4.2. OBJECTIFS GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ

L'objectif de ce paragraphe est de présenter les premières orientations de sûreté qui servent à définir, dès la phase d'avant-projet d'Astrid, les études d'options de conception et les analyses de sûreté associées.

Les objectifs généraux de sûreté sont définis par rapport aux différentes catégories de situations incidentelles et accidentelles, auxquelles peut être soumise l'installation en respec-

tant le principe fondamental de la sûreté nucléaire : une situation doit être d'autant moins plausible que ses conséquences potentielles sont élevées.

Le Document d'orientations de sûreté (DOs) soumis à l'ASN en juin 2012 détaille ces objectifs.

Dans la discrétisation du risque, les situations anciennement identifiées comme « hors dimensionnement » doivent être prises en compte pour Astrid. Pour ce faire, les règles d'études, les orientations de conception et les objectifs associés à ces situations ont été précisés. En particulier, trois domaines supplémentaires ont été identifiés au-delà des catégories de fonctionnement :

- Dans le domaine des « situations de prévention » (SP), où par hypothèse de nombreux équipements sont défaillants, on veillera à favoriser la prévention par un comportement naturel du cœur avantageux dans ces situations, et à vérifier l'absence d'effet falaise⁹ par rapport aux situations de « dimensionnement » ;
- Dans le domaine des « situations de mitigation » (SM), la situation de fusion du cœur est postulée et prise en compte. Des dispositifs sont dimensionnés et mis en œuvre afin de respecter l'objectif de ne prendre que des mesures de protection des populations limitées en termes de durée et d'étendue, sans rejet précoce ou important ;
- Dans le domaine des « situations pratiquement éliminées » (SPE), un objectif de démonstration du caractère très improbable de telles situations a été fixé, basé sur la mise en place de dispositions spécifiques et la justification par des études appropriées, ou basé sur le « physiquement impossible ».

4.3. ORIENTATIONS GÉNÉRALES DE SÛRETÉ

Les orientations générales de sûreté retenues pour Astrid préfigurant, autant que cela puisse être possible, celles de la future filière RNR-Na sont :

- Une plus grande indépendance des niveaux de la défense en profondeur que ce qui prévalait dans la conception des RNR-Na antérieurs ;
- Une amélioration de la prévention des accidents graves qui, au-delà de l'action des systèmes de sûreté (approche classique), favorise le comportement naturel de l'installation, pris en compte dès la conception, dans l'hypothèse de défaillance des systèmes de sûreté ;
- La prise en compte, en plus des mesures de prévention, des accidents de fusion généralisée du cœur pour la conception et le dimensionnement de dispositions de mitigation des conséquences potentielles ;

9 – Effet falaise : altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.

- Le traitement du risque de toxicité chimique en plus du risque radiologique ;
- L'intégration du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, y compris la notion de « noyau dur », en tenant compte des particularités du RNR-Na ;
- La prise en compte des actes de malveillance, en particulier dans la conception des dispositions de sûreté.

4.4. ORIENTATIONS DE SÛRETÉ À LA CONCEPTION

La déclinaison au projet Astrid des orientations de sûreté à la conception repose sur :

- les principes généraux de sûreté universellement appliqués : principe des barrières et systèmes associés, principe de défense en profondeur. Dans l'application de ce principe, il convient de s'assurer par conception d'une indépendance suffisante des différents niveaux. En particulier, il convient de prendre en compte, dès la conception, l'accident de fusion généralisée du cœur, au titre du quatrième niveau de la défense en profondeur, accident postulé malgré le niveau important de prévention obtenu par conception ;
- des principes techniques de sûreté qui découlent des progrès réalisés au fil du temps dans le domaine du nucléaire (critère de défaillance unique, règles de cumuls d'événements, méthode des lignes de défense, etc.) ;
- la prise en compte du retour d'expérience de la conception et de l'exploitation des précédents RNR-Na comme notamment les besoins d'inspection en service ;
- des orientations de conception spécifiques afin de renforcer la robustesse de la démonstration de sûreté.

On cite ci-dessous de façon non exhaustive les orientations de conception que se fixe le projet, en complément des principes fondamentaux :

- Conception du cœur. L'objectif est de minimiser le risque de recriticité dans le cadre de la prise en compte des situations de fusion du cœur (d'origine locale et globale). Malgré tout, ce risque est pris en compte dans les études d'accidents graves, au titre de la défense en profondeur. L'objectif est alors de réduire l'énergie mécanique dégagée et susceptible de solliciter le confinement ;
- Conception de la chaudière. L'objectif est d'éliminer pratiquement la perte totale et prolongée de la fonction « évacuation de la puissance résiduelle ». S'agissant ici des moyens de refroidissement à l'arrêt, les améliorations envisagées permettent :
 - d'introduire davantage de « diversification géographique » pour faire face aux risques de défaillance de mode commun non couverts par l'actuelle « diversification matérielle » et « diversification fonctionnelle » ;
 - de prendre en compte l'éventuel endommagement des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle lors d'un

scénario d'accident grave, pour garantir le refroidissement post-accident grave (par exemple, moyen de refroidissement du récupérateur).

- Conception de l'installation/utilisation du sodium. Le risque chimique associé à l'utilisation du sodium est examiné sous deux angles :
 - en tant qu'agression de l'îlot nucléaire vis-à-vis du risque radiologique (ex : agression de barrières),
 - en tant qu'événement pouvant avoir des conséquences directes (ex : rejet d'aérosols toxiques dans l'environnement provoqué par un feu de sodium).

Par rapport aux précédents RNR, les principaux objectifs sont :

- de mieux maîtriser les risques de fuites sodium ; par exemple,
 - renforcer l'application des principes de conception et de construction : exploiter le REX et qualifier les matériaux qui seront utilisés, limiter les soudures et les contraintes par conception, s'assurer d'un niveau de réalisation de grande qualité,
 - améliorer les moyens de détection et d'inspection,
 - intégrer le principe de « détection de fuite avant rupture » aux études de conception des circuits et des moyens de détection,
- de concilier les mesures de confinement radiologique et les barrières et autres dispositions vis-à-vis des risques sodium. Les risques sodium pouvant être source d'agression vis-à-vis des dispositions de sûreté radiologique, les risques chimique et radiologique devront être séparés au maximum.

Dès le stade de la préconception, la même attention est portée à la sûreté du réacteur dans les états d'arrêt qu'à celle du réacteur en puissance et à la sûreté de l'ensemble de l'installation qu'à celle du réacteur.

Une attention particulière est accordée aux chutes de charge notamment en cours de manutention, et particulièrement dans la zone au-dessus de la dalle.

Les matériels importants pour la sûreté seront inspectables. Vis-à-vis des matériels nécessaires au maintien en état d'arrêt sûr, des dispositions complémentaires sont prises suivant le degré d'accessibilité, de réparabilité et le délai nécessaire pour réparation (ISIR).

Dans le même ordre d'idées, la possibilité de décharger le cœur dans un délai raisonnable, compatible avec la démonstration de sûreté, et dans des situations dégradées, est une orientation retenue.

Pour les initiateurs les plus fréquents, après avoir vérifié la suffisance des moyens de détection-protection, on recherche par conception un comportement naturel de l'installation suffisamment favorable pour prévenir un accident grave malgré l'hypothèse, très pessimiste de défaillance des systèmes normaux d'arrêt.

Par conception, les moyens de mitigation relatifs au confinement et au refroidissement du corium ne devront pas être impactés significativement par les effets mécaniques de l'accident grave.

4.5. PRISE EN COMPTE DES AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES

Cas général : les agressions ont toujours constitué des cas de charge dimensionnant sur les RNR-Na, en particulier le séisme et les interactions entre le sodium et l'eau ou l'air. Des orientations supplémentaires sont retenues pour Astrid concernant :

- La combinaison de l'agression avec les événements potentiellement concomitants (i.e. autres agressions internes ou externes, incidents, accidents).
- Les considérations vis-à-vis d'agressions de niveau supérieur à celui retenu pour le dimensionnement.
- Le renforcement de l'application du principe de défense en profondeur vis-à-vis des agressions internes.

Cas particulier du séisme : une orientation importante vis-à-vis du séisme est de considérer pour l'analyse relative à certains équipements (noyau dur post Fukushima), des niveaux sismiques supérieurs à ceux retenus pour le dimensionnement général de l'installation. Parmi ces systèmes se trouvent en particulier certaines parties des systèmes d'arrêt et des systèmes de refroidissement. Un poste d'arrêt automatique sur détection sismique est prévu.

Cas particulier de la chute d'avion : une des orientations de conception vis-à-vis de la chute d'avion consiste à dimensionner les équipements contribuant à la prévention de l'accident grave aux effets directs et induits de la chute d'avion. Cet initiateur ne conduit pas à la fusion généralisée du cœur.

Cas particulier de la malveillance : l'étude des actes de malveillance est prise en compte dès la conception d'Astrid, conformément à législation (voir § 5.3).

4.6. ORIENTATIONS PRISES POUR ASSURER LES FONCTIONS DE SÛRETÉ

4.6.1. FONCTION « MAÎTRISE DE LA RÉACTIVITÉ »

Parmi les orientations de conception vis-à-vis de la maîtrise de la réactivité, la mise en place de postes d'arrêt automatique sur variations anormales de la réactivité est prévue.

Pour les transitoires d'arrêt et les états d'arrêt, la maîtrise de la réactivité repose principalement sur le respect d'une liste de critères d'anti-réactivité définis vis-à-vis des :

- Erreurs simples de manutention,
- Conditions de démarrage,
- Besoins éventuels en cinétique d'arrêt pour les transitoires rapides,
- Actions automatiques de passage en état d'arrêt sûr,
- Cas de vide sodium ou vidange en configuration barres chutées,

- Cas de compaction (ou ébranlement avec mouvement de gerbage suivi d'une compaction) du cœur y compris avec ruptures de gaines,
- Risques de propagation d'une dégradation locale du cœur (fusion locale).

Par rapport aux réacteurs antérieurs, les points suivants sont particulièrement étudiés sur Astrid :

- Des dispositions complémentaires éventuelles sont envisagées pour assurer l'arrêt du réacteur en cas de défaillance totale des deux systèmes d'arrêt automatique. Ces dispositions sont envisagées dans le cas où la conception du cœur ne permettrait pas d'étouffer neutroniquement le cœur par le biais de ses effets en réactivité de contre-réaction thermique propres. Elles visent également à assurer, éventuellement par le biais d'actions de l'opérateur, un maintien à long terme du réacteur dans un état sûr ;
- En cas d'accident grave, un des objectifs principaux lié à la maîtrise de la réactivité est d'écarter le risque d'accident énergétique susceptible de mettre à mal le confinement et les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle. L'orientation de conception est notamment de minimiser les risques de recriticité ;
- Sont éliminées pratiquement les situations d'insertion très rapide de réactivité pouvant mettre en défaut l'action des systèmes d'arrêt automatique, le comportement naturel du cœur et des éventuels dispositifs complémentaires, ainsi que les dispositions de mitigation de l'accident grave. Il s'agit par exemple des situations suivantes : passage d'une bulle de gaz dans le cœur suffisamment importante, effondrement du supportage du cœur, compaction rapide du cœur.

4.6.2. FONCTION « MAÎTRISE DU REFROIDISSEMENT »

Pour le projet Astrid, les orientations principales prises pour assurer cette fonction sont les suivantes :

- Evacuer la puissance résiduelle du réacteur, y compris dans les configurations avec perte des débits forcés ;
- Garantir la parfaite disponibilité des composants importants pour la sûreté, notamment lorsque le réacteur est en puissance ;
- Prévenir l'excès de refroidissement en particulier au niveau des échangeurs des circuits de refroidissement à l'arrêt ;
- Evacuer la puissance résiduelle présente sur la chaîne de manutention (jusqu'au stockage externe du combustible usé) ;
- Assurer le refroidissement du cœur et des structures du réacteur, y compris en cas de fuite de la cuve principale ;
- Refroidir le cœur en présence d'un bouchage local postulé. Ce type de fonction peut avoir une influence sur le choix de la procédure d'arrêt automatique ;
- Garantir un refroidissement pérenne en situation post-accident grave. L'objectif est d'assurer le bon cheminement des parties fondues vers le récupérateur et de les refroidir.

L'objectif est notamment d'éliminer pratiquement par conception les situations de perte complète et prolongée de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle.

4.6.3. FONCTION « MAÎTRISE DU CONFINEMENT RADIOLOGIQUE »

L'orientation principale concernant la fonction confinement est de limiter au maximum tout rejet radioactif, pour toutes les conditions de fonctionnement et pour toutes les situations hypothétiques dont les conséquences sont prises en compte. En tout état de cause, ces rejets devront être tels que :

- En dehors des situations de fusion généralisée du cœur (SM), des mesures hors site (confinement, évacuation des populations) ne seront pas requises ;
- en cas d'accident de fusion généralisée du cœur (SM), seules des mesures de protection des populations limitées en termes d'étendue et de durée seront admises.

Pour la partie réacteur d'Astrid, plusieurs options de conception du confinement sont à l'étude. Les orientations générales sont les suivantes :

- confiner les produits radioactifs, y compris les gaz relâchés par les soupapes de protection du réacteur ;
- porter une attention particulière aux risques de by-pass du confinement ;
- protéger les dispositions de confinement vis-à-vis des agressions externes (ex. chute d'avion) ;
- prendre en compte à la fois le risque radiologique et les risques sodium.

Ces orientations seront étendues et adaptées aux autres termes source de l'installation, en particulier vis-à-vis de la manutention et de l'entreposage des éléments combustible.

4.7. ORIENTATIONS VIS-À-VIS DES ACCIDENTS GRAVES

Les grandes orientations vis-à-vis des accidents graves peuvent être déclinées ainsi :

- Prendre en compte l'accident grave et ses conséquences à travers la conception et le dimensionnement de l'installation, et ce, malgré un haut niveau de prévention ;
- Démontrer qu'aucune séquence accidentelle crédible, issue des initiateurs identifiés, ne conduit à une situation de fusion généralisée du cœur ;
- Définir et étudier, au titre du 4^e niveau de la défense en profondeur, la fusion généralisée du cœur, à partir de situations représentatives des différentes familles d'événements, pour confirmer le caractère faiblement énergétique de l'accident grave ;
- Concevoir et dimensionner les dispositions de mitigation de façon découplée par rapport aux études d'accident grave de façon à dégager des marges de sécurité significatives, sous l'aspect chargement mécanique.

5. LES EXIGENCES À RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID 39

5.1.	Exigences de nature stratégique	39
5.1.1.	Puissance d'Astrid	39
5.1.2.	Le potentiel de démonstration de la transmutation d'Astrid	39
5.1.3.	Le potentiel expérimental d'Astrid	41
5.1.4.	Résistance à la prolifération	41
5.2.	Exigences en matière de sûreté	42
5.2.1.	Prévention et mitigation des accidents graves	42
5.2.2.	Evacuation de la puissance résiduelle	42
5.2.3.	Présence d'un récupérateur de cœur fondu	42
5.2.4.	Inspectabilité des structures	42
5.2.5.	Risques liés au sodium	42
5.3.	Exigences en matière de sécurité	43
5.4.	Exigences en matière d'exploitation	43

5.

LES EXIGENCES À RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID

5.1. EXIGENCES DE NATURE STRATÉGIQUE

5.1.1. PUISSANCE D'ASTRID

Astrid a pour objectif essentiel de préparer le déploiement industriel de RNR-Na de 4^e génération. Compte tenu de l'acquis des RNR-Na exploités par le passé, Astrid doit donc démontrer à l'échelle industrielle le bien fondé, en les qualifiant, des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés, notamment en sûreté et opérabilité.

Les caractéristiques d'Astrid devront donc pouvoir être extrapolées aux futurs RNR-Na industriels de 4^e génération de plus forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté. La taille des futures centrales industrielles n'est pas encore déterminée, mais le projet a retenu la valeur de 1500 MW électriques pour les études d'extrapolation.

Le choix de la puissance est un compromis entre la représentativité d'Astrid vis-à-vis des futures centrales commerciales et son caractère de démonstrateur technologique qui doit lui donner une certaine souplesse. Les coûts d'investissement et d'exploitation sont également à prendre en compte.

En ce qui concerne le cœur, la validation des options impose une puissance du démonstrateur technologique supérieure à 400 MWé.

L'analyse économique apporte des éléments décisionnels relatifs à la rentabilité du projet : avec des hypothèses raisonnables sur le prix de vente de l'électricité et sur le taux de disponibilité d'un démonstrateur technologique, les frais d'exploitation sont couverts à partir d'une puissance de l'ordre de 400 MWé. Retenir une puissance plus élevée fournit une possibilité au démonstrateur technologique d'avoir un « business plan » plus robuste, le résultat d'exploitation permettant de rembourser un emprunt ou bien de financer des programmes expérimentaux.

Ces éléments conduisent à retenir une puissance de 1500 MW thermiques pour le réacteur, soit une puissance électrique de l'ordre de 600 MWé. Dans les phases ultérieures de conception du projet, une analyse de sensibilité autour de cette puissance sera menée en tenant compte d'une analyse économique plus fine, et de la prise en compte d'éventuels effets de seuil, vis-à-vis de certains choix de conception, notamment en ce qui concerne la démonstration de sûreté.

5.1.2. LE POTENTIEL DE DÉMONSTRATION DE LA TRANSMUTATION D'ASTRID

La loi du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et des déchets radioactifs demande « de disposer, en 2012, d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières [séparation et transmutation des éléments radioactifs à vie longue] et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020 ». Astrid doit poursuivre, à l'échelle industrielle, la démonstration de la capacité à recycler le plutonium et l'uranium des combustibles usés, et étudier la possibilité de transmuter des actinides mineurs en vue de diminuer la quantité des déchets nucléaires.

Cette démonstration peut être réalisée de manière progressive avec l'introduction d'actinides mineurs dans le cœur à différentes échelles pouvant aller de la capsule expérimentale comprenant une ou plusieurs aiguilles à l'assemblage complet, voire à un groupement d'assemblages.

Actuellement, les scénarios de démonstration proposés sont déclinés sur les 2 modes de transmutation, homogène dans le combustible standard et hétérogène en couvertures chargées d'actinides mineurs (CCAM) (cf. tome 2). Les scénarios les plus ambitieux conduisent à une démonstration à terme d'équilibre production-consommation en actinides mineurs. Appliqué à l'américium seul, l'équilibre production-consommation se traduit par l'irradiation d'une couronne complète de cibles hétérogènes CCAM ou par le chargement dans tout le cœur d'Astrid de quelques % d'américium pour le mode homogène.

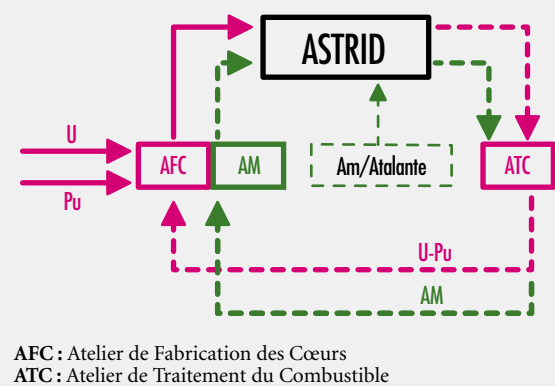
Pour les combustibles ou cibles de transmutation d'actinides mineurs, le comportement sous irradiation se révèle être différent de celui des combustibles standards en raison principalement :

- de l'incidence des actinides mineurs sur les propriétés physiques du matériau (conductivité thermique, point de fusion, potentiel d'oxygène...);
- des processus associés à la transmutation des actinides mineurs (en particulier la forte production d'hélium pour l'américium);
- des conditions particulières d'irradiation, ce qui est plus particulièrement vrai pour les zones de couvertures radiales pour les CCAM¹⁰, où les gradients de flux neutronique sont importants et la puissance linéique faible.

La démarche générale de qualification couvre à la fois le matériau fissile, l'élément combustible (aiguille avec gaine, colonne fissile et structures internes) et l'assemblage complet (structure externe, faisceau d'aiguilles avec fil espaceur).

¹⁰ – Couvertures chargées en américium.

FIGURE 5.1 : CYCLE DE MATIÈRE POUR ASTRID



Cette démarche se déroule en plusieurs phases qui vont de la conception à la qualification du produit dans son environnement industriel, en passant par une validation analytique et une qualification d'un prototype en réacteur en conditions représentatives. Ces différentes phases se déclinent par la réalisation d'expériences d'irradiation à diverses échelles.

Compte tenu du niveau de connaissances atteint (cf. tome 2), le rôle d'Astrid pourrait être, en considérant en priorité l'américium, puis éventuellement le neptunium (le curium ayant des impacts trop importants sur la conception du réacteur et posant des questions très difficiles à résoudre pour la fabrication et le transport des combustibles) :

- En mode homogène, d'accueillir des irradiations d'aiguilles en capsule pour un taux de combustion et une puissance linéique représentatifs des conditions d'irradiation standard visées et avec un procédé de fabrication stabilisé. La qualification du procédé se ferait via l'irradiation d'un ou plusieurs assemblages avec de l'américium représentatif de l'isotopie des combustibles usés ;

- En mode hétérogène, la qualification de prototypes (aiguilles, faisceaux d'aiguilles) dans les conditions d'irradiation prévues dans Astrid ; la qualification du procédé passera par l'irradiation d'un ou plusieurs assemblages dans les conditions du cycle des matières d'Astrid (cf. figure 5.1).

En fonction de la disponibilité des installations du cycle et des délais nécessaires aux examens des prototypes et des produits industriels dans les labos chauds, les différentes étapes pour la démonstration de la transmutation dans Astrid pourraient se décliner selon le planning de la figure 5.2.

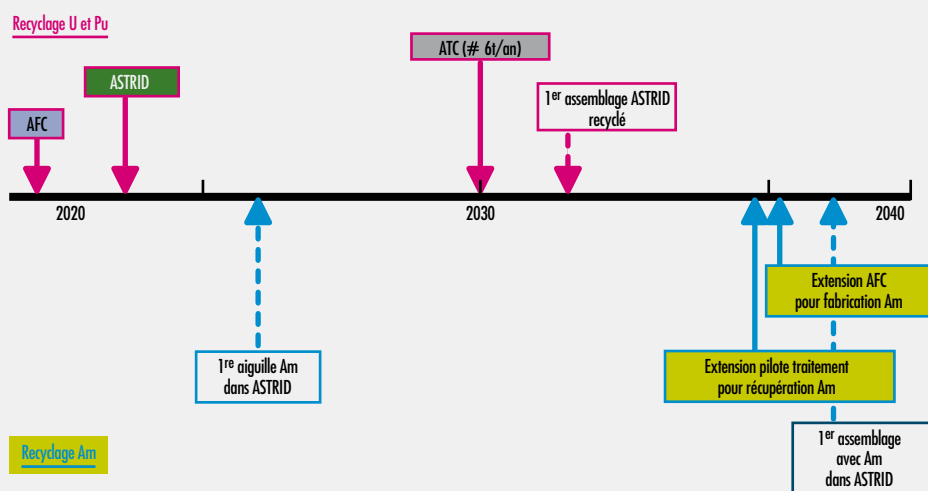
Afin de déterminer la capacité de transmutation des actinides mineurs dans Astrid, une analyse préliminaire des effets de seuil vus du réacteur a été effectuée. Par effet de seuil, on entend les valeurs limites de teneur en actinides mineurs (AM) dans le cœur (tant en mode homogène, qu'en mode hétérogène) au-delà desquelles on serait amené à modifier significativement le dimensionnement du cœur et sa démonstration de sûreté. Cette analyse est basée sur l'étude de l'impact lié à l'introduction d'AM en mode homogène dans tout le cœur et en mode hétérogène sous forme de cibles placées dans toute la couronne périphérique au cœur, sur les performances et la sûreté du réacteur Astrid, sur le dimensionnement des moyens de stockage, des systèmes de manutention, et des emballages de transport des assemblages.

L'étude paramétrique sur les teneurs initiales en actinides mineurs (1 % à 5 % en mode homogène ; 10 % à 20 % en mode hétérogène) a permis de déterminer ces valeurs seuils limites en AM pour les deux modes de transmutation. L'américium, principal contributeur à la thermique et à la radio-toxicité des colis de verre après la décroissance des produits de fission, a été traité en priorité.

Plus précisément, les critères d'acceptabilité de l'étude paramétrique ont porté sur :

- L'influence sur les coefficients de sûreté du cœur ;

FIGURE 5.2 : LES ÉTAPES DE DÉMONSTRATION DE LA TRANSMUTATION DANS ASTRID



- La puissance des assemblages et cibles neufs vis-à-vis des valeurs limites pour leur transport;
- Les délais de refroidissement nécessaires afin que les puissances résiduelles des assemblages et cibles, après irradiation, soient compatibles avec les limites imposées pour leurs manutentions en cuve, leurs entreposages, leurs lavages et leurs transports;
- L'impact sur la radioprotection et le classement des zones radiologiques associées aux opérations de manutention.

Au bilan, les valeurs limites en actinides mineurs permettant de respecter les critères fixés pour le combustible standard, donc sans impact significatif sur le dimensionnement d'Astrid sont :

- Pour l'Am seul, une teneur de l'ordre de 2 % en homogène et de 10 % en hétérogène;
- Le Np ne pose pas de difficultés et peut se substituer à une partie de l'Am;
- Le Cm présente des impacts significatifs sur la manutention de l'assemblage neuf et n'est pas retenu pour les scénarios de démonstration dans Astrid.

Avec ces teneurs limites, un bilan équilibré entre production et consommation de l'Am voire du Np et de la masse globale d'actinides mineurs au niveau du cœur d'Astrid peut être atteint.

5.1.3. LE POTENTIEL EXPÉRIMENTAL D'ASTRID

Suite à l'arrêt de Phénix, il n'y a plus de réacteur d'irradiation à spectre de neutrons rapides en Europe. Astrid permettra de combler ce déficit et offrira la possibilité de réaliser des irradiations expérimentales en spectre de neutrons rapides, sans toutefois offrir la même flexibilité qu'un « Material Testing Reactor ».

Ce potentiel d'irradiation doit être mis à profit pour qualifier :

- des options innovantes dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité;
- l'augmentation de performances des matériaux et du combustible de référence d'Astrid;
- les matériaux et combustibles innovants pour la filière;
- les codes de calcul mis en œuvre pour les études de conception.

L'analyse des besoins expérimentaux connus à ce jour montre la nécessité de disposer de dispositifs expérimentaux spécifiques pour :

- des irradiations d'assemblages expérimentaux ou portant des capsules avec des aiguilles expérimentales ne nécessitant pas de variation au cours du temps des conditions d'irradiation ou d'instrumentation spécifique en ligne;
- des irradiations nécessitant des mesures physiques en continu, en complément de l'instrumentation normale du cœur.

Le savoir-faire développé à Phénix permet de répondre à ces besoins.

En revanche, la question de l'installation d'une boucle d'irradiation pour Astrid a fait l'objet d'une étude d'opportunité. La conclusion de cette étude est que la mise en place d'une telle boucle dès le démarrage n'est pas retenue, mais les réservations seront faites pour une éventuelle installation au cours de la vie d'Astrid.

La préparation des expériences et les examens post-irradiations nécessitent des installations spécifiques notamment des cellules chaudes. La possibilité de réaliser des examens non destructifs dans les cellules chaudes, sur les aiguilles et assemblages expérimentaux, présente un intérêt fort notamment pour répondre rapidement, aux demandes de l'Autorité de sûreté nucléaire, en particulier pour les besoins du plan de surveillance du cœur et d'augmentation de ses performances. C'est la raison pour laquelle Astrid sera équipé de cellules chaudes. Les examens destructifs peuvent quant à eux être réalisés dans des installations spécialisées comme le Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA) du CEA-Cadarache.

Il n'est pas prévu d'utiliser Astrid comme banc d'essais de gros composants technologiques.

5.1.4. RÉSISTANCE À LA PROLIFÉRATION

Du point de vue de la non-prolifération, aucune question ne se pose concernant l'emploi en France d'Astrid et de ses installations du cycle associées, la France étant tenue par ses engagements internationaux contractés dans ce domaine. De même, le déploiement à l'échelle internationale de la filière des RNR-Na n'est envisagé qu'en collaboration avec des pays ayant pris des engagements suffisants. Néanmoins, une réflexion est en cours pour examiner les possibilités de renforcer à la conception la résistance à la prolifération de la filière des RNR-Na.

En premier lieu, il est à souligner qu'un RNR fonctionnant en cycle fermé ne nécessite qu'un approvisionnement en uranium appauvri. Il permet, contrairement aux réacteurs actuels, de se passer donc complètement de la phase d'enrichissement en uranium du combustible (phase d'amont du cycle), ce qui constitue un avantage majeur du point de vue de la non-prolifération.

En second lieu, les RNR-Na sont concernés par la problématique de la résistance à la prolifération à deux titres :

- d'une part ils utilisent des combustibles MOX à teneur en Pu élevée;
- d'autre part, ils offrent la possibilité d'irradier des couvertures fertiles radiales qui peuvent produire, selon les conditions, du Pu d'une qualité isotopique recherchée par les acteurs proliférants.

Au niveau du réacteur, la première barrière se situe au niveau de la mise en œuvre des garanties (au sens des garanties AIEA). En effet, en présence d'un dispositif de surveillance efficace, la manipulation de couvertures fertiles ou le remplacement d'un assemblage du cœur par un assemblage différent à des fins de prolifération, seront très difficiles à réaliser.

Dans le cas des réacteurs de 4^e génération, ces mesures de garanties doivent être prévues dès la conception, ce qui est déjà une pratique dans la conception des REL et des installations du cycle en France et, ce qui concerne Areva, dans les différents projets de conception et construction des installations nucléaires au plan international. L'identification de ces mesures de garantie fera l'objet d'une étude complète, en relation avec l'AIEA, pour rechercher dans quel contexte elles peuvent trouver leur pleine efficacité.

Cela permettra de proposer à l'AIEA, le cas échéant, des dispositifs permettant de conjuguer les impératifs de sûreté et d'exigences en termes de non-prolifération, et d'intégrer les garanties dès la conception du réacteur.

5.2. EXIGENCES EN MATIÈRE DE SÛRETÉ

Le niveau de sûreté à atteindre pour Astrid devra être équivalent à celui des centrales qui seront mises en service au même moment, c'est-à-dire dans la décennie 2020. Ce référentiel correspond aux meilleurs standards de sûreté connus actuellement. Il découle de celui des REP actuels de 3^e génération, formalisé dans les recommandations de l'association WENRA, et des exigences de sûreté suite à l'accident de Fukushima.

5.2.1 PRÉVENTION ET MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES

Les enjeux majeurs dans ce domaine sont les mêmes que ceux exposés au chapitre 3 pour l'objectif filière.

- Diminution de la probabilité d'un accident grave et en particulier du cœur :
L'accident le plus grave d'endommagement du cœur doit avoir une fréquence annuelle d'occurrence inférieure à 10^{-5} par réacteur par an en prenant en compte l'ensemble des événements internes et des agressions externes. Une valeur d'orientation de 10^{-6} a été retenue comme fréquence liée aux événements internes.
- Prise en compte d'un accident de fusion du cœur :
Concernant les conséquences dans l'environnement en cas d'accident grave, la mise en œuvre de contre-mesures à l'extérieur du site ne doit pas être nécessaire sur une longue période. Cet objectif est cohérent avec celui présenté par le GIF et par l'association WENRA.

5.2.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE

L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur est l'une des trois fonctions principales de sûreté à assurer pour les réacteurs nucléaires. La filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium présente l'avantage par rapport à la filière des réacteurs à eau pressurisée (REP) d'avoir une marge importante à l'ébullition en fonctionnement normal (plus de 300°C) associée à une grande inertie thermique du circuit primaire.

Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle utilisent principalement l'air comme source froide et font appel à la convection naturelle, ce qui permet d'avoir des systèmes fonctionnant en mode passif.

Conjuguée à la redondance et à la diversification de ces systèmes, l'exigence dans ce domaine est d'éliminer en pratique la perte de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle.

5.2.3. PRÉSENCE D'UN RÉCUPÉRATEUR DE CŒUR FONDU

L'un des objectifs des études du cœur d'Astrid est d'éliminer l'accident de fusion généralisée du cœur. Toutefois, la prise en compte d'un accident grave est rendue obligatoire selon le 4^e niveau de défense en profondeur pour respecter les recommandations émises par l'association WENRA. Le récupérateur de corium est un dispositif de mitigation de l'accident grave, qui doit contribuer à assurer les trois fonctions principales de sûreté que sont la maîtrise du confinement, l'évacuation de la puissance résiduelle du corium et le contrôle de la réactivité.

L'implantation d'un récupérateur de cœur fondu est donc intégrée à la conception d'Astrid.

5.2.4. INSPECTABILITÉ DES STRUCTURES

L'inspection des structures, en particulier les structures en sodium, est un problème difficile sur les réacteurs à sodium ; c'est pourquoi un effort important est fait dès l'avant-projet pour développer des machines d'inspection en et hors sodium ; en parallèle, les choix de conception sont faits en tenant compte de l'inspectabilité, comme par exemple les structures de supportage et d'alimentation en sodium du cœur ou encore la conception de la dalle. Ceci sera développé dans le paragraphe 6.5.

5.2.5. RISQUES LIÉS AU SODIUM

L'objectif, au niveau du cahier des charges d'Astrid, est de diminuer la probabilité de feu de sodium (réaction sodium-air) et de réaction sodium-eau, et simultanément d'en réduire les conséquences.

En complément des principes de sûreté évoqués au § 4.4 vis-à-vis du risque sodium-air (importance de la conception, de la détection/inspection, mise en place du principe de détection de fuite avant rupture, confinement, limitation des conséquences), plusieurs options doivent faire l'objet d'une évaluation et d'une sélection :

- pour la réaction sodium-eau, le circuit de conversion d'énergie à gaz en remplacement de l'eau-vapeur, des générateurs de vapeur modulaires ou inversés (voir § 3),
- pour la réaction sodium-air :
 - pour le circuit primaire, choix du principe de circuit primaire intégré (§ 6.2.2), avec un inertage de l'espace annulaire inter cuves,

- pour le stockage externe, concept de bâtiment assurant le confinement en cas d'accident,
- au-dessus de la dalle : les tuyauteries des boucles secondaires en sodium seront conçues avec une double enveloppe, la détection de fuite se faisant au plus près. La limitation des agressions potentielles sur cette zone est également étudiée (fiabilisation des opérations de manutention au-dessus de la dalle), ainsi que le besoin de sectoriser voire d'inertiser complètement cette zone,
- l'adoption de pompes électromagnétiques, pour lesquelles l'absence de pièces en rotation et de dispositifs d'étanchéité (nécessaires sur les pompes mécaniques) permet de diminuer le risque de fuite de sodium.

Les options de conception retenues ou à l'étude pour répondre à l'ensemble des exigences dans le domaine de la sûreté sont présentées dans le chapitre 6.

5.3. EXIGENCES EN MATIÈRE DE SÉCURITÉ

Concernant la phase de conception de l'installation, une réflexion approfondie sera conduite afin de prendre en compte la sécurité des travailleurs sur les aspects suivants :

- accessibilité aux postes de travail (en exploitation et en maintenance),
- dispositions prises pour limiter l'exposition des travailleurs à des matières dangereuses, autres que radioactives (qui font l'objet d'une démarche Alara particulière),
- choix des matériaux vis-à-vis de la protection des personnes et de l'environnement,
- prise en compte du risque sodium,
- gestion des déchets conventionnels.

Cette démarche sera intimement associée aux exigences de Soutien Logistique Intégré (SLI) et de Facteur Humain et Organisationnel (FH&O).

Étant donné la nature de l'installation, l'étude des actes de malveillance est prise en compte dès la conception. Cette étude se basera a priori sur la démarche et le jeu de menaces précisé par la Directive Nationale de Sécurité du sous-secteur nucléaire.

La prise en compte des actes de malveillance sera intégrée à la démarche de sûreté de l'installation et chaque dossier (Dossier d'Options de Sûreté, Rapport de Sûreté préliminaire, etc.) comportera un paragraphe lié à la malveillance lequel renverra à un dossier spécifique classifié soumis à l'autorité de sécurité.

Point particulier de la protection contre la malveillance, le principe de défense en profondeur sera appliqué à la protection et au contrôle des matières nucléaires ; les locaux détenant des matières nucléaires de catégorie 1 seront munis de barrières de protection physique distinctes concentriques de l'extérieur vers l'intérieur.

Enfin, les matières détenues dans l'installation seront sous le contrôle d'Euratom.

5.4. EXIGENCES EN MATIÈRE D'EXPLOITATION

Astrid doit répondre aux exigences d'un réacteur industriel en termes de fiabilité et de disponibilité. Ceci passe par :

- L'allongement de la durée des cycles, qui implique également une augmentation de la durée de vie en réacteur des barres de commande.
- La réduction de la durée des arrêts programmés ; l'objectif a été fixé à 5 % et un effort particulier est fait sur les cadences de chargement et déchargement du combustible.
- La réduction des causes d'indisponibilités, par des études de conception et de fiabilité dès le début du projet. Globalement, il est visé pour Astrid un taux de disponibilité de 80 %, déduction faite des éventuels programmes expérimentaux.
- La réduction de la durée des indisponibilités en intégrant la problématique de la maintenance dans les études de conception. Une démarche de Soutien Logistique Intégré est prévue dès la phase d'avant-projet.
- La préservation de l'investissement en rendant réparable (ou remplaçable) le maximum des structures du réacteur.
- La réduction des coûts d'exploitation : automatisation, taux de combustion du combustible, optimisation du nombre de composants soumis à contrôle réglementaire...
- L'optimisation de la dosimétrie, en tirant parti du REX des réacteurs précédents, dans lesquels l'exposition du personnel était très faible.
- La gestion des déchets.
- La prise en compte du démantèlement dans la conception.

6. LES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES 45

6.1.	Cœur et combustible	45
6.1.1.	Le matériau combustible	45
6.1.2.	Le matériau de gainage	45
6.1.3.	L'élément combustible	45
6.1.4.	Le cœur et les assemblages	46
6.2.	Chaudière nucléaire	47
6.2.1.	Principe de circuit primaire « propre »	47
6.2.2.	Circuit primaire intégré	47
6.2.3.	Présence d'un circuit intermédiaire	47
6.2.4.	Architecture interne de la chaudière	47
6.2.5.	Structures de supportage du cœur	50
6.2.6.	Dalle de fermeture du bloc-réacteur	50
6.2.7.	Le contrôle neutronique	50
6.2.8.	Récupérateur de cœur fondu (corium)	50
6.2.9.	Evacuation de la puissance résiduelle	51
6.2.10.	Boucles sodium intermédiaires	51
6.3.	Système de conversion d'énergie	52
6.4.	Manutention des assemblages combustibles	52
6.4.1.	Manutention en cuve	52
6.4.1.1.	Mise en cœur des assemblages neufs et retrait des assemblages irradiés	52
6.4.1.2.	Réarrangement du cœur	53
6.4.2.	Système de chargement / déchargement	53
6.4.3.	Manutention hors cuve	54
6.5.	Instrumentation et inspection en service (ISIR)	54
6.5.1.	Contexte et démarche	54
6.5.2.	Surveillance en exploitation	55
6.5.2.1.	Les enjeux de la surveillance en exploitation	55
6.5.2.2.	Exemples	55
6.5.3.	L'inspection périodique	56
6.5.3.1.	Les enjeux de l'inspection périodique	56
6.5.3.2.	Exemple d'interaction entre la conception et l'inspection du platelage	57
6.6.	Contrôle-commande	57
6.6.1.	Contexte et démarche	57
6.6.2.	Principes de base pour la conception du contrôle-commande Astrid	58
6.6.3.	Éléments d'architecture pour le contrôle-commande Astrid	58
6.6.4.	Technologies possibles pour le contrôle-commande	58
6.6.5.	Perspectives	58

6.

LES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES

Les choix actuels en termes d'options de conception sont présentés dans ce chapitre. Les grands domaines considérés sont les suivants :

- Le cœur et combustible
- La chaudière nucléaire
- Le système de conversion d'énergie
- La manutention des assemblages
- L'instrumentation en cœur et l'inspectabilité & réparabilité
- Le contrôle-commande

6.1. CŒUR ET COMBUSTIBLE

6.1.1. LE MATÉRIAU COMBUSTIBLE

Le combustible de référence du cœur Astrid est l'oxyde mixte (U, Pu)O₂.

Ce combustible bénéficie en France d'un retour d'expérience considérable accumulé pendant plus de quarante ans sur la base des programmes expérimentaux et des programmes de surveillance réalisés dans Rapsodie, Phénix et Superphénix (cf. chapitre 2). Ces programmes expérimentaux et le REX accumulé sur le combustible oxyde ainsi que sur les matériaux de gainage et du tube hexagonal (fabrication et irradiations) ont démontré l'excellent comportement de ce combustible jusqu'à des taux de combustion très élevés.

En termes de performances, des records mondiaux ont été atteints à Phénix, par des assemblages expérimentaux (BOITIX 9 qui a cumulé 144 GWj/t soit 156 dpa). Ces performances ont été atteintes, tout en maintenant à un niveau très faible le nombre de ruptures de gaine. Sur quelques 150 000 aiguilles combustibles irradiées à Phénix durant ses 36 années d'exploitation, il n'y a eu que 15 ruptures de gaine « ouvertes » (aucune à Superphénix), dont la moitié sur des aiguilles expérimentales irradiées au-delà des caractéristiques « standard ».

6.1.2. LE MATÉRIAU DE GAINAGE

Le matériau recherché pour le cœur filière est un acier qui ne présente pas de gonflement excessif sous irradiation, même pour des doses élevées supérieures à 150 dpa, et qui autoriserait l'atteinte de très hauts taux de combustion pour le cœur ($> 150 \text{ GWj/t}_{\text{ML}}$). Le challenge est d'autant plus élevé que le réseau serré du combustible en raison du choix d'un petit diamètre de fil espaceur exige un très faible gonflement de la gaine sous irradiation. Le matériau envisagé pour atteindre ces performances, pour la filière, est un acier ferritique ou martensitique à dispersion d'oxyde (ODS).

De nombreuses études de développement sont en cours sur les ODS mais compte tenu des besoins pour la qualification

d'un nouveau matériau de gainage, les aciers ODS ne pourront pas être industrialisés pour le démarrage du démonstrateur technologique Astrid.

En conséquence, pour les premiers cœurs d'Astrid, le matériau de gainage de l'assemblage combustible sera l'acier austénitique 15-15 Ti écroui AIM1.

Il s'agit de la nuance la plus évoluée de ce type de matériau. L'utilisation de ce matériau limitera nécessairement le taux de combustion du cœur. Le passage à une nuance ferritique ou martensitique de type ODS se fera progressivement.

Orientations

La R&D sur le gainage AIM1 est à finaliser en priorité dans la mesure où ce matériau constitue le matériau des gaines combustibles des premiers cœurs d'Astrid. Actuellement, la R&D sur l'AIM1 est basée sur des examens post-irradiation d'aciers austénitiques 15-15Ti et de nuances avancées (Expériences Supernova et Oliphant réalisées dans Phénix). Après introduction dans Astrid, une stratégie d'augmentation des performances, en poursuivant les adaptations de nuances (AIM2) sera réalisée, en visant la qualification de matériaux de type ODS in fine.

Concernant le gainage ODS, un programme de développement a été défini en 2007 et est mis en œuvre depuis plusieurs années dans les domaines entre autres de l'élaboration, soudabilité, comportement mécanique; en 2009 une première fabrication de tube ODS a été réalisée au CEA. Le programme vise à l'horizon 2015 la définition d'une nuance de référence pour l'ODS.

Les matériaux SiC-SiC et dans une moindre mesure le vanadium sont également envisagés car ils offrent des marges supplémentaires en termes de tenue en température. Des travaux de R&D sont en cours pour statuer sur leurs faisabilités.

6.1.3. L'ÉLÉMENT COMBUSTIBLE

L'élément combustible est constitué d'une aiguille acier contenant le combustible sous forme de pastilles annulaires.

Par rapport aux designs antérieurs Phénix, Superphénix ou EFR, le diamètre des aiguilles des nouveaux concepts est plus important (cf. figure 6.1) avec des valeurs de diamètre externe autour de 9-10 mm (à comparer à 8,5 mm pour Superphénix).

Le diamètre du fil hélicoïdal qui s'enroule autour des aiguilles combustible afin d'assurer à la fois leur espacement et faciliter le passage du sodium entre les aiguilles, est réduit à 1 mm. Ce choix de petit diamètre de fil associé aux diamètres d'aiguilles accrus permet d'augmenter la proportion de combustible et réduire la quantité de sodium dans le réseau, ce qui est favorable pour les objectifs de sûreté recherchés.

FIGURE 6.1 : SCHÉMA AIGUILLES RNR-Na

L'aiguille peut contenir soit un combustible homogène (U, Pu)O₂, soit un combustible hétérogène axial composé de colonnes fertiles UO_2 et de colonnes fissiles (U, Pu)O₂ (cf. figure 6.2).

L'aiguille homogène avec gainage en acier austénitique bénéficie d'un important retour d'expérience qui repose sur des spécifications validées par le REX Phénix, de nombreuses irradiations d'assemblages de géométrie proche de Superphénix, ainsi que sur le REX de fabrication Superphénix.

L'aiguille hétérogène axiale bénéficie des expériences réalisées dans Rapsodie et Phénix, jusqu'à des échelles significatives du point de vue de la fabrication industrielle (une dizaine d'assemblages de 217 aiguilles). La connaissance actuelle sur le comportement sous irradiation en conditions de fonctionnement normal est jugée globalement satisfaisante.

Orientations

Basé sur les enseignements apportés par les expériences d'irradiation spécifiques dans Phénix (principalement l'expérience Zebre), on peut dire que le concept hétérogène de combustible CFV est validé sous l'angle de sa faisabilité technologique et de ses performances.

Des compléments de qualification sont attendus avec l'examen des irradiations CZAR et Pavix réalisées également dans Phénix.

En complément, un programme d'irradiation de qualification prototypique, à l'échelle de l'aiguille et du faisceau est en cours d'examen pour réaliser une telle irradiation dans le réacteur russe BN-600.

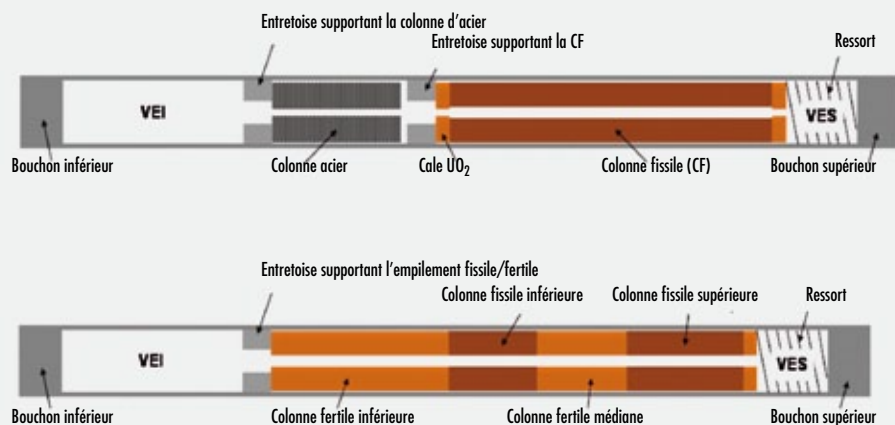
6.1.4. LE CŒUR ET LES ASSEMBLAGES

Le cœur CFV, tel que présenté au chapitre 3, est sélectionné comme concept de référence pour la suite des études Astrid (cf. figure 6.3).

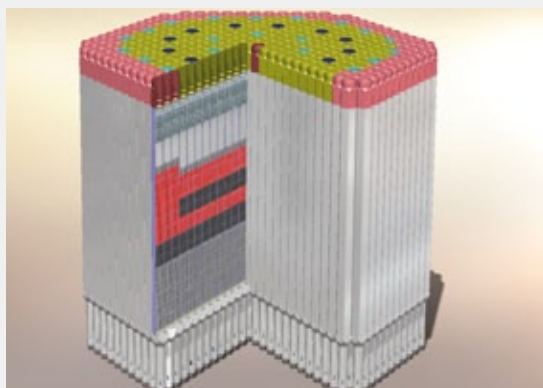
Ce concept est basé sur un combustible hétérogène axial et dispose d'un plénum sodium en partie supérieure des assemblages. Ces options lui donnent la particularité d'avoir un coefficient de réactivité négatif en cas de vidange et positionne ce concept de manière très favorable vis-à-vis des accidents de perte de débit primaire. La chute de réactivité du cœur demeure faible par rapport aux cœurs de type Superphénix ou EFR, grâce notamment à l'utilisation d'aiguilles combustible de gros diamètre.

Caractéristiques du cœur CFV

Les principales grandeurs caractéristiques du cœur CFV version 600 MWé et 1 500 MWé sont indiquées dans le tableau 6.1, avec une comparaison avec les données du cœur EFR. Il est précisé que les grandeurs pour le cœur CFV 600 et 1500 MWé sont très préliminaires et ne sont pas optimisées à ce stade des études.

FIGURE 6.2 : AIGUILLES COMBUSTIBLES RNR-Na

VEI, VES = Vases d'expansion inférieure et supérieure pour recueillir les produits de fission gazeux produits au cours de l'irradiation.

FIGURE 6.3 : VUE D'ENSEMBLE DU CŒUR CFV

Performances

Les principaux gains en termes de performances par rapport à un concept de cœur classique de type EFR sont les suivants :

- possibilité d'allongement significatif de la durée de cycle, grâce à la faible perte de réactivité du cœur (réduite d'un facteur 2 par rapport à un cœur classique de type EFR), favorable également en termes de sûreté vis-à-vis des accidents de « Remontées de barres »,
- effet en réactivité de vidange globale du sodium négatif (-1\$) à comparer aux + 7\$ d'EFR.

Par contre, la puissance volumique du cœur CFV est plus faible que celle d'un cœur de type EFR. L'inventaire plutonium en cœur se trouve augmenté de près de 30 % et le diamètre global du cœur fissile est plus important.

Sûreté du cœur CFV

Les paramètres liés à la sûreté vont dans le sens d'une très nette amélioration par rapport à un cœur classique homogène, avec principalement un effet de vidange très faible voire négatif, alors que cet effet est fortement positif de l'ordre de +7\$ pour un cœur de type EFR.

Les premières évaluations de situations accidentelles effectuées sur un cœur CFV montrent que pour les transitoires accidentels locaux de type remontée intempestive de barre (RIB), le cœur CFV se présente favorablement grâce à la faible réserve de réactivité du cœur ; ce potentiel reste encore à optimiser en intégrant les progrès attendus sur les systèmes de détection.

Pour les transitoires accidentels globaux à l'échelle du cœur, le comportement naturel du cœur est radicalement différent. Le scénario de référence pour l'étude du défaut de refroidissement conduisant potentiellement à la fusion généralisée du

11 – Le nombre de neutrons retardés produits par la désintégration naturelle de certains produits de fission (appelés retardés car ils arrivent avec délai par rapport aux neutrons prompts issus directement de la fission) par neutron issu de la fission est appelé bêta effectif. La valeur de ce bêta effectif dépend des noyaux fissiles présents dans le cœur. Cette valeur joue un rôle clé pour le comportement cinétique du réacteur. Une injection de réactivité supérieure au bêta effectif conduit à un emballement très rapide du cœur. Ce paramètre est tellement important que les anglo-saxons ont proposé de le retenir comme unité pour les études de cinétique. On le note \$ (dollar).

TABLEAU 6.1 : PRINCIPALES GRANDEURS CARACTÉRISTIQUES DU CŒUR CFV, VERSION 600 MWé ET 1500 MWé (VERSION V0)

	CFV (ASTRID)	CFV (filière)	EFR
Puissance Thermique (MW)	1500	3600	3600
Puissance Electrique (MW)	600	1500	1500
Puissance volumique W/cm ³	228	230	303
Perte de réactivité par jours équivalent pleine puissance (pcm)	-4.2	-3.0	-7.4
Effet de vidange global (\$ ¹¹)	-0,5	-0.5	+7.0
Gain de régénération (sans couvertures fertiles radiales pour le CFV et avec couvertures radiales pour EFR)	-0,05	+0,02	~ 0
Masse Pu (tonnes)	5.1	12	9.5
Rayon fissile (cm)	170	250	202

cœur est une situation de perte de tous les moyens électriques du réacteur, aggravée par la non chute des barres (ULOSSP : Unprotected Loss Of Station Supply Power). Ceci se traduit pour le réacteur par une perte de la convection forcée dans le circuit primaire et le circuit secondaire par arrêt des pompes, sans déclenchement de l'arrêt d'urgence et sans démarrage des systèmes ultimes de sauvegarde.

Lors de ce type de séquence accidentelle, l'effet en réactivité de vidange négatif du cœur permet d'apporter de l'anti-réactivité au système lors de l'augmentation de la température du sodium (contrairement aux cœurs classiques), ce qui est favorable pour réduire la puissance du réacteur. Les études sont en cours pour évaluer précisément les gains apportés par ce comportement favorable à toutes les étapes du transitoire.

Orientations

Le potentiel très favorable du cœur CFV vis-à-vis des accidents de perte de refroidissement reste à conforter pour tenir compte des incertitudes associées aux calculs, et définir la stratégie vis-à-vis d'un éventuel système complémentaire d'arrêt.

Les études de conception neutronique, thermohydraulique et mécanique ont permis de définir à l'automne 2012 les orientations pour une optimisation du cœur CFV durant l'AVP2. L'objectif est d'obtenir un très haut niveau de prévention, reposant autant que possible sur les caractéristiques intrinsèques du cœur, des scénarios de perte de refroidissement comme initiateurs d'accidents conduisant à la fusion généralisée du cœur. Ce changement de référentiel, en rupture forte par rapport à ce qui s'est fait dans le passé sur Superphénix et EFR, constitue une avancée majeure.

6.2. CHAUDIÈRE NUCLÉAIRE

6.2.1. PRINCIPE DE CIRCUIT PRIMAIRE « PROPRE »

Ce principe consiste à s'interdire de fonctionner avec des ruptures de gaines combustibles ouvertes, c'est-à-dire d'arrêter le réacteur dès leur détection et de placer l'assemblage en périphérie du cœur avant que l'évolution de la fissure ne provoque de relâchement de combustible dans le circuit primaire. Ceci permet de ne pas polluer le circuit primaire en émetteurs alpha. Ce principe a toujours prévalu dans les réacteurs français en raison du choix du combustible oxyde qui réagit chimiquement avec le sodium, mais ça n'a pas été le cas partout dans le monde quand d'autres choix de combustible ont pu être faits (combustible métallique).

Dans l'objectif d'atteinte de critères de 4^e génération, il est retenu pour Astrid de ne pas revenir sur ce principe d'intégrité de la première barrière.

L'intérêt de ce principe est de :

- tirer parti de l'avantage des RNR-Na de la très faible dosimétrie et de la moindre quantité d'effluents et déchets,
- faciliter les opérations de maintenance, d'inspection en service et de réparation,
- faciliter le démantèlement.

6.2.2. CIRCUIT PRIMAIRE INTÉGRÉ

L'expérience passée montre que les deux concepts de réacteurs à boucles ou intégrés ont été largement étudiés, construits et exploités dans le monde.

On peut constater une tendance marquée : si les réacteurs de petite taille sont très majoritairement à boucles, la tendance s'inverse pour les réacteurs de grande taille. La seule exception notable est le projet JSFR au Japon. Chaque solution a fait l'objet d'analyses détaillées de ses avantages et de ses inconvénients, le concept intégré est beaucoup mieux maîtrisé en France pour les chaudières de puissance. Il présente fondamentalement des avantages intrinsèques qui lui donnent le potentiel de répondre aux critères de sûreté (grande inertie thermique, garantie de l'inventaire en sodium primaire), là où le concept à boucles rencontre des limitations (entraînement de gaz, difficulté pour la convection naturelle, rupture de tuyauterie primaire...).

Le REX de l'accident de Fukushima renforce encore cette analyse : pour des raisons de sûreté, le circuit primaire intégré est donc celui retenu pour Astrid.

6.2.3. PRÉSENCE D'UN CIRCUIT INTERMÉDIAIRE

Plusieurs études ont été effectuées dans le but de supprimer le circuit intermédiaire pour réduire le coût de la centrale.

Cette option se heurte cependant à un obstacle de taille : le circuit primaire ne se trouve alors séparé du fluide de conversion d'énergie que par une paroi d'échange de chaleur. Or ce fluide (gaz ou eau-vapeur) est à forte pression, et en cas de fuite, risque de pénétrer massivement dans le circuit primaire

et générer un accident de réactivité combiné éventuellement avec un accident chimique dans le cas de l'eau-vapeur.

De plus, pour les systèmes en eau-vapeur, les réactions sodium-eau se feraient avec du sodium radioactif ce qui entraînerait alors un risque radiologique cumulé au risque chimique, tout en risquant de surcroît un important passage de gaz dans le cœur. Le concept de générateur de vapeur à tubes à double paroi, s'il limite ces risques, ne permet pas de s'en prémunir complètement dans une démonstration de sûreté robuste.

Un circuit intermédiaire est donc retenu pour Astrid.

Afin de supprimer le risque de réaction sodium-eau, plusieurs fluides ont été étudiés pour remplacer le sodium dans le circuit intermédiaire.

Cependant, aucun des fluides envisagés ne présentent des caractéristiques totalement satisfaisantes vis-à-vis des principaux critères requis :

- compatibilité avec le sodium primaire : celle-ci est fondamentale. Toute possibilité de formation de composés solides (cas par exemple avec le Pb-Bi) crée une difficulté supplémentaire dans la démonstration de sûreté (risques de bouchages notamment) difficilement compatible avec le niveau d'exigence requis pour la 4^e génération, sans oublier les questions d'indisponibilité en cas de pollution du circuit primaire,
- compatibilité avec l'eau-vapeur ou le gaz du circuit tertiaire de conversion d'énergie,
- bonne tenue en température,
- absence de corrosion.

Le sodium est donc gardé comme caloporteur pour le circuit intermédiaire.

6.2.4. ARCHITECTURE INTERNE DE LA CHAUDIÈRE

Les études se sont concentrées sur une revisite des options de conception de la cuve interne avec les objectifs suivants :

- apporter une simplification de conception pour favoriser la construction et rechercher une économie d'investissement,
- améliorer l'accessibilité des structures internes pour l'inspection et la réparation, ainsi que la manutention des assemblages et des gros composants,
- améliorer la robustesse de la démonstration de sûreté, en particulier en favorisant l'établissement de la convection naturelle, en prévenant le risque d'entraînement de gaz vers le cœur depuis la surface libre, et en améliorant la robustesse du confinement primaire à un dégagement d'énergie mécanique en cas de dégradation du cœur,
- faciliter la démonstration concernant la conception d'un réacteur pouvant fonctionner jusqu'à 60 ans.

La faisabilité de quatre architectures (cf. figure 6.4) a été évaluée d'un point de vue technologique, mais aussi des gains potentiels par rapport aux critères précédents.

- **Une architecture à redan conique**, qui tire profit des études menées pour Phénix, Superphénix et EFR, et qui présente la maturité la plus importante tout en simplifiant la conception par rapport à ce qui a été construit sur Superphénix.

■ **Une architecture à cuve interne cylindrique interne aux composants**, appelée CICI, dont les motivations sont :

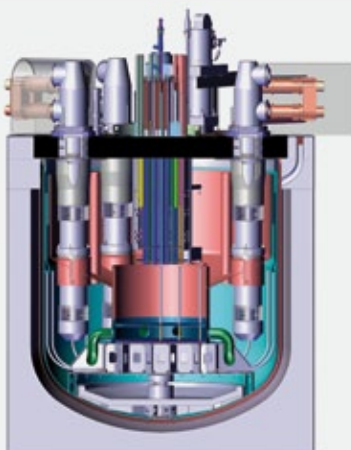
- la simplification de la cuve interne et en conséquence l'amélioration de l'accessibilité aux structures dans le collecteur chaud et froid,
- l'amélioration de la robustesse de la démonstration de sûreté, en particulier sur les points suivants :
 - 1) amélioration potentielle de la fiabilité de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) étant donné que les systèmes EPuR sont dans le collecteur froid, sont ainsi moins sollicités en température, sont protégés

- en situation accidentelle par la cuve interne en cas de dégagement d'énergie mécanique, et permettent d'assurer une fonction de refroidissement long terme, et une fiabilisation de la fonction refroidissement du récupérateur (en cas d'option de récupérateur interne à la cuve principale),
- 2) minimisation des risques d'entraînement de gaz depuis la surface libre,
 - 3) protection des structures de supportage cœur qui sont refroidies directement lorsque les échangeurs EPuR sont en service.

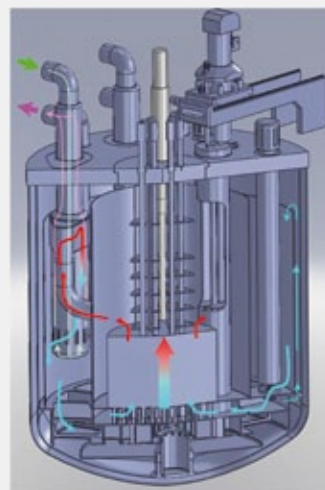
Cette architecture est prometteuse du point de vue de la sûreté, mais conduit à des difficultés technologiques à résoudre,

FIGURE 6.4 : PRINCIPALES ARCHITECTURES INNOVANTES ÉTUDIÉES

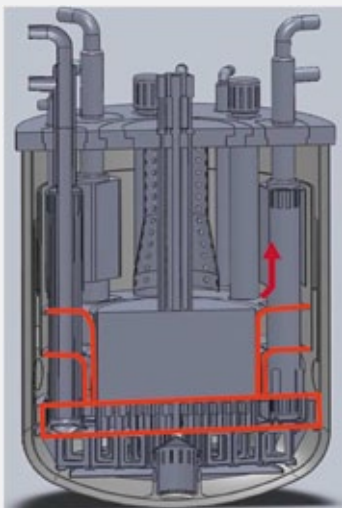
Architecture de cuve interne à redan conique



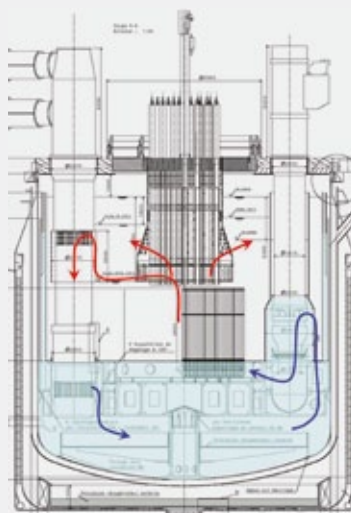
Architecture de cuve interne cylindrique interne aux composants (CICI)



Architecture à redan stratifié



Architecture de cuve interne cylindrique externe aux composants (CICE) (Areva NP)



notamment la connexion entre la cuve interne et l'échangeur intermédiaire.

■ **Une architecture à cuve interne cylindrique externe aux composants**, appelée CICE, dont les motivations sont :

- l'amélioration de l'accessibilité aux internes au-dessus du supportage, favorisant les opérations d'inspection et de réparation,
- la simplification de la cuve interne,
- la possibilité d'avoir un récupérateur interne de très grande capacité.

Cette architecture implique que les composants sont essentiellement dans le collecteur chaud, et s'appuie sur la faisabilité d'une structure de supportage du cœur traversant qui assure la fonction de séparation du collecteur chaud et du collecteur froid, qui est de très grande dimension avec des chargements thermomécaniques spécifiques. La faisabilité de cette structure est l'élément clé de cette architecture.

■ **Une architecture appelée « à redan stratifiée »** qui se caractérise par une barrière thermique (et non physique) par stratification du sodium entre les 2 collecteurs assurée par une zone tampon délimitée par 2 écrans internes de type redan, ce qui permet une libre circulation naturelle du sodium chaud vers le sodium froid, et donc favorise l'établissement d'un régime de convection naturelle. Etant donné que l'étanchéité de ces écrans n'est pas nécessaire, des aménagements pour faciliter l'ISIR sont facilement implémentables. Cette innovation en rupture avec les autres architectures nécessite, pour atteindre un niveau de maturité suffisant, de résoudre certaines problématiques spécifiques associées à la liaison physique entre les sorties des échangeurs intermédiaires et les pompes primaires, aux besoins de régulation entre les points de fonctionnement de ces deux composants, et à la manutention des pompes. La résolution de ces questions nécessite une R&D de long terme.

Au bilan, le choix de base pour Astrid s'est porté sur une cuve interne à redan simple de forme conique.

Par rapport à Superphénix qui possédait 2 cuves internes, l'une conique et l'autre torique, il représente une simplification certaine et un gain en masse d'acier donc en coût.

Par ailleurs l'étanchéité au niveau de la traversée des échangeurs intermédiaires ne se fait plus au moyen d'une cloche d'argon mais par des contacts métalliques frottant; ce système permet de diminuer drastiquement le risque de passage de bulle de gaz dans le cœur.

6.2.5. STRUCTURES DE SUPPORTAGE DU CŒUR

Le supportage du cœur ne doit en aucun cas se déformer pour pouvoir se prémunir d'un accident de fusion du cœur; les principes qui ont prévalu à sa conception sont la robustesse par des marges de dimensionnement importantes et des redondances de dessin, ainsi que la prise en compte de l'inspection de ces structures dès la conception.

Un effort a également été fait sur la simplification de cette structure et sa fabricabilité pour en diminuer la masse et le coût.

La conception du supportage du cœur prévoit son inspection en service par des dispositions appropriées, comme le fait de positionner les soudures au droit de zones accessibles par le dessus du réacteur, ou bien l'installation de guides pour faciliter le moment venu le positionnement de capteurs et de leur robot-porteur.

6.2.6. DALLE DE FERMETURE DU BLOC-RÉACTEUR

La conception de la dalle de Superphénix (structure mécanosoudée refroidie par eau) a été abandonnée au profit d'une dalle composée de 2 plaques forgées refroidies par un gaz (air ou gaz neutre). Les avantages sont la sûreté avec la suppression de l'eau, et éventuellement le coût par une diminution de la hauteur et du diamètre du bloc-réacteur.

6.2.7. LE CONTRÔLE NEUTRONIQUE

Le système de contrôle neutronique du cœur est constitué classiquement de deux systèmes de barres absorbantes :

- les barres de commande qui permettent le pilotage, la compensation de l'usure du combustible et l'arrêt normal du réacteur,
- les barres d'arrêt qui ont une fonction uniquement de sûreté et qui permettent l'arrêt d'urgence du réacteur.

En complément, un troisième niveau d'arrêt est à l'étude dans un objectif d'une plus grande fiabilité du système d'arrêt. Il repose sur un principe de fonctionnement différent afin d'assurer une diversification accrue au système (système Sepia cf. chapitre 3).

Pour les deux systèmes de barres absorbantes classiques, les mécanismes de barres de commande ont une fonction de sûreté primordiale puisqu'ils permettent de faire descendre les barres de commande dans le cœur et ainsi de maîtriser la réaction en chaîne.

Pour garantir la fiabilité de la fonction, ils sont redondants et diversifiés, et font l'objet de tests fréquents, en particulier à chaque divergence du réacteur.

L'objectif pour Astrid est de revisiter les conceptions de ces mécanismes pour simplifier la conception tout en garantissant une très grande fiabilité, et réduire la durée des essais périodiques, et ainsi gagner plusieurs heures, voire un ou deux jours à chaque redémarrage. La disponibilité de la centrale s'en trouvera augmentée.

Pour cela, une action d'analyse de la valeur a été engagée et des études de conception sont en cours chez les ingénieries partenaires du projet.

6.2.8. RÉCUPÉRATEUR DE CŒUR FONDU (CORIUM)

Le récupérateur de corium, placé en dessous du cœur, est un composant important pour garantir le maintien du confinement en cas d'accident de fusion généralisée du cœur; il est dimensionné pour recueillir l'intégralité du corium. Trois options sont étudiées dans le cadre de l'AVP1 : un récupéra-

teur placé en fond de cuve principale (option « interne »), un récupérateur placé au fond de la cuve de sécurité, donc en dessous de la cuve principale (option « inter-cuve »), et un récupérateur placé en fond du puits de cuve (option « externe »), donc en dessous des deux cuves principale et de sécurité (cf. chapitre 3).

Ces trois options rassemblent des exigences communes : bonne tenue mécanique en fonctionnement normal et accidentel, compatibilité avec le sodium ou le gaz en situation normale pendant toute la durée de vie de la centrale, compatibilité avec le sodium et le corium au moment de l'accident grave, refroidissement et prévention de la re-criticité du corium.

Le choix d'option de récupérateur n'est pas encore arrêté à ce stade des études.

6.2.9. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE

Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ont l'avantage par rapport aux réacteurs à eau pressurisée d'avoir une marge importante à l'ébullition en fonctionnement normal (plus de 300°C) associée à une grande inertie thermique et à une non pressurisation du circuit primaire. Cet avantage ne dispense cependant pas d'assurer la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) en toutes circonstances sur le long terme.

La conception d'Astrid a pour objectif d'éliminer en pratique la situation de perte complète et prolongée de la fonction EPuR, la démonstration de cette élimination, en pratique, s'appuyant à la fois sur une approche déterministe et sur une analyse probabiliste de l'architecture.

Dans ce but, les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle sont ainsi suffisamment redondants et diversifiés.

La première famille de systèmes EPuR (EPuR DRC, pour « Direct Reactor Cooling ») se caractérise par une architec-

ture comprenant un échangeur Na/Na immergé dans la cuve principale, un échangeur Na/air et un circuit de refroidissement final en air (cf. figure 6.5).

Deux systèmes basés sur cette architecture sont étudiés : le premier système fonctionne en mode de convection naturelle, tandis que le deuxième système fonctionne en convection forcée, tout en présentant des capacités significatives d'extraction en convection naturelle. Si ces systèmes reconduisent certaines options éprouvées dans Phénix et Superphénix, plusieurs pistes d'innovations sont en cours d'étude, telles que la mise en œuvre d'échangeurs « longs » plongeant dans le collecteur froid ou le positionnement d'échangeurs EPuR à l'intérieur des échangeurs intermédiaires actuels, ainsi que sur la protection de la source froide et sur la robustesse des alimentations électriques.

La conception de la seconde famille (EPuR ATCP, pour « Au Travers de la Cuve Principale ») a pour objectif d'évacuer la puissance résiduelle à travers la cuve, et de fournir une diversification par rapport aux systèmes qui traversent la dalle du réacteur. Le système est aussi destiné à refroidir le corium situé sur le récupérateur après un accident grave.

Pour ces systèmes EPuR, une attention particulière est portée au retour d'expérience de l'accident de Fukushima, en matière d'autonomie des systèmes en cas de perte des alimentations électriques, afin de permettre leur pilotage en toute circonstance. La fonction EPuR est également protégée contre les agressions externes comme les chutes d'avion, les inondations ou le séisme.

6.2.10. BOUCLES SODIUM INTERMÉDIAIRES

L'enjeu pour les boucles intermédiaires et le nombre de composants d'échange de chaleur (pompes primaires et secondaires, échangeurs intermédiaires) est principalement d'ordre économique. Certes un nombre minimal de pompes est requis pour assurer les fonctions de sûreté, mais au-delà le

FIGURE 6.5 : DISPOSITIFS D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE EPuR DRC (ÉCHANGEUR Na/Na DANS LA CUVE) ET EPuR ATCP (FLUX À TRAVERS LA CUVE)

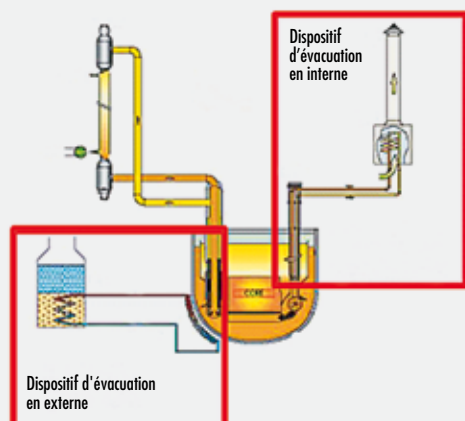
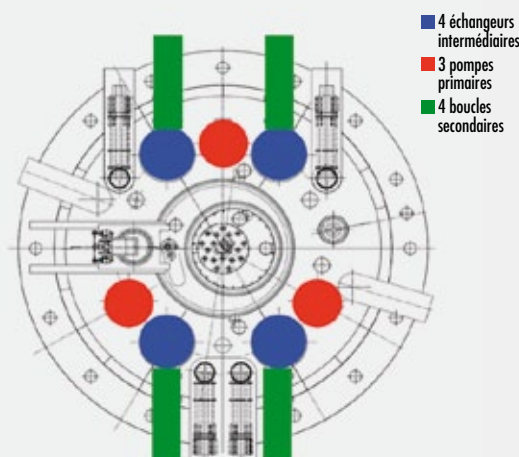


FIGURE 6.6 : CHOIX ET IMPLANTATION DES GROS COMPOSANTS



critère majeur est le coût des composants et des circuits, ainsi que leur impact sur l'architecture de la centrale.

Pour ces différentes raisons, et après étude de différentes options, c'est une solution à 3 pompes primaires (PP), 4 échangeurs intermédiaires (EI) et 4 circuits secondaires (BCS) avec chacun une pompe secondaire qui a été choisie.

C'est celle qui se prête le mieux à l'aménagement général de la centrale et à la séparation entre les zones sodium et les autres. In fine, c'est aussi la plus économique (cf. figure 6.6).

Pour favoriser la convection naturelle au secondaire, le développement de pompes électromagnétiques de grande puissance est en cours, sans compter les avantages attendus avec ce type de technologie en termes de fiabilité, de maintenabilité et de minimisation des circuits auxiliaires. Les études réalisées ont conclu à la nécessité d'orienter les études sur le développement de pompes électromagnétiques (PEM) à refroidissement « passif » par le sodium de la boucle secondaire, donc sans système de refroidissement spécifique, ce qui supprime des sources possibles d'incident. Cela nécessite de développer des PEM à double stator avec des bobinages résistant à des températures élevées. Un programme de R&D, associant volet expérimental et des travaux de modélisation, a été initié afin de mieux appréhender les instabilités électromagnétiques rencontrées lors des phases transitoires.

6.3. SYSTÈME DE CONVERSION D'ÉNERGIE

La réaction chimique entre de grandes quantités de sodium et d'eau représente un risque important puisqu'elle est fortement exothermique et qu'elle produit de la soude corrosive pour les structures ainsi que de l'hydrogène qui pourrait exploser. Les générateurs de vapeur sont les composants où le risque de réaction sodium-eau est le plus important puisque ces 2 liquides n'y sont séparés que par une paroi métallique mince et que ces composants d'échange de chaleur subissent des contraintes mécaniques et thermiques élevées.

Par le passé, ce phénomène a été bien maîtrisé grâce à des dispositifs de détection et de protection performants : les quelques réactions sodium-eau survenues sur le réacteur Phénix ont été détectées de manière précoce, bien avant qu'elles n'atteignent un stade dangereux.

Cependant, dans un souci d'améliorer encore la sûreté (et également la disponibilité de l'installation, une réaction sodium-eau conduisant à un arrêt du réacteur), l'objectif est, soit d'éliminer totalement la possibilité d'une réaction sodium-eau au niveau des échangeurs de chaleur par l'emploi d'un fluide alternatif (remplacement de l'eau par du gaz), soit de garantir l'absence de conséquences sur la sûreté même si une réaction sodium-eau majeure survenait malgré la redondance des systèmes de détection et de protection.

Les descriptifs des systèmes de conversion d'énergie soit en gaz (cycle de Brayton) ou en eau (cycle de Rankine), actuellement à l'étude, sont présentés au chapitre 3.

Le choix proposé pour Astrid sera fait en février 2013. Compte tenu de la forte attractivité de ce concept qui permet d'éliminer radicalement le risque de réaction sodium-eau et de l'absence de point rédhibitoire constatée, la tendance actuelle est de retenir comme option de référence le SCE en gaz.

6.4. MANUTENTION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES

Les enjeux et les principes généraux de la manutention des assemblages ont été précisés au chapitre 3.

Le nombre et le type d'assemblages à manutentionner varient suivant la taille et le concept du réacteur, la stratégie de rechargement du cœur ou encore les options de sûreté.

Les opérations de renouvellement du combustible s'effectuent réacteur à l'arrêt, avec des températures de sodium pouvant varier de 180 à 250°C selon les situations. Ces opérations sont précédées et conclues par des opérations dites respectivement de FON-MANU (passage de l'état de fonctionnement du réacteur à l'état de manutention) et MANU-FON (passage de l'état manutention à l'état de fonctionnement du réacteur). Ces opérations contribuent de façon non négligeable à la période d'indisponibilité du réacteur.

Par ailleurs, certaines contraintes sont à prendre en compte pour la conception des moyens de manutention comme la puissance résiduelle des assemblages pour leur transfert et leur lavage, le déchargement complet du cœur, ou encore la gestion d'assemblages chargés en actinides mineurs.

Ainsi, les options envisageables pour répondre aux fonctions et contraintes de manutention sont nombreuses, et le choix d'options est dicté par des critères techniques (géométrie du cœur, type d'assemblages, puissance résiduelle, impact bloc réacteur, etc.), économiques (coûts d'investissement et d'exploitation, taux de disponibilité du réacteur) et de sûreté (déchargement complet du cœur, inspection des structures, voies d'évacuation et de retraitement, etc.).

Les paragraphes suivants illustrent l'état d'avancement des études techniques.

6.4.1. MANUTENTION EN CUVE

6.4.1.1. MISE EN CŒUR DES ASSEMBLAGES NEUFS ET RETRAIT DES ASSEMBLAGES IRRADIÉS

L'option de base retenue pour la manutention des combustibles en cuve pour Astrid est la manutention sous double bouchon tournant (BT) avec un bras de transfert sur le grand BT et un ringard sur le petit BT - cf. figure 6.7.

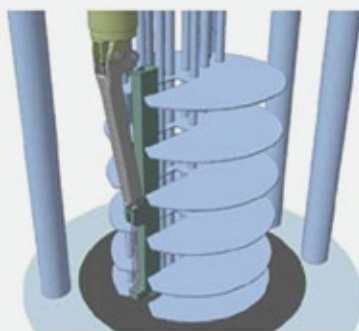
La rotation des bouchons, associée à la rotation du bras à déport fixe permet la manutention de l'ensemble des assemblages.

FIGURE 6.7 : SOLUTIONS ÉTUDIÉES POUR LA MANUTENTION EN CUVE

2 bouchons tournants
+ bras à déport fixe + ringard



1 BT + BCC fendu
+ bras pantographe



2 BT + BCC modulaire
+ bras à déport fixe



Elle est à ce stade des études la solution la plus robuste : simplicité des machines de levage et retour d'expérience, et ne devrait donc pas être confrontée à des points de blocage liés aux technologies ou au dimensionnement des composants.

Les solutions avec bras pantographe et bouchon couvercle cœur (BCC) fendu ou BCC en deux parties permettent d'éviter les opérations de reprise et peuvent conduire à une réduction du diamètre des bouchons tournants. Ces solutions ne sont toutefois pas retenues pour les études de l'AVP1, car, outre les difficultés de conception et de dimensionnement thermomécanique de ces BCC complexes, ces concepts présentent des points durs importants en termes de sûreté : surveillance des assemblages situés sous les césures, tenue au séisme, gestion des situations de blocage du bras dans le BCC.

6.4.1.2. RÉARRANGEMENT DU CŒUR

Plusieurs systèmes d'échange Assemblage Irradié – Assemblage Neuf (AI/AN) en cuve sont étudiés :

- Echange par zones tampon, emplacements réservés au sein des protections neutroniques latérales (PNL) pour effectuer une permutation entre un assemblage usé et un assemblage neuf. Les zones tampon peuvent prendre la forme de simples chandelles pouvant accueillir temporairement un assemblage. Ce principe simple nécessite peu d'investissement. Toutefois, la multiplication des opérations de reprise des assemblages et de rotation des bouchons tournants nécessaires à l'échange AI/AN pénalise fortement les cadences de manutention et entraîne un risque important de dégradation du système (impact sur la disponibilité et la sûreté).
- Echange par pot à double alvéole, permettant dans un même pot à deux emplacements, de placer et transporter soit un assemblage neuf, soit un assemblage irradié. Le pot à double alvéole permet d'optimiser les cadences de manutention en supprimant la connexion/déconnexion du pot. Cette solution engendre cependant des inconvénients

comme l'augmentation des dimensions des traversées de dalles et des équipements de la chaîne de manutention et un risque d'erreur de manutention accru dû à la proximité des emplacements AI/AN dans le pot.

Les études à venir sur la conception des options d'échange AI/AN et des machines de manutention apporteront des éléments d'informations concernant les critères de cadence, le coût, l'opérabilité et la sûreté, et permettront la prise de décision sur le choix d'option concernant ce composant.

6.4.2. SYSTÈME DE CHARGEMENT / DÉCHARGEMENT

Les options de conception pour le chargement/déchargement des assemblages combustibles du réacteur Astrid reposent sur des systèmes par hotte ou par rampe (cf. figure 6.8).

Avec le système par hotte, celle-ci vient se positionner sur la dalle pour récupérer ou déposer un assemblage. L'étanchéité est réalisée par un système de vannes, une pour la hotte et une pour la dalle. Il n'y a donc pas de composant de manutention installé à demeure sur la dalle, hormis la vanne.

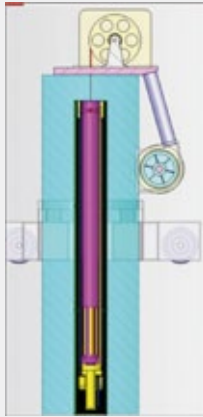
Le système par double rampe et sas est un système éprouvé qui s'appuie sur un retour d'expérience important (Phénix, Superphénix). Le sas permettant le passage du pot de sodium d'une rampe à l'autre peut être à basculeur ou à tourniquet.

Des solutions mixtes, couplant des rampes avec des hottes ou des couloirs de transfert sont également envisagées.

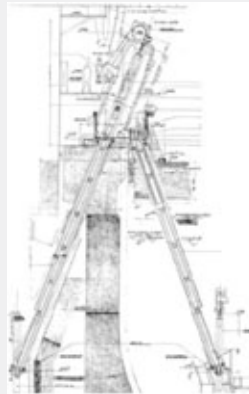
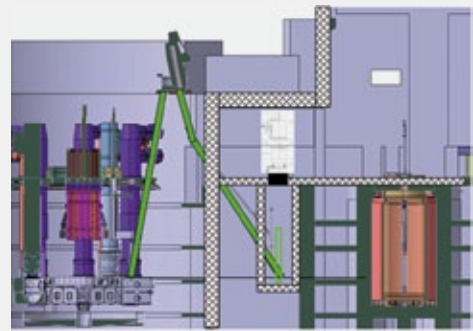
Le système par hotte à pot sodium est un système innovant ne nécessitant pas de reprise de charge, laissant une grande flexibilité de la chaîne aval de manutention et aisément mutualisable. Toutefois, la hotte et sa protection biologique constituent un composant de grandes dimensions et de masse importante entraînant des déplacements de charges lourdes, en particulier sur la dalle du réacteur. Ainsi, l'un des inconvénients majeurs d'un système par hotte est la contrainte

FIGURE 6.8 : SOLUTIONS ÉTUDIÉES POUR LE CHARGEMENT/DÉCHARGEMENT

Hotte à pot sodium



Rampe et sas

Solutions mixtes
(double ou simple rampe, hotte
ou couloir de transfert)

forte imposée sur le génie civil (ouverture de grandes dimensions défavorable à la tenue en pression du bâtiment réacteur) et sur l'exploitabilité (requalification du confinement du bâtiment réacteur après ouverture). D'un point de vue technologique, les points durs résident dans la qualification de la capacité thermique de la hotte et des dispositifs mécaniques (vannes, grappinage, récupération des égouttures de sodium).

Ce système par hotte est maintenu en tant qu'option pour son potentiel dans la perspective filière. Les efforts porteront en particulier sur son impact sur l'installation générale et le génie civil, ainsi que sur les conséquences en termes d'exploitabilité et de disponibilité (performances en cadence de manutention).

Le système à double rampe et sas est une solution mature présentant de bonnes performances en termes de cadence de manutention et ne nécessitant ni reprise de charge ni manutention de composants lourds. Il impose cependant la proximité des systèmes de manutention hors cuve, en particulier pour le stockage externe, et constitue de ce fait un inconvénient majeur pour l'extrapolation à la filière avec l'objectif de mutualisation des moyens pour deux tranches jumelles sur un même site. Cette solution est conservée comme solution de repli éventuelle pour la phase AVP2.

Le principe général des solutions mixtes repose sur un concept de simple ou double rampe pour la sortie du bloc réacteur, puis d'un système de transfert vers le stockage externe par hotte ou couloir de manutention. La solution mixte est très attractive car elle vise à tirer profit des avantages de chacun des concepts : la rampe permet une sortie de l'assemblage du confinement du bâtiment réacteur sans créer d'ouverture particulière dans l'enceinte, la manutention en hotte ou en couloir permettant une mutualisation des moyens dans une perspective filière. Une option de solution mixte avec couloir de transfert en gaz, issue de la recherche de solutions innovantes, a fait l'objet d'un approfondissement et d'une étude de remontage.

Le choix du concept de chargement/déchargement de référence entre la solution à pot sodium et la solution mixte, interviendra au premier trimestre 2013, à la lumière des éléments complémentaires attendus concernant les options de confinement d'Astrid.

6.4.3. MANUTENTION HORS CUVE

Pour chacun des points relatifs à la manutention hors cuve différentes solutions techniques sont en cours d'études. L'objectif du programme de travail en phase AVP2 est de confirmer la faisabilité technique de ces options, afin de définir l'architecture générale de cette chaîne de manutention.

En ce qui concerne les procédés de lavage, les études en cours sur les voies innovantes seront poursuivies en phase AVP2. Elles visent à simplifier le procédé de référence actuelle (atomisation d'eau sous gaz carbonique), tout en améliorant la sûreté et en permettant une augmentation de la cadence de lavage.

6.5. INSTRUMENTATION ET INSPECTION EN SERVICE (ISIR)

6.5.1. CONTEXTE ET DÉMARCHÉ

L'instrumentation, l'inspection en service et la réparation, regroupés sous le vocable ISIR, constituent un des axes forts du projet Astrid. En effet, l'opacité et la réactivité du sodium rendent ces activités beaucoup plus difficiles que dans un réacteur à eau.

Dans le passé, la difficulté pour réaliser l'inspection périodique des structures internes du circuit primaire avait été relevée par l'Autorité de sûreté nucléaire comme un point faible de la filière devant impérativement être surmonté.

Certes des progrès importants ont été faits sur le réacteur Phénix lors de sa réévaluation de sûreté en 1999-2000 et des examens qui ont été conduits à ce moment-là sur le réacteur, mais ce sujet reste un enjeu majeur. C'est pourquoi ce domaine est étudié dès la phase amont de l'avant-projet, afin de disposer à temps, de l'instrumentation et des moyens d'inspection et de réparation permettant le démarrage et l'exploitation du réacteur Astrid.

Les développements menés actuellement sur l'ISIR portent sur 5 niveaux :

- Niveau 0 – prise en compte de l'ISIR à la conception,
- Niveau 1 – surveillance en continu, réacteur en fonctionnement (instrumentation),
- Niveau 2 – inspections périodiques, réacteur en arrêt programmé,
- Niveau 3 – inspections exceptionnelles, réacteur à l'arrêt,
- Niveau 4 – réparations / remplacements, sauvegarde de l'investissement / disponibilité.

Le niveau 0 a été ajouté aux 4 niveaux considérés classiquement dans la mesure où la prise en compte dès la conception des objectifs d'ISIR permet de résoudre une grande partie du problème.

Pour les besoins du projet, les études portent sur des systèmes de mesures complets incluant, à partir de la grandeur à mesurer :

- la technologie retenue pour la mesure,
- le capteur lui-même,
- le positionnement du capteur par rapport à la grandeur à mesurer (porteur par exemple),
- le moyen d'amener le capteur à l'endroit souhaité,
- le transfert du signal,
- le traitement du signal,
- le traitement de l'information pour l'opérateur.

Le domaine couvre l'ensemble des mesures existant sur une centrale nucléaire mais il est évident que le circuit primaire avec la présence de sodium présente les plus forts enjeux en termes de sûreté et de difficulté. Il donne lieu à de nombreuses études d'ingénierie, et à des programmes de recherche mais surtout de développement, tant au niveau de la R&D CEA qu'au niveau des partenaires Areva, EDF et Comex Nucléaire.

A ce jour, une ou plusieurs solutions ont été identifiées pour répondre à chacun de ces besoins. Ceci représente des dizaines de développements qu'il est impossible de résumer ici ; seuls quelques exemples significatifs seront décrits plus bas.

6.5.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION

6.5.2.1. LES ENJEUX DE LA SURVEILLANCE EN EXPLOITATION

Dans le domaine de la surveillance en continu, les technologies employées dans les réacteurs Phénix et Superphénix donnaient globalement satisfaction. Cependant, pour Astrid, il est nécessaire de :

- Répondre à des exigences de sûreté nettement plus élevées que dans le passé pour diminuer la probabilité d'un accident grave et en parallèle prendre en compte cet accident

grave pour en réduire les conséquences ; ceci passe dans certains cas par une redondance ou une diversification accrue, et par la détection de situations non prises en compte dans le passé ; l'exemple de la détection des phénomènes de bouclage d'assemblages sera décrit plus loin.

- L'accident de Fukushima a montré la nécessité de développer une instrumentation post-accidentelle, pour pouvoir gérer dans la durée les conséquences d'un accident grave ; on étudie en parallèle les limites de fonctionnement de l'instrumentation normale (un thermocouple ou une fibre optique par exemple peut supporter des températures supérieures à 1 000 °C), on regarde la résistance à l'accident de cette instrumentation ; de plus, on analyse l'implantation d'une instrumentation dédiée aux accidents graves qui pourrait être à poste fixe ou mise en place après l'accident.
- Rechercher des technologies modernes ; en effet, l'instrumentation des réacteurs Phénix et Superphénix a été conçue il y a plus de 30 ans et l'industrie a fait des progrès considérables en termes de technologies, de miniaturisation et de traitement du signal et de l'information ; il s'agit donc d'engranger ces avancées dans la conception d'Astrid pour améliorer les performances, renforcer la fiabilité, améliorer la disponibilité, faciliter l'exploitation et diminuer les coûts.

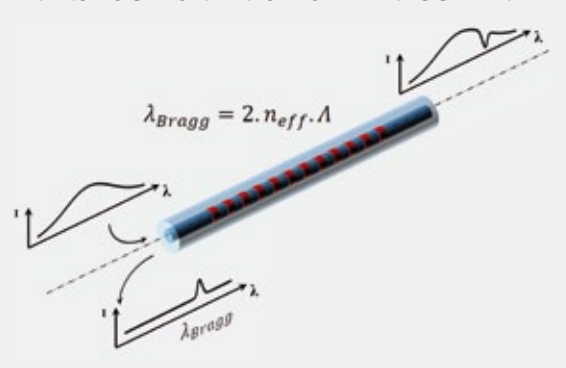
6.5.2.2. EXEMPLES

Fibres optiques (FO)

Les fibres optiques à réseau de Bragg sont intéressantes car elles offrent notamment la possibilité de faire plusieurs mesures avec une seule fibre (cf. figure 6.9).

Cette propriété est particulièrement intéressante pour mesurer des profils de température ou contrôler des températures sur de grandes longueurs.

FIGURE 6.9 : SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN TRANSDUCTEUR À RÉSEAU DE BRAGG FIBRÉ¹²



¹² – Par photoinscription en lumière laser, via l'utilisation d'une figure d'interférences, l'indice du verre constituant le cœur d'une fibre optique est structuré à l'échelle de 500 nm. On obtient ainsi un réseau de diffraction au cœur d'une fibre optique, constitué de plusieurs milliers de pas sur quelques millimètres.

Une source de lumière large bande, opérant généralement dans la plage 1,55 μm, interroge le réseau de Bragg qui réfléchit une unique longueur d'onde, appelée longueur d'onde de Bragg. Les variations de cette longueur d'onde sont directement reliées à des paramètres à mesurer, tels que température et déformations. Multiplexables en longueur d'onde, ces transducteurs permettent de créer un réseau de capteur le long d'une ou plusieurs fibre optique.

Alors qu'il faut un thermocouple par point de mesure, pour une grande longueur, une seule fibre optique serait équivalente à de nombreux thermocouples.

Elles peuvent de plus être utilisées sur les tuyauteries en tant que détecteurs de fuite.

En effet, l'élévation de température ou la détérioration d'une fibre optique est un moyen de détecter et localiser une fuite de sodium.

Au CEA, une fibre optique gainée inox a été testée en sodium, montrant des résultats très encourageants (temps de réponse inférieur à 300 ms). Cependant, les données sur la durée de vie des fibres optiques à haute température sont insuffisantes et doivent faire l'objet d'une R&D supplémentaire.

Pour une utilisation au niveau du circuit primaire, restent à améliorer les performances et la tenue sous irradiation.

De par son faible encombrement et des temps de réponse courts, cette technique de mesure présente un réel intérêt hors ou en sodium mais les données sur les performances et la durée de vie en température (et sous irradiation) doivent être consolidées.

Il est donc envisageable de les utiliser dans Astrid hors circuit primaire, et dans le circuit primaire, en parallèle des mesures par thermocouples.

Détection des phénomènes de bouchage d'assemblage

Les phénomènes de bouchage d'assemblage sont des anomalies locales qui peuvent dégénérer en accident global de fusion du cœur. C'est pourquoi leur détection précoce est importante. Dans le passé, ces phénomènes n'étaient pas détectés avant la fusion de l'assemblage et le début de la propagation aux assemblages voisins. Améliorer la robustesse de la démonstration de sûreté nécessite de diminuer le temps de détection.

Compte tenu de la difficulté de cette mesure, plusieurs technologies sont étudiées en parallèle (voir figure 6.10) : détection neutronique, détection du bruit neutronique, mesures de température, mesures de débits, détection acoustique.

L'une des principales difficultés est de s'assurer que les incertitudes sur ces mesures soient suffisamment faibles par rapport aux variations attendues et surtout que les variations en cas de bouchage soient rapidement identifiables par rapport aux variations normales dues au régime turbulent du sodium dans cette zone.

Pendant l'AVP2, le CEA cherchera à obtenir des résultats significatifs en ce qui concerne la mesure de débit en sortie d'assemblages.

Un système de traitement de l'ensemble des informations issues du système de mesures et surveillance du réacteur avec traitement en ligne des signaux devra permettre une inter-comparaison de ces données. C'est donc probablement une combinaison de ces moyens de détection, selon leur degré de maturité, qui sera mis en place sur Astrid pour fiabiliser le diagnostic.

6.5.3. L'INSPECTION PÉRIODIQUE

6.5.3.1. LES ENJEUX DE L'INSPECTION PÉRIODIQUE

Pour les réacteurs Phénix et Superphénix, la prévention de la dégradation des structures internes de supportage du cœur était assurée par des marges de dimensionnement conséquentes ainsi qu'un contrôle qualité de réalisation très poussé. Ces exigences demeurent pour Astrid mais elles ne suffisent plus et l'ASN exige désormais en plus que les structures et composants importants pour la sûreté puissent être inspectés périodiquement.

La présence du sodium rend cette inspection difficile ; c'est pourquoi elle est prise en compte dès l'avant-projet d'Astrid afin d'en réduire le coût, diminuer les contraintes d'exploitation et la durée des périodes d'arrêt du réacteur.

De plus, cette inspection permettra de disposer de données pour justifier de la durée de vie de 60 ans de la centrale.

Au-delà d'une conception facilitant les accès, les développements portent non seulement sur les capteurs, mais aussi sur les porteurs et le traitement du signal. L'ensemble de ces compo-

FIGURE 6.10 : EXEMPLES D'INSTRUMENTATIONS CONCOURANT À LA DÉTECTION DES PHÉNOMÈNES DE BOUCHAGE D'ASSEMBLAGE

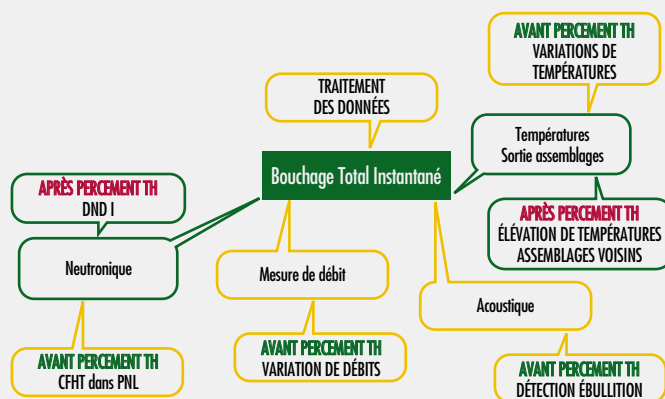
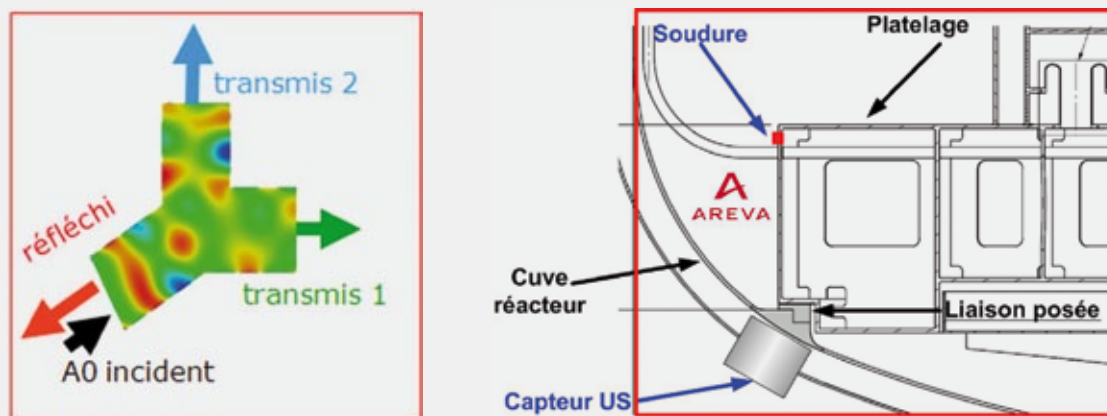


FIGURE 6.11 : CONTRÔLE DES STRUCTURES PAR ULTRASONS

sants doit résister aux conditions de l'inspection : température, rayonnement, présence de sodium ou d'aérosols de sodium.

Quand cela est possible, on privilégie l'inspection à partir de l'extérieur du circuit primaire, plus facile qu'en sodium.

6.5.3.2. EXEMPLE D'INTERACTION ENTRE LA CONCEPTION ET L'INSPECTION DU PLATELAGE

Le platelage est la structure qui supporte le cœur. Elle est complètement baignée de sodium et s'appuie sur la cuve principale. Elle constitue à la fois une structure très importante pour la sûreté et une des plus difficiles à inspecter.

A titre d'illustration, les inspections possibles par l'extérieur ou par l'intérieur de la cuve sont développées ci-dessous.

Inspection depuis l'extérieur de la cuve

C'est la technologie préférée pour le contrôle de la structure, car le capteur et le porteur restent en gaz.

La technique de mesure met en œuvre des ultra-sons (US) qui se propagent au sein de la matière jusqu'aux soudures et aux défauts le cas échéant.

Cette méthode nécessite une continuité dans la transmission des signaux d'émission et de réception.

L'un des choix d'option étant un platelage posé plutôt que soudé sur la cuve principale, l'impact sur la qualité des contrôles doit être évalué. Ainsi, la transmission des US au travers d'une liaison posée (avec revêtement durs) et d'une liaison soudée sera testée expérimentalement dans des conditions similaires et représentatives des contraintes sur la cuve principale (cf. figure 6.11). Le résultat de ces études contribuera au choix de l'une ou l'autre des options.

Inspection depuis l'intérieur de la cuve

Il est possible que l'inspection depuis l'extérieur ne permette pas d'accéder à toutes les soudures qu'on voudrait contrôler.

C'est pourquoi on développe en parallèle une technologie d'inspection en sodium, qui permettrait d'atteindre le platelage par l'espace dégagé en enlevant un assemblage combustible.

Le platelage étant une structure en caisson et nervurée, le point de croisement est percé pour permettre l'accès à un capteur. Les nervures sont placées à la verticale des pieds d'assemblage afin que le porteur et le capteur puissent y accéder directement.

6.6. CONTRÔLE-COMMANDE

6.6.1. CONTEXTE ET DÉMARCHE

L'architecture du contrôle-commande d'Astrid est régie par des exigences structurantes de sûreté et fonctionnelles de haut niveau, notamment :

- la stratégie de défense en profondeur (définition des niveaux et affectation des fonctions de sûreté au sein de ces niveaux),
- les exigences en termes d'indépendance, de séparation géographique et de diversité pour la gestion des défaillances de mode commun,
- le classement de sûreté des systèmes de contrôle commande réalisant ces fonctions de sûreté,
- les principes de conduite du réacteur Astrid,
- la stratégie vis-à-vis de la maintenance,
- Les exigences liées au facteur humain et organisationnel.

Pour ce faire, ces études sont menées en collaboration très étroite avec les partenaires Areva et EDF ; on bénéficie ainsi de leur retour d'expérience significatif engrangé entre autres sur le réacteur EPR, et sur les études du réacteur AT-MEA.

6.6.2. PRINCIPES DE BASE POUR LA CONCEPTION DU CONTRÔLE-COMMANDE ASTRID

Les principes de conception du contrôle-commande doivent permettre de contribuer à la sûreté et la disponibilité du réacteur. Ils permettront d'assurer une bonne lisibilité de son architecture, l'objectif étant d'avoir une robustesse accrue dans la démonstration de sûreté.

Pour toutes les situations de fonctionnement du réacteur (conduite normale et accidentelle), la conduite du réacteur Astrid fait l'objet d'une conduite centralisée depuis les pupitres de la salle de conduite principale et du poste de repli en cas d'indisponibilité de cette dernière. Les opérations de manutention seront pilotées et surveillées depuis une zone dédiée dans la salle de conduite principale ou dans une salle indépendante avec report d'informations en salle de conduite principale.

La conception du contrôle-commande de sûreté d'Astrid est basée sur une approche déterministe reposant sur le principe de défense en profondeur. Le contrôle-commande qui assure le niveau quatre de la défense en profondeur est le système de gestion des accidents graves.

Les systèmes de contrôle commande affectés aux différents niveaux de défense en profondeur sont régis par des règles d'indépendance, de séparation géographique et pour les lignes de défense fortes conçus suivant le critère de défaillance unique¹³ et diversifiés.

Un système représentant une ligne de défense forte (i.e. le système d'arrêt d'urgence du réacteur ou le système d'évacuation de la puissance résiduelle EPuR) aura le plus haut classement sûreté et sera protégé au sens large contre les agressions internes (incendie, aérosol sodium), externes (tremblement de terre, séisme, foudre...) ou contre les actes de malveillance.

6.6.3. ÉLÉMENTS D'ARCHITECTURE POUR LE CONTRÔLE-COMMANDE ASTRID

L'architecture du contrôle-commande du réacteur Astrid est basée sur le principe de la décomposition en niveaux. On distingue donc :

- Le Niveau 0 « Interface procédé » : ce niveau comprend le conditionnement électrique des signaux capteurs pour le niveau supérieur, la gestion des priorités des ordres de commande en provenance du niveau supérieur et l'établissement des commandes électriques pour le pilotage des actionneurs.
- Le Niveau 1 « Acquisitions, Traitements et automatismes » : ce niveau comprend les systèmes électroniques qui assurent les fonctions d'acquisition, de traitements, nécessaires à l'élaboration des mesures représentatives de l'état du réacteur et des circuits associés. Ce niveau élabore les ordres électriques de commande en provenance de la supervision.

13 – Un système conçu suivant le critère de défaillance unique doit disposer d'une redondance suffisante qui permet à la fonction d'être assurée, quel que soit le mode de première défaillance. Des dispositifs d'isolement doivent garantir la non-propagation des défauts.

- Le Niveau 2 « Supervision » : à ce niveau sont positionnés les moyens centralisés pour la conduite normale, incidente ou accidentelle du réacteur.
- Le Niveau 3 « Performances et optimisation » : ce niveau assure les fonctions de mémorisation des informations de conduite du réacteur en vue de dépouillement d'incidents et d'aide à la gestion de crise et à plus long terme en vue d'optimisation des performances du réacteur.

Cette architecture respectera également l'indépendance des fonctions :

- Le contrôle-commande « opérationnel » assurera le pilotage du réacteur dans les conditions normales d'exploitation ; il n'est généralement pas classé sûreté et il ne répond qu'à l'exigence de disponibilité globale.
- Le contrôle-commande de « sûreté » réalisera la fonction d'arrêt d'urgence du réacteur ainsi que les actions de protection et de sauvegarde (ex. systèmes EPuR, de maîtrise du confinement) ; ces systèmes sont classés au plus haut niveau d'exigences de sûreté.
- Le contrôle-commande pour la gestion des accidents graves, y compris les fonctions liées à la conduite post-accidentelle (enseignements de l'accident de Fukushima).

6.6.4. TECHNOLOGIES POSSIBLES POUR LE CONTRÔLE-COMMANDE

L'architecture du contrôle-commande de sûreté pourrait être organisée autour du système numérique de contrôle commande TELEPERM XS d'Areva. Ce système électronique classé au plus haut niveau de sûreté, de technologie à base de microprocesseurs, est conçu pour réaliser des fonctions ayant un temps de réaction rapide et des exigences de fiabilité élevées. Il bénéficie du retour d'expérience des instructions de sûreté des réacteurs EPR en cours de construction.

En fonction des analyses de sûreté, et lorsqu'une exigence de diversification sera requise, le système de sûreté diversifié pourra être de technologie non programmable (électronique analogique, ou électronique numérique à base de composants non reprogrammables).

6.6.5. PERSPECTIVES

Un axe important d'amélioration pour l'architecture de contrôle-commande du réacteur Astrid est celui de la diversification technologique faisant appel à des électroniques durcies analogiques, numériques non reprogrammables ou mixtes tout en conservant un haut niveau d'intégration.

L'objectif visé est de disposer d'une protection améliorée contre les défaillances de mode commun, les actes de malveillance (systèmes programmés), les erreurs de paramétrage ou de reprogrammation, tout en minimisant le volume occupé par ces systèmes (câblage, nombre d'armoires).

Des possibilités de traitement du signal (regroupement, détection de seuils, alarmes, algorithmes) en local au plus près de l'instrumentation sont envisagées afin de réduire le volume des chemins de câbles pour le traitement déporté de l'information.

7.	LES INSTALLATIONS ASSOCIÉES POUR LE CYCLE D'ASTRID	61
7.1.	Le cycle du combustible associé - Adaptation aux spécificités des RNR	61
7.2.	Évolution des technologies	62
7.3.	Ateliers du cycle.....	63
7.3.1.	Atelier de fabrication des cœurs (AFC)	63
7.3.2.	Atelier de traitement des combustibles usés (ATC)	64
7.3.3.	Installation de fabrication d'éléments avec actinides mineurs	65

7.

LES INSTALLATIONS ASSOCIÉES POUR LE CYCLE D'ASTRID

7.1. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE ASSOCIÉ - ADAPTATION AUX SPÉCIFICITÉS DES RNR

La figure 7.1 illustre le cycle des matières dans un parc RNR isogénérateur. À l'équilibre, seulement 50 tonnes d'uranium appauvri sont nécessaires pour approvisionner annuellement un parc RNR de 60 GWe de puissance installée.

Pour le traitement des combustibles permettant le multirecyclage du plutonium, deux phases principales sont nécessaires :

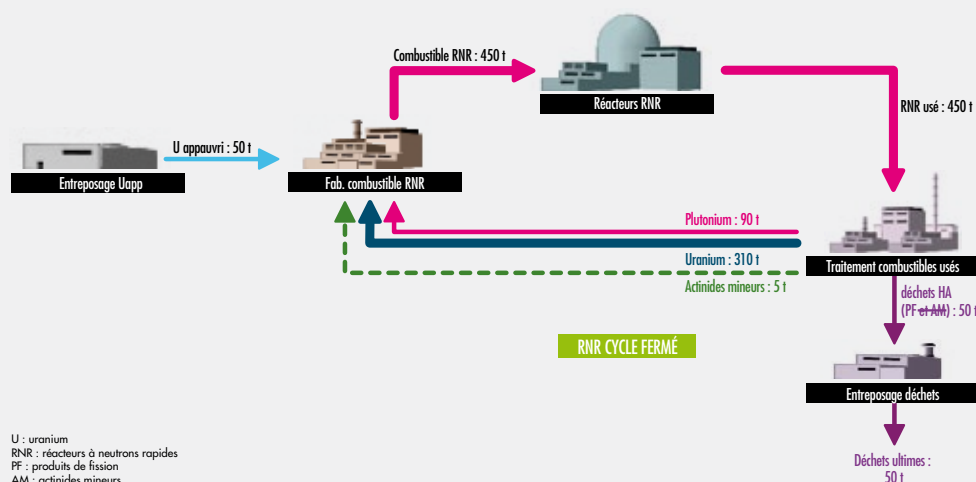
- le traitement (avec une capacité accrue) des combustibles MOX usés des réacteurs à eau légère (REL) visant à récupérer le plutonium nécessaire à la fabrication des premiers cœurs de réacteurs à neutrons rapides (RNR),
- le traitement des combustibles MOX usés de ces RNR matérialisé par un recyclage multiple du plutonium, principale matière fissile à la fois consommée et produite au sein de ce type de réacteurs.

La première phase appelle une R&D d'adaptation et/ou d'optimisation des procédés, prenant en compte notamment la gestion de concentrations accrues de plutonium. La seconde phase requiert une R&D plus globalement innovante, à partir du socle des campagnes réalisées dans le passé de traitement des combustibles du réacteur Phénix dans les ateliers pilotes de Marcoule et industriel de La Hague et des premiers développements technologiques conduits entre 1970 et 1990 à Marcoule (traitement) et à Cadarache (fabrication).

Quelle que soit la phase de ce déploiement, une caractéristique commune à ces deux étapes est que les combustibles à traiter/recycler concentrent davantage de matières fissiles que les UOX usés. La teneur en plutonium est d'environ un ordre de grandeur plus élevée, amplifiant les contraintes de gestion de la criticité et rendant le combustible plus difficilement soluble en l'état des connaissances actuelles. Les combustibles RNR usés présentent aussi la spécificité d'une concentration de produits de fission supérieure aux UOX (environ 3 à 4 fois supérieure) essentiellement en raison des taux de combustion plus élevés, avec un spectre plus large de ces éléments, en particulier des teneurs significativement augmentées en platinoïdes (ceci est dû à la spécificité de la fission du plutonium par rapport à celle de ^{235}U) dont la gestion est délicate au traitement (phases solides relativement réfractaires et peu miscibles dans des matrices de verre conventionnelles). Ceci peut conduire, en l'état des connaissances, à des fractions élevées de solides non-dissous en tête du traitement.

La conception des combustibles RNR, compte tenu du principe de fonctionnement du cœur, nécessite des éléments de structure externes à la matière fissile plus nombreux et plus volumineux (couvertures, vase d'expansion, protections neutroniques, pièces d'extrémités, tube hexagonal...). Ainsi, ces éléments représentent une masse deux à trois fois plus élevée que celle des pastilles de combustible; en comparaison, celle des éléments de structure des UOX ou des MOX REL est inférieure de moitié à celle des pastilles d'oxyde contenues. Dans le passé - notamment pour les combustibles usés du réacteur Phénix - des solutions ont été développées pour permettre au

FIGURE 7.1 : LE CYCLE DES MATIÈRES NUCLÉAIRES DANS UN PARC RNR ISOGÉNÉRATEUR



combustible usé d'accéder en tête d'un procédé de traitement/recyclage. Astrid pourra bénéficier de ces développements. Sur le plus long terme, il faut prévoir le développement de procédés optimisés pour une usine dédiée au combustible RNR, à savoir capable de soutenir des capacités de traitement similaires à celles de la génération actuelle. Des voies d'amélioration sont à étudier en lien avec la conception de l'assemblage vis-à-vis de l'élimination de la tête et du pied de l'assemblage, l'ouverture du tube hexagonal, le retrait du fil espaceur, le mode de cisailage. La recherche de solutions visant à limiter le volume des déchets HA-VL, mais aussi MA-VL, fera appel à des concepts innovants de tri, de décontamination, de concentration et enfin de confinement, et à motiver le développement des procédés et technologies associées.

Le combustible RNR, du fait des températures élevées et de la forte fracturation des pastilles de combustibles en cœur au sein de leur gaine, amène un relâchement important des produits de fissions gazeux dans la gaine. La plupart de ces gaz sont très majoritairement émis au cisailage, ce qui permet d'entrevoir une gestion des rejets potentiellement simplifiée (pas de mélange avec les NOx de la dissolution), voire une diminution notable de ces rejets par le biais de nouveaux procédés de piégeage et de conditionnement ou de confinement plus directs et plus compacts.

Le choix des matériaux, en particulier des gaines, pose des problématiques nouvelles ou à revisiter, dépendantes du choix des matériaux de ces gaines. Ce point est à regarder en détail en ce qui concerne les aciers ODS (présence à éviter de Cr ou de Fe dans les solutions de dissolution).

Pour répondre aux objectifs du cycle des RNR, la fabrication des combustibles doit répondre elle aussi aux enjeux importants suivants :

- pouvoir recycler toutes les qualités de plutonium et d'uranium qui sont disponibles dans le cycle du combustible actuel et à venir. Ainsi, les usines de fabrication doivent pouvoir intégrer l'utilisation du plutonium retraité à partir des combustibles UOX et MOX REL, et bien sûr, celui issu des RNR eux-mêmes,
- maintenir un haut niveau de sûreté des installations nucléaires et en particulier limiter la dosimétrie des opérateurs à un niveau encore plus bas que celui observé dans les installations existantes,
- opérer avec une excellente disponibilité pour assurer de façon fiable l'approvisionnement des réacteurs en combustible en flux tendu,
- tout en visant des performances économiques acceptables passant par une automatisation généralisée des opérations en boîtes à gants et de bons rendements de production.

Une contrainte importante à prendre en compte pour atteindre ces objectifs est la variation du vecteur isotopique du plutonium avec la possibilité de teneurs élevées en isotopes 238 et 241, ce dernier formant de l'américium 241 par décroissance.

L'expérience acquise sur l'usine ATPu de Cadarache et les axes d'améliorations continues sur l'usine de fabrication MOX

d'Areva MELOX constituent un bon socle pour concevoir l'installation de fabrication AFC et atteindre ces objectifs

En outre, le programme de R&D mis en place depuis quelques années au CEA en collaboration avec Areva propose des innovations visant à simplifier les étapes du procédé de fabrication et en particulier celles mettant en œuvre des poudres. Ainsi, on cherche à baser le procédé autour d'une seule étape de mélange de poudres (tirant parti, le cas échéant, de la disponibilité à terme de nouveaux précurseurs tels que les poudres issues de COEXTM), suivi d'une mise en forme et d'un cycle optimisé de densification de la céramique nucléaire.

7.2. ÉVOLUTION DES TECHNOLOGIES

Les spécificités du combustible RNR usé décrites ci-dessus amènent à identifier les thématiques d'intérêt à étudier dans le cadre d'un programme de R&D, en visant une part importante d'optimisations et d'innovations applicables aux procédés industriels de traitement et recyclage actuels et futurs :

- la tête de procédé qui intègre la dissolution des matières, en particulier la mise en solution du plutonium avec une spécificité RNR élevée au niveau de cette étape,
- la séparation des matières valorisables plutonium et uranium, avec une gestion des flux de matières à adapter,
- la conversion du plutonium et de l'uranium en matière(s) première(s) engagée(s) dans la fabrication d'un combustible MOX RNR neuf qui comprend une mise en forme et une densification du matériau, le tout selon des procédés et technologies extrapolables à des flux de plutonium accrus (cadences et teneurs) et à des isotopies spécifiques du plutonium,
- la gestion des effluents et des déchets dont la nature est nettement distincte de celle des combustibles REL, en particulier si des combustibles RNR à hauts taux de combustion et peu refroidis sont traités,
- le contrôle et l'instrumentation, notamment pour la conduite des procédés intégrant un suivi des matières plus exigeant de par la gestion de concentrations et/ou de teneurs de plutonium plus élevées,
- les études d'intégration permettant d'assembler pertinemment l'architecture d'une installation regroupant l'ensemble des fonctionnalités du traitement et du recyclage, en bénéficiant d'innovations technologiques (par exemple en matière d'automatisation, de télé-opération, de maintenance).

Pour chacune des principales thématiques d'intérêt, des évolutions technologiques sont plus particulièrement recherchées, structurant les propositions d'étapes intermédiaires pour la R&D, dont certaines sont menées en partenariat avec Areva NC :

- au niveau de la tête de procédé, un ensemble dissolvant/digesteur pour combustibles MOX RNR, compact (en géo-

métrie sûre), à forte capacité de traitement, dédié à la récupération quantitative du plutonium,

- pour la séparation, un schéma simplifié, ne comprenant plus qu'un seul cycle et ne faisant plus appel à des réactifs redox pour la récupération du plutonium et de l'uranium purifiés,
- au stade de la conversion du plutonium et de l'uranium, puis de la fabrication des combustibles mixtes RNR, un ensemble intégré co-conversion / fabrication sur la base de procédés et technologies simplifiés et compacts, permettant leur exploitation et leur maintenance en boîtes-à-gants et minimisant la rétention de matières,
- quant à la gestion des effluents et déchets, l'établissement de plateformes technologiques inactives à échelle représentative d'ici 2020, préfigurant les installations industrielles de conditionnement des déchets spécifiques des combustibles RNR, ainsi que de solutions, extrapolables à l'échelle industrielle, de gestion optimisée des radionucléides gazeux (impact minimisé),
- au niveau du pilotage du procédé, la mise au point d'un ensemble de capteurs capables de fonctionner en ambiance nucléaire sévère pour la mesure en ligne et la conception d'une conduite avancée intégrant la simulation de procédé et le traitement de données, pour un pilotage en temps réel d'opérations-clés.

Les opérations relatives au cycle des matières d'Astrid visent à répondre à divers besoins :

- permettre l'alimentation du démonstrateur technologique en combustible, avec un chargement initial à la cadence annuelle de 10 tonnes U+Pu, puis en renouvellement à hauteur d'environ 6 tonnes U+Pu par an; l'Atelier de Fabrication des Cœurs (AFC), à mettre en service à l'horizon 2020, répond à ce besoin,
- gérer le combustible déchargé, et en particulier assurer son traitement et son recyclage dans Astrid (permettant par là le recyclage récurrent du plutonium et de l'uranium dans le réacteur, et aussi peut-être d'expérimenter les évolutions technologiques envisageables pour le traitement industriel des futurs combustibles); l'Atelier de Traitement des Combustibles usés (ATC), à mettre en service à l'horizon 2030, répond à ce besoin,
- préparer les expérimentations de transmutation, qui constituent une des missions du démonstrateur technologique Astrid, à une échelle qui reste à préciser à ce stade, une démarche progressive pouvant être envisagée en commençant par utiliser les installations existantes du CEA (Atalante et LEFCA) pour la fabrication de ces expériences; pour aller jusqu'à la fabrication d'assemblages complets, des extensions ATC-AFC post-2030 seront nécessaires.

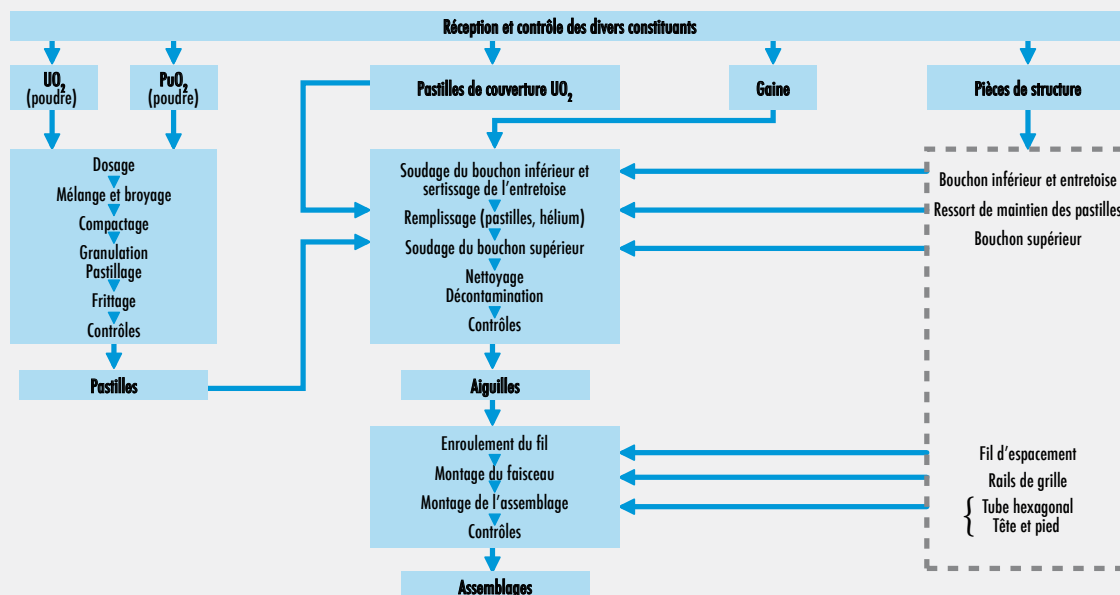
7.3. ATELIERS DU CYCLE

Le cycle du combustible d'Astrid intègre la fabrication du combustible (MOX RNR) et le multirecyclage du plutonium, ainsi que la démonstration progressive de la séparation poussée-transmutation de certains actinides mineurs. De par l'impact sur les caractéristiques d'Astrid (cf. chapitre 5.1), la priorité est donnée au recyclage de l'américium.

7.3.1. ATELIER DE FABRICATION DES CŒURS (AFC)

Tout en étant constitué de pastilles céramiques d'oxyde fabriquées par métallurgie des poudres et frittage comme les combustibles REL (UOX et MOX), le combustible du cœur RNR d'Astrid présente une conception spécifique par rapport à ceux-ci. Les principales différences viennent de la teneur en

FIGURE 7.2 : SCHÉMA DU PROCÉDÉ DE FABRICATION DES ÉLÉMENTS COMBUSTIBLE



plutonium, comprise entre 15 et 30 % en métal lourd suivant les concepts, de la géométrie annulaire des pastilles, du design des aiguilles avec un fil espaceur et de l'assemblage constitué du faisceau d'aiguilles positionnées dans un tube hexagonal massif. Il n'existe plus, même au plan mondial, d'installation industrielle capable de produire ce type de combustible à la capacité nécessaire, ce qui requiert ainsi une installation dédiée pour sa fabrication. Le nouvel Atelier de Fabrication des Cœurs (AFC) est donc associé à Astrid pour fournir le combustible, sous forme d'assemblages neufs, des premiers cœurs puis des recharges, selon le schéma de fabrication de la figure 7.2 à partir des différentes matières premières oxydes d'uranium et de plutonium et pièces de structure.

Les hypothèses majeures structurant le projet actuel de l'AFC sont les suivantes :

- une capacité nominale annuelle de 10 t_{ML} permettant ainsi de fabriquer le cœur d'Astrid en trois ans. Ceci implique la mise en service de cette installation en anticipation d'Astrid de cette même durée,
- dans un premier temps, le combustible oxyde sera fabriqué à partir de poudres PuO₂ et UO₂ à l'aide du procédé COCA déjà mis en œuvre à l'AtPu de Cadarache pour les fabrications Phénix et Superphénix. L'objectif est ensuite de viser une simplification du procédé de fabrication des combustibles en bénéficiant des apports d'une poudre UPuO₂ co-convertie ce qui devrait réduire l'impact radiologique sur le personnel. Le choix du site d'implantation de l'AFC sera fait en 2013 après une étude d'orientation.
- l'AFC doit être conçu pour une évolution future du procédé et des technologies qui permettra de fabriquer des combustibles de différentes spécifications. L'un des exemples est la prise en compte du gainage en ODS qui ne peut pas être retenu pour le premier cœur.

En 2012, les études d'avant-projet sommaire de l'AFC ont débuté en collaboration avec Areva NC afin de préciser les premières esquisses, de définir les options préliminaires de sûreté et de construire les premiers plannings directeurs. En parallèle à ces études de conception, le CEA met en place l'ensemble des autres activités nécessaires à la fabrication des cœurs pour Astrid, dont l'approvisionnement en matières premières nucléaires (en particulier le plutonium) et en matériaux métallurgiques des structures d'assemblages.

Concernant ce dernier point, le cœur d'Astrid est composé de plusieurs familles d'assemblages nécessaires à son fonctionnement et à la protection des éléments de la chaudière nucléaire. Tous ces assemblages sont composés de plusieurs sous-éléments principalement en acier qu'il convient d'approvisionner pour assurer la fabrication des cœurs. A partir des éléments de conception connus, et d'une analyse du REX Phénix et Superphénix, les études à court terme ont pour objectif d'apporter les éléments nécessaires à la proposition de stratégies d'approvisionnement incluant les questions de planning, risques et coût. Au préalable, une

liste exhaustive des structures en acier à fabriquer pour le premier cœur d'Astrid a été établie afin d'orienter des actions de réactivation du tissu industriel qui vont permettre d'évaluer notamment :

- les procédés de fabrication envisageables et les fournisseurs maîtrisant ces procédés,
- la possibilité de mettre en place des actions de R&D pour lever les incertitudes vis-à-vis de l'industrialisation de ces procédés, en interaction avec les concepteurs du cœur.

Un certain nombre d'actions prioritaires sont déjà identifiées concernant notamment la gaine en acier austénitique 1515Ti-AIM1, le tube hexagonal en acier EM10 et les éléments neutrophages en carbure de bore enrichi B₄C.

La conception et la construction de l'AFC représentent également une opportunité majeure :

- de capitaliser l'expérience passée sur la fabrication de combustibles RNR selon deux approches abordées en parallèle à la conception ; d'une part se réapproprier et améliorer les procédés utilisés dans le passé à l'AtPu ; et d'autre part, innover sur ces procédés et technologies,
- en tirant les leçons du passé basées sur l'exploitation et les axes de progrès continu de l'usine MELOX,
- en exploitant, dans une seconde étape, de nouvelles matières premières, notamment d'uranium et de plutonium co-convertis en oxyde mixte (U,Pu)O₂, sources potentielles de simplifications majeures des étapes de mélange (suppression du co-broyage) et plus généralement d'opérations impliquant des poudres,
- d'illustrer le multirecyclage du plutonium au travers de la réutilisation du plutonium formé au cours du passage du combustible en cœur de ce RNR, ce qui suppose de traiter le combustible Astrid pour en récupérer les matières valorisables, principalement le plutonium, en bénéficiant des meilleurs procédés issus de la R&D dans ce domaine.

7.3.2. ATELIER DE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES USÉS (ATC)

Des études ont également été lancées afin de disposer d'une première image de l'atelier assurant le traitement des combustibles usés déchargés d'Astrid. Plusieurs objectifs sont assignés à cet atelier qui doit permettre :

- d'extraire le plutonium contenu dans les combustibles d'Astrid de façon à permettre son multirecyclage dans le réacteur,
- de produire les actinides mineurs, en particulier l'américium, nécessaires à la réalisation d'expérimentations de transmutation à l'échelle de l'assemblage,
- de qualifier à une échelle significative des options innovantes pour le traitement des combustibles chargés en plutonium (MOX-REL et MOX-RNR).

En concordance avec ces objectifs, deux options sont possibles pour le traitement des combustibles d'Astrid : le trai-

tement dans une installation entièrement nouvelle conçue spécifiquement pour ces combustibles, ou le traitement en dilution dans une usine existante. Associées à ces options, deux configurations contrastées d'atelier ont été esquissées.

La première correspond à un atelier autonome qui pourrait être implanté sur le site d'accueil du réacteur et la seconde, à un atelier aux fonctionnalités restreintes localisé sur le site de La Hague et qui ferait appel à des unités existantes pour une grande partie des opérations de traitement. Dans ce dernier cas, la réalisation des opérations d'extraction de l'uranium et du plutonium dans l'usine actuelle nécessite une dilution des matières nucléaires issues des combustibles d'Astrid par de l'uranium appauvri, de retraitement ou par des combustibles usés moins riches en plutonium que le combustible RNR.

Des procédés innovants ont été sélectionnés pour les deux configurations. Cette sélection a été établie à partir des éléments d'orientation de la R&D pour le multirecyclage du plutonium et des résultats des études en cours sur la séparation et la conversion des actinides mineurs.

Les procédés étant fixés, les dimensions des principaux équipements ont été déterminées pour une capacité annuelle de traitement d'environ 6 tonnes de métal lourd initial (t_{MLI}) de combustibles. La taille des diverses cellules de procédé a été estimée à partir des dimensions des équipements et d'hypothèses quant à leur disposition en cellule. Outre les cellules de procédé, les ateliers comportent des cellules d'intervention mais aussi des zones de travail, de circulation, de ventilation et de distribution des fluides.

L'agencement des cellules de procédé et des locaux associés a été entrepris afin d'aboutir à une image cotée de chaque configuration d'atelier, selon l'exemple de la représentation schématique de l'atelier autonome (figure 7.3).

Cette étude préliminaire s'est appuyée sur des hypothèses techniques (choix des procédés et des équipements, épaisseur des protections biologiques, interfaces avec l'atelier de fabri-

cation des cœurs et le réacteur) qui seront à évaluer plus précisément lors des étapes futures de spécifications et d'avant-projet.

7.3.3. INSTALLATION DE FABRICATION D'ÉLÉMENTS AVEC ACTINIDES MINEURS

La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs RNR de quatrième génération peut être envisagée en mode homogène ou hétérogène. La démarche permettant de qualifier ces nouveaux concepts de combustibles nucléaires comportant des actinides mineurs nécessite 4 phases successives :

- une sélection des concepts,
- une étude de faisabilité à l'échelle de la pastille ou d'aiguilles courtes irradiées,
- une optimisation qui valide le comportement en réacteur de l'aiguille échelle 1,
- une qualification de l'assemblage complet correspondant au produit industriel.

A chaque phase correspondent des échelles d'objets à irradier et des quantités de matière à produire distinctes faisant appel à des tailles d'installations différentes.

Quel que soit le mode de recyclage des actinides mineurs, les données disponibles actuellement concernant les combustibles porteurs de ces actinides correspondent à la phase de faisabilité. Les irradiations dans le réacteur Astrid vont donc permettre de faire progresser les phases d'optimisation et de qualification. Pour soutenir la démarche retenue pour les expérimentations de transmutation hétérogène, le programme d'irradiation associé à la phase d'optimisation nécessite une fabrication de l'ordre de 20 aiguilles (correspondant à environ 15 kg de combustible) à une cadence minimale de 1 à 2 aiguilles par an. Ce programme requiert une capacité de production de combustible aux actinides mineurs supérieure à celle des équipements expérimentaux actuellement disponibles dans les installations nucléaires du CEA.

Pour répondre dans un premier temps à ce besoin de production de combustibles et cibles à l'américium pour des irradiations dans Astrid, les études sont menées pour évaluer la faisabilité des installations existantes (Chaînes de cellules blindées d'Atalante à Marcoule pour l'obtention des pastilles et les lignes de boîtes-à-gants du LEFCA à Cadarache pour l'obtention des aiguilles) à recevoir les nouveaux équipements nécessaires (tels que par exemple, presse de pastillage, four de frittage ou ligne de fabrication des aiguilles avec mise en gaine). Ces études concernent ainsi la nucléarisation des équipements de fabrication et de contrôles télé-opérés en caisson blindé, et l'amélioration de la gestion de la contamination notamment par l'utilisation de poudres co-converties d'actinides mineurs.

A plus long terme, il pourrait être décidé l'extension des installations ATC et AFC pour assurer la séparation des actinides à recycler et la fabrication des combustibles associés, allant jusqu'à la fabrication d'assemblages complets.

FIGURE 7.3 : REPRÉSENTATION DE L'ATC (VERSION ATELIER AUTONOME)



8.	SIMULATION ET CODES DE CALCUL – QUALIFICATION	67
8.1	Outils de modélisation en fonction du calendrier du projet	67
8.2.	Installations d'intérêt pour la qualification du cœur et des composants d'Astrid	68

8.

SIMULATION ET CODES DE CALCUL – QUALIFICATION

La qualification des choix d'options du projet Astrid est un processus nécessitant d'affiner au fur et à mesure de l'état d'avancement du projet la connaissance que l'on a des paramètres dimensionnant pour chacun des composants du réacteur, des phénomènes régissant le fonctionnement de ces composants ainsi que leur couplage, et in fine, de garantir le niveau de sûreté du réacteur.

Il faut donc être capable de caractériser par le calcul les paramètres principaux du réacteur et d'associer à ces calculs un indice de confiance permettant d'évaluer l'impact des différentes sources d'incertitudes, qui peuvent provenir :

- Des éventuels biais de modélisation (notion d'incertitudes systématiques),
- Des incertitudes aléatoires qu'on peut modéliser via un modèle probabiliste (à partir de traitements mathématiques souvent statistiques),
- Des incertitudes épistémiques (associées au manque de connaissance) qu'on peut soit modéliser de manière probabiliste soit prendre en compte par des méthodes spécifiques.

Enfin, il convient de tenir compte de la propagation de ces incertitudes au travers des couplages entre disciplines.

Les modélisations des incertitudes s'appuieront sur les larges bases de données expérimentales de grandeurs observables représentatives du domaine de fonctionnement du réacteur (normal ou accidentel) existantes, et qui seront complétées pendant la phase du projet Astrid par rapport à ses options de conception spécifiques.

8.1 OUTILS DE MODÉLISATION EN FONCTION DU CALENDRIER DU PROJET

La nature des outils de modélisation utilisés et le degré de précision visé pour les calculs dépendent fortement du niveau d'avancement du projet :

2010 – 2012 : Phase 1 de l'Avant-Projet Sommaire (AVP1).

Les études de conception durant cette phase seront réalisées avec les outils existants.

La nature des études durant cette phase doit permettre de conforter la faisabilité des différents systèmes ou options envisagées et de dimensionner de manière préliminaire ces systèmes.

Les études d'APS phase 1 ne nécessitent pas des modélisations très détaillées et les calculs doivent permettre d'obtenir des résultats pour le fonctionnement normal et certaines si-

tuations accidentelles dans des délais raisonnables pour permettre la réalisation d'études de sensibilité ; le temps de restitution attendu est limité à quelques heures en général, mais évidemment des calculs systèmes ou CFD (Computational Fluid Dynamics) peuvent impliquer des temps de restitutions beaucoup plus longs (en particulier pour des calculs de vérification de modélisations simplifiées en support à la conception ou bien par exemple des calculs systèmes nécessitant une modélisation du circuit secondaire, ou bien selon la sélection des options Astrid impliquant dès l'APS des études d'asymétrie)¹⁴.

Cette phase se caractérise par des études nombreuses liées au nombre d'options et designs à évaluer, ne nécessitant pas un niveau de précision et de définition élevé. Les résultats de calculs obtenus durant cette phase n'incluent pas les incertitudes. Les outils de calcul utilisés pourront s'appuyer sur une première validation issue du REX des programmes Phénix et Superphénix1.

2012 – 2014 : Phase 2 de l'Avant-Projet Sommaire (AVP2).

Fin 2012, le choix des options de référence du démonstrateur technologique sera connu et le nombre d'options sera donc restreint par rapport à la phase 1. Les objectifs d'études associées à cette phase 2 de l'APS sont les suivants :

- dimensionner sur la base de modélisations plus détaillées les composants et systèmes de référence, et conduire une évaluation des performances en fonction des conditions de fonctionnement,
- définir un premier dossier de remontage d'ensemble cohérent du réacteur et des différents systèmes associés, nécessitant des études complexes à l'échelle du réacteur et intégrant un nombre de systèmes important,
- réaliser les études de transitoires accidentels en support au dossier d'options de sûreté (DOS).

Les transitoires accidentels/incidentels auront été définis au préalable en fonction de la stratégie de sûreté.

Les résultats de calcul obtenus intègrent dans cette phase une évaluation préliminaire des incertitudes.

En cas de changement d'outils pour l'APD, la phase de transition pour les utilisateurs se fera pendant la phase d'AVP2 de 2012 à 2014.

2014-2017 : Phase de l'Avant-Projet Détaillé (APD).

Compte tenu du niveau de définition avancé des différents systèmes constituant le démonstrateur technologique Astrid durant cette phase, les études et calculs associés seront très

¹⁴ – Le temps de restitution ne concerne que le temps de calcul proprement dit, et n'intègre pas les étapes de préparation des données et d'interprétation des résultats.

détaillés, et nécessiteront des modélisations fines en 3D. Les résultats des études de dimensionnement prendront en compte les incertitudes consolidées grâce aux premiers essais de qualification qui seront réalisés dans le plan de justification de la définition du concept produit Astrid.

Les couplages entre codes devront permettre la réalisation de calculs complets et avec un niveau de précision élevé. Les outils seront validés dans les domaines cohérents avec les options de conception Astrid, les conditions de fonctionnement et les domaines géométriques traités.

Un premier niveau de validation des outils de simulation est requis pour la fin de l'APD en support au Rapport Préliminaire de Sécurité ; ce premier niveau s'appuiera sur les résultats disponibles du plan de qualification, et sera complété pendant les phases suivantes du projet par l'apport des compléments du programme de qualification afin d'apporter les éléments manquants pour le premier Rapport de Sécurité.

8.2. INSTALLATIONS D'INTÉRÊT POUR LA QUALIFICATION DU CŒUR ET DES COMPOSANTS D'ASTRID

L'analyse du besoin en nouvelles données expérimentales pour la qualification des composants du réacteur Astrid et la réduction des incertitudes a déjà été engagée afin notamment d'identifier :

- Les installations expérimentales existantes où l'on pourra réaliser les programmes de qualification requis ;
- Les installations expérimentales nécessaires mais non disponibles en France.

Dans ce cas, deux scénarii sont envisageables :

- Voir si une installation de ce type existe à l'étranger et si une coopération est envisageable avec le pays concerné dans des conditions de coût et de délai compatibles avec le projet Astrid ;
- Etudier l'opportunité d'investir dans une nouvelle installation expérimentale.

Cette démarche a été initiée dans les trois grands domaines suivants :

- La qualification du cœur et installations associées. Cela concerne principalement :
 - Des essais neutroniques (dans les maquettes critiques BFS et Masurca) ;

- Des essais accidents graves (avec principalement la plateforme Plinius adaptée au caloporteur sodium, et le réacteur expérimental IGR au Kazakhstan, l'analyse du programme expérimental EAGLE réalisé par JAEA) ;
- Des programmes d'irradiation pour qualifier notamment certaines des options avancées pour le combustible, le gainage, ou la transmutation des actinides mineurs. A ce titre, on peut citer les essais en cours d'irradiation de matériaux de structure dans le réacteur russe BOR-60 et le projet d'irradiation de combustible dans le réacteur BN-600 ;
- Des essais de qualification d'assemblages (dont les assemblages spécifiques de type SEPIA (ou SEntinelle Passive d'Insertion d'Antiréactivité) et de barres (y compris les mécanismes) ;
- Des essais visant à qualifier plus particulièrement un modèle ou un code (simulation des interactions fluide-structures par exemple).

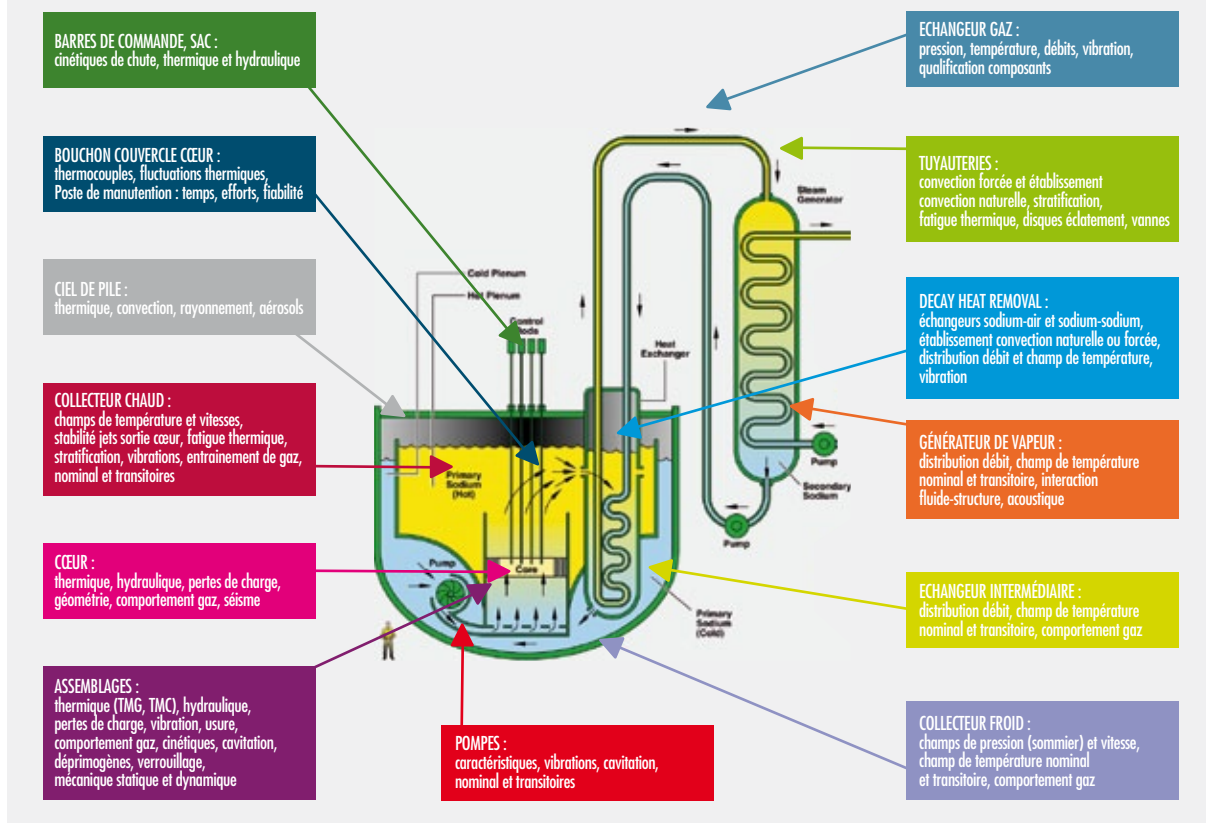
- Les installations technologiques d'intérêt pour la qualification des gros composants de l'îlot nucléaire, de la chaudière et des fonctions transverses (ISIR, manutention...) du projet Astrid ou pour les essais hors pile dédiés aux accidents graves.

- La qualification de la démarche de sûreté intégrant le thème des accidents graves à la conception, qui en complément des études associées à la conception du cœur, requiert des compléments expérimentaux associés aux potentiels cheminement du corium vers un récupérateur et la maîtrise du refroidissement long terme d'un corium sur ce dernier, en s'appuyant en particulier sur l'installation en projet Fournaise (plateforme Plinius).

Nous pouvons déjà dégager quatre grands ensembles de boucles pour répondre aux besoins du projet Astrid :

- Les grandes boucles pour les essais en sodium de qualification de composants (système de manutention, assemblages, etc.) ou pour les procédés avancés de lavage réunies dans la plateforme Cheops ;
- Les petites boucles pour les essais en sodium réunies dans la plateforme Papirus (Parc des Petites Installations de Recherche sur l'Utilisation du Sodium dans les réacteurs rapides) ;
- Les boucles en fluides simulants réunies dans la plateforme Giseh (Groupement des Installations en Simulant Eau pour l'Hydraulique), cf. figure 8.1 ;
- Les installations dédiées à l'étude des accidents graves réunies dans la plateforme Plinius.

FIGURE 8.1 : EXEMPLE DES PHÉNOMÈNES POUVANT ÊTRE ÉTUDIÉS PAR DES MAQUETTES EN FLUIDES SIMULANTS



9.	ORGANISATION INDUSTRIELLE ET COLLABORATION INTERNATIONALE DU PROJET ASTRID	71
9.1	Le montage industriel du projet.....	71
9.1.1.	Les missions de la maîtrise d’ouvrage	72
9.1.2.	L’organisation interne CEA	73
9.2.	La collaboration internationale	73
9.2.1.	En Europe	73
9.2.2.	Hors Europe	74

9.

ORGANISATION INDUSTRIELLE ET COLLABORATION INTERNATIONALE DU PROJET ASTRID

9.1 LE MONTAGE INDUSTRIEL DU PROJET

Par la loi du 28 juin 2006, le CEA s'est vu confier la maîtrise d'ouvrage du projet. Il en a également reçu le financement, correspondant à la phase d'avant-projet (2010-2017), par le Programme d'Investissements d'Avenir (PIA).

Les grandes lignes de l'organisation mise en place sont les suivantes :

- la maîtrise d'ouvrage et le pilotage stratégique du projet sont assurés par la Direction de l'Énergie Nucléaire/ Direction de l'Innovation et du Soutien nucléaire, et plus particulièrement le programme « Réacteurs de 4^e génération »,
- le pilotage opérationnel du projet est assuré par la cellule projet Astrid (CPA) rattachée au Département d'étude des réacteurs (DER) du CEA Cadarache et animée par un chef de projet. Celui-ci s'appuie sur une équipe plateau composée :
 - d'un architecte industriel, car le CEA a pris la décision de ne pas faire appel à un maître d'œuvre principal et d'assurer lui-même la fonction d'ensemblier ; il s'appuie sur une cellule de synthèse et de maîtrise de la configuration,
 - d'un responsable de management de projet chargé de l'organisation, de la maîtrise des risques, du suivi des plannings et des coûts ; il s'appuie sur une assistance externe,
 - de responsables de fonctions transverses sur les enjeux majeurs d'Astrid (sûreté, opérabilité, analyse de la valeur, programmes expérimentaux, instrumentation et ISIR),
 - et de responsables chargés de piloter les différents lots d'études d'ingénierie (interfaces site, chaudière nucléaire, cœur, systèmes de conversion d'énergie, auxiliaires nucléaires et manutention, contrôle commande et distribution électrique, génie civil).

Le projet est découpé en lots d'études d'ingénierie qui sont confiés à différents partenaires industriels, préférentiellement dans le cadre de collaborations bilatérales ou par le biais de marchés commerciaux, hormis le lot Ingénierie Cœur réalisé par le CEA pour la phase d'avant-projet. A ce jour, les accords suivants ont été signés :

- EDF/SEPTEN (depuis septembre 2010) qui, localisé à Lyon, assure une assistance à l'équipe CEA de maîtrise d'ouvrage par une présence directe dans celle-ci et par une équipe basée à Lyon ; elle apporte ses compétences d'architecte et d'exploitant de centrales nucléaires REP et RNR. Mentionnons aussi l'apport de EDF R&D, associé aux études de R&D avec le CEA et Areva depuis 2007 sur l'évaluation d'options pour un RNR-Na de 4^e génération, et depuis 2010 plus particulièrement à la R&D en soutien à la conception du réacteur Astrid,
- Areva NP (depuis octobre 2010), seul constructeur européen maîtrisant la conception des centrales à neutrons ra-

pides à sodium, qui assure l'ingénierie de la chaudière nucléaire, des auxiliaires nucléaires et du contrôle-commande,

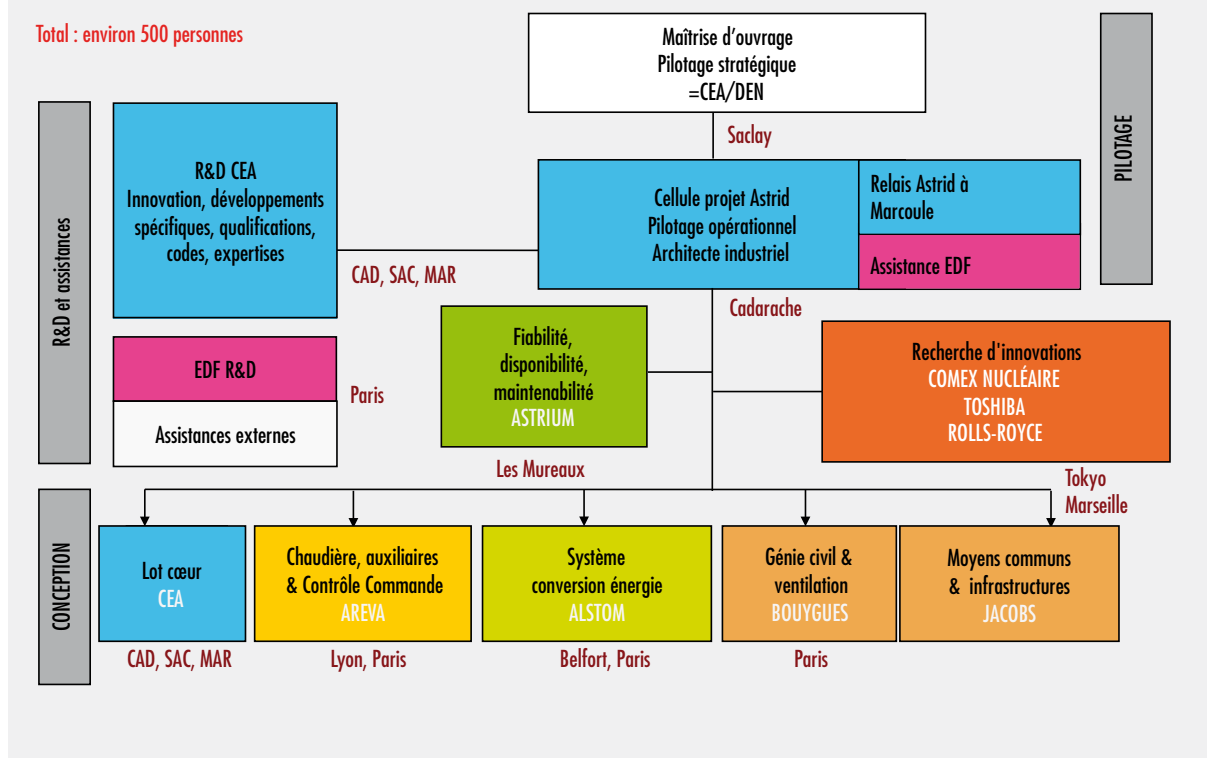
- ALSTOM POWER SYSTEMS (depuis mai 2011), concepteur et constructeur de systèmes de conversion d'énergie de centrales nucléaires ou non, qui mène les études de celui d'Astrid,
- COMEX Nucléaire (depuis juillet 2011) qui apporte ses compétences de conception mécanique pour l'étude de différents systèmes, comme la robotique pour l'inspection en service du circuit primaire ou la conception diversifiée de mécanismes de barres...
- TOSHIBA (depuis avril 2012) pour le développement et la qualification de grosses pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires de sodium,
- BOUYGUES (depuis avril 2012) dont la contribution porte essentiellement sur la conception du génie civil de l'ensemble des bâtiments de l'îlot nucléaire (dont le bâtiment réacteur, les bâtiments auxiliaires nucléaires, les bâtiments de manutention du combustible) mais également de la salle des machines, abritant le groupe turbo alternateur,
- JACOBS Nucléaire (depuis juin 2012) sur l'ingénierie des infrastructures et des moyens communs du site,
- ROLLS-ROYCE (depuis septembre 2012) sur les échangeurs sodium-gaz et la manutention des assemblages,
- ASTRIUM (depuis octobre 2012) sur la fiabilité en fonctionnement des équipements relevant de la sûreté.

Le projet reste ouvert à d'autres partenariats, qu'ils soient français ou étrangers.

Ces partenariats permettent au CEA de travailler sur les études d'avant-projet d'Astrid en associant des acteurs majeurs, dont l'expérience et la compétence en leurs domaines représentent un gage de réussite. L'association de partenaires industriels favorise l'innovation et garantit la prise en compte des enjeux industriels (opérabilité, constructibilité...) dès la conception d'Astrid.

Les relations avec les partenaires industriels responsables d'études d'ingénierie ont été détaillées dans une spécification de management (auxquelles les ingénieries répondent par un plan de management) qui prévoit notamment :

- des revues de projet au sens de la norme RG aéro 0040 qui constituent des points de rendez-vous majeurs en fin d'AVP1 (RCS : Revue de Conception Système) et en fin d'AVP2 (RCD : Revue de Conception Détaillée),
- des revues de conception internes aux ingénieries, en préalable notamment à la RCS et à la RCD,
- des revues de choix d'options organisées par la CPA avec participation du pilote stratégique,

FIGURE 9.1 : ORGANISATION GÉNÉRALE DU PROJET ASTRID

- des réunions mensuelles pour faire état de l'avancement des actions, de l'analyse des plannings, des remises de livrables, de l'avancement physique,
- des réunions d'avancement trimestrielles pour traiter les aspects budgétaires (annuels, pluri annuels, engagé, reste à dépenser), les actions de réduction de risques projet,
- des réunions bimestrielles de coordination des ingénieries Astrid pour traiter des fiches d'évolution, de la gestion de configuration, des activités de remontage des performances, des intégrations des maquettes des ingénieries dans la maquette globale Astrid,
- des revues de concertation des instances de pilotage, entre pilotes stratégiques de chaque partenaire.

L'organisation générale du projet est schématisée sur la figure 9.1.

9.1.1. LES MISSIONS DE LA MAÎTRISE D'OUVRAGE

Maîtrise d'ouvrage principale

En tant que maître d'ouvrage, le CEA assure le pilotage stratégique et opérationnel du projet. Il a également la responsabilité de l'élaboration des dossiers de sûreté et reste l'interlocuteur de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Astrid étant un projet CEA, il est conduit selon les règles d'assurance qualité du CEA, en particulier le référentiel métho-

dologique de management de projet (R2MP) basé sur la recommandation RG AERO00040.

En tant qu'architecte ensemble du projet, le CEA a des missions spécifiques.

Gestion de la configuration

L'architecte ensemble reste le garant de la gestion de la configuration étudiée par les différentes ingénieries. Aussi, une arborescence produite a été finalisée et partagée entre tous les acteurs. Chaque ensemble est lui-même découpé en sous-ensembles ou systèmes élémentaires.

Les études de la phase préliminaire ont permis d'identifier dans chaque sous-ensemble un certain nombre de variantes ou options, qui seront proposées en choix pour la majorité d'entre elles, au cours de l'AVP1, puis de l'AVP2 pour les restantes. Elles sont toutes répertoriées dans les arborescences « produits » et font l'objet d'agencements cohérents dans des designs aux performances comparées. Tous ces designs sont conformes au cahier des charges fonctionnel.

Identification et gestion des interfaces

L'ensemble des données techniques issues du cahier des charges fonctionnel et des premières données des études préliminaires des lots d'ingénierie font l'objet d'une gestion et d'un partage sous la responsabilité de l'architecte industriel. Un document est mis à jour mensuellement et l'ensemble des évolutions est portée à la connaissance de tous les acteurs de la conception d'Astrid.

Gestion des performances

Pour chacune des configurations étudiées, un remontage des performances de l'ensemble est effectué à l'aide d'une méthodologie de calcul validée. Celle-ci doit permettre d'évaluer des combinaisons cohérentes de modèles/variantes/options (appelées designs) de manière à les évaluer et les classer par rapport à un design de référence étudié pour chaque modèle (systèmes de conversion d'énergie eau/vapeur ou gaz) et proposé par les ingénieries avec validation de la CPA lors des revues intermédiaires de choix d'options. Le classement est fait avec les critères discriminants essentiels que sont la sûreté, le coût et la maturité/faisabilité.

9.1.2. L'ORGANISATION INTERNE CEA

La CPA est en relation directe avec :

- Le lot ingénierie cœur,
- Les acteurs de la R&D sur le domaine d'Astrid,
- Les acteurs travaillant sur le cycle et les moyens lourds associés

L'organisation interne de la CPA repose sur des chargés de lot métier ou transverse (voir figure 9.2) qui interagissent avec l'ensemble des intervenants du projet qu'ils soient ingénierie ou assistance. Ces chargés de lots définissent à leurs contributeurs respectifs les données d'entrée, les livrables à émettre, les principaux jalons auxquels ceux-ci contribuent.

En externe CPA, vers les équipes de R&D et le projet AFCOE (Atelier de fabrication des cœurs), le fonctionnement repose

sur l'émission de fiches d'expressions de besoins de lots techniques (cœur, chaudière, manutention, SCE...) et transverses (sûreté, ISIR, opérabilité...) de la CPA vers les équipes qui interviennent pour le lot d'ingénierie cœur (LIC) ou en assistance maîtrise d'ouvrage (en R&D, définition de qualifications et expertises).

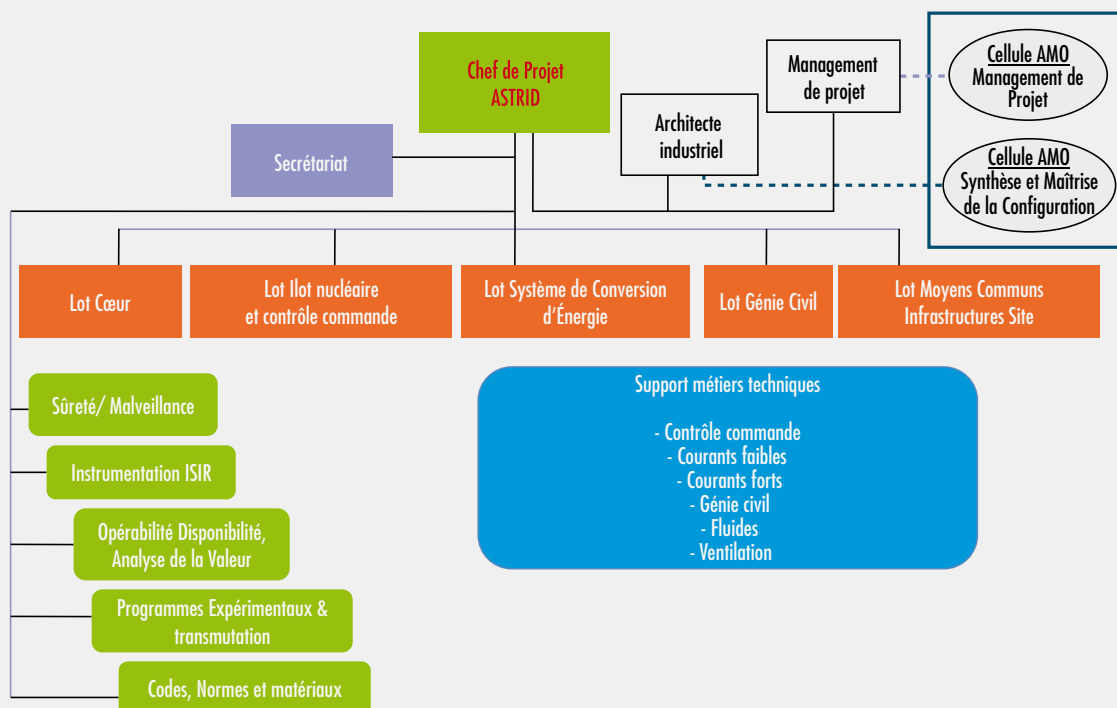
9.2. LA COLLABORATION INTERNATIONALE

Le CEA a développé depuis 2007 un ensemble de partenariats internationaux afin de renforcer et démultiplier ses efforts de R&D. Ces partenariats présentent l'opportunité de partager les coûts de développement et d'utilisation d'infrastructures expérimentales lourdes. Ce chapitre présente une synthèse de celles-ci et de leurs objectifs.

9.2.1. EN EUROPE

Au niveau de l'Europe, la filière RNR-Na et le démonstrateur technologique Astrid sont intégrées dans la feuille de route de la plateforme SNE-TP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, www.snetp.eu), qui vise à construire un espace européen de la recherche dans le domaine de fission, et de l'ES-NII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative), son

FIGURE 9.2 : ORGANISATION DE L'ÉQUIPE PROJET ASTRID (CPA)



équivalent porté par l'industrie, ainsi que dans l'alliance EERA (European Energy Research Alliance, <http://www.eera-set.eu>).

Cette filière est identifiée comme la filière de référence par ces plateformes pour les réacteurs à spectre rapide; celles-ci permettent d'aider la structuration et la rationalisation des efforts des différents acteurs européens. Ces actions se retrouvent dans la mise en place d'un certain nombre de projets européens, dont les principaux sont :

- CP-ESFR (<https://www.project-cp-esfr.eu/>), coordonné par le CEA, et centré sur le développement de briques technologiques, et la validation des codes de calculs;
- ADRIANA (<http://adriana.ujv.cz/>), qui a réalisé un recensement des infrastructures expérimentales européennes nécessaires aux différents programmes Génération IV, puis rédigé une feuille de route d'investissements;
- MATTER (www.matterfp7.it) et GETMAT (<http://nuklear-server.ka.fzk.de/getmat/>), deux projets dédiés au développement et à la qualification de matériaux innovants;
- SARGEN IV, qui vise à contribuer aux efforts d'harmonisation des méthodologies d'évaluation de sûreté des systèmes de 4^e génération, dans la lignée des travaux du Risk and Safety Working Group du Forum International GenIV et des recommandations de l'AIEA et de WENRA.

Ces projets européens permettent aussi de soutenir la mise en place de partenariats spécifiques entre le CEA et des organismes de R&D européens.

9.2.2. HORS EUROPE

Hors Europe, le CEA est un acteur majeur du Forum International Génération IV (<http://www.gen-4.org/>) qui rassemble 13 pays intéressés pour partager les efforts de R&D sur six systèmes, dont la filière RNR-Na, sur les thèmes de la transmutation, de la sûreté et de la technologie. Ce Forum a une activité importante d'harmonisation de standards et référentiels de sûreté, via le Risk and Safety Working Group.

Le CEA est aussi impliqué dans un certain nombre d'activités de l'AIEA dans le cadre du Technical Working Group on Fast Reactors (TWG-FR), et du International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), qui permettent des échanges sur la sûreté et le développement technologique des systèmes nucléaires rapides, ainsi que le partage du retour d'expériences de phases de construction, d'exploitation et de démantèlement de RNR-Na.

A côté de ces coopérations multilatérales, le CEA a développé un ensemble de partenariats bilatéraux avec l'ensemble des organismes de R&D impliqués dans le développement des RNR-Na. Citons notamment :

- Avec la Russie, suite à la signature de l'accord CEA-Rosatom à l'été 2010, trois axes de R&D ont été définis : le développement et la qualification des matériaux de cœur et des combustibles (incluant la réalisation d'irradiations dans BOR-60 et BN-600 par exemple), la sûreté et la physique des cœurs (incluant des essais neutroniques dans la maquette BFS en support à la qualification du cœur CFV), et la technologie avec en particulier l'évaluation de la possibilité de partager des boucles expérimentales. Par ailleurs, un travail commun CEA-ROSATOM est en cours pour l'établissement d'une feuille de route pour la mise au point d'un réacteur commercial à neutrons rapides refroidi au sodium.
- Avec l'Inde, une R&D commune est menée avec IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research) et le BARC (Bhabha Atomic Research Centre), sur les thèmes de la sûreté et de la recherche de base, conformément aux traités internationaux. Quelques exemples de R&D sont l'amélioration de la compréhension des mécanismes de propagation d'un corium dans un RNR-Na, de l'impact des aérosols de sodium dans l'installation et l'environnement, ainsi que le développement de l'instrumentation de sûreté, s'appuyant sur la réalisation d'essais en commun.
- Un accord a été signé en 2010 avec JAEA (Japon) et US DOE (Etats Unis d'Amérique), pour permettre un renforcement de la coopération en support aux développements des prototypes Astrid et JSFR. Des actions communes associées à la validation de codes de calculs dans les domaines de la thermohydraulique et des accidents graves, au développement d'instrumentation et de robotique sont en cours, ainsi qu'un approfondissement des référentiels de sûreté en support à un effort d'harmonisation, associés au planning des deux prototypes. De plus, cet accord permet l'utilisation de moyens expérimentaux des partenaires, comme par exemple la réalisation en 2011 d'essais de wastage en situations de réaction sodium-eau sur l'installation SWAT1R de JAEA, et la participation du CEA au programme EAGLE 1 & 2 mené par JAEA sur le réacteur IGR de NNC (Kazakhstan) en support à la qualification de dispositifs de mitigation.
- Le réacteur expérimental CEFR a divergé pour la première fois en 2010 en Chine. Un laboratoire commun a été créé en amont entre le CEA et CAEA pour soutenir son démarrage et y préparer des programmes expérimentaux.

10.	DÉFINITION DU PLANNING ET DES COÛTS	77
10.1.	Le planning	77
10.2.	L'élaboration des coûts	78

10.

DÉFINITION DU PLANNING ET DES COÛTS

Le projet Astrid en est encore fin 2012 à une phase préliminaire, puisque l'avant-projet sommaire ne se terminera que fin 2014. Les études des différentes ingénieries n'ont pas toutes le même degré de maturité, du fait de leur démarrage échelonné au cours de la phase 1 de l'AVP1 : démarrage de l'ingénierie cœur dès la constitution de l'équipe projet au début de l'année 2010, puis de l'ingénierie îlot nucléaire en septembre 2010, puis de celle du système de conversion d'énergie en juin 2011, et celle du génie civil, des moyens communs et des infrastructures en début 2012. D'autre part, pour laisser la possibilité d'innover, certaines solutions techniques n'ont pas encore été décidées (par exemple le choix de la technologie retenue pour le système de conversion d'énergie). Enfin, le travail de consolidation des études d'ingénierie de niveau APS est prévu surtout sur la phase 2 dite AVP2 (2013-2014).

Dans ces conditions, l'exercice d'élaboration du planning du projet pour les phases ultérieures reste à consolider. Concernant les coûts, il s'agit d'abord de partager une même méthodologie qui permettra un remontage à l'issue de l'AVP2.

ning de référence. Cette planification de référence présente une granulométrie « grandes mailles » et retrace le délai de réalisation global du projet, les grands livrables à produire, les étapes principales et leurs liens, les durées prévisionnelles, les jalons. Cette planification intègre des marges qui sont consolidées par une analyse de risques.

Le planning de rang 1 : il présente une granulométrie plus fine pour les phases engagées. Ce planning semi-détaillé offre la visibilité du déroulement logique de chaque lot et met en évidence les événements clés; il est établi par les ingénieries et consolidé par l'équipe de pilotage opérationnel.

Le planning de rang 2 : ce planning est détaillé au rang des tâches élémentaires. Il intègre les éléments relatifs aux études, à la préparation des travaux, la réalisation de ceux-ci, le repli de chantier et la fourniture des dossiers finaux et de retour d'expérience; il reste interne aux ingénieries.

Plusieurs plannings différents sont élaborés et suivis en cohérence :

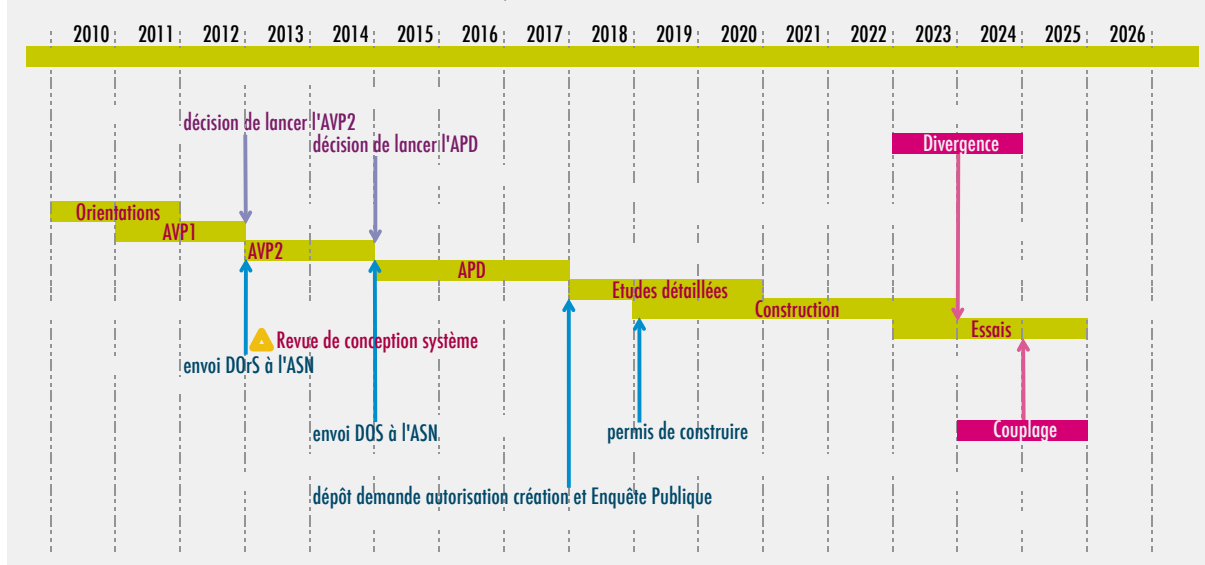
- l'enchaînement des études et de la réalisation de la centrale,
- le planning de rédaction et d'analyse des dossiers de sûreté, et les autorisations associées,
- le processus réglementaire : débat et enquête publique, permis de construire, etc.,

10.1. LE PLANNING

L'élaboration et le suivi se font à 3 niveaux :

Le planning directeur ou planning de rang 0 : c'est le plan-

FIGURE 10.1 : PLANNING GLOBAL DU PROJET ASTRID



- le processus de qualification du cœur et des composants majeurs,
- les études et la réalisation de l'atelier de fabrication des cœurs.

La figure 10.1 donne les grandes lignes du planning global.

10.2. L'ÉLABORATION DES COÛTS

Pour estimer des coûts dans cette phase très amont du projet, il est nécessaire, pour limiter les incertitudes, de déployer dans un premier temps plusieurs méthodologies en parallèle et de consolider dans un 2^e temps les résultats obtenus. Les 3 méthodes d'évaluations qui ont été retenues sont les suivantes :

- Une évaluation interne CEA en utilisant le logiciel SEMER développé pour les projet de réacteurs rapides à sodium Superphénix2 et EFR, ou encore l'utilisation de la base de retour d'expérience capitalisant les coûts des marchés de travaux récents passés pour différentes installations du CEA (ROTONDE, MAGENTA, AGATE) et le réacteur RJH et permettant d'établir des macro-ratios entre le process d'une part et les infrastructures et moyens communs d'autre part.

- Une évaluation réalisée par les ingénieries, analysée et consolidée par la maîtrise d'ouvrage du projet. Pour la chaudière, cette évaluation reprend en les actualisant les bases de coûts qui avaient été développées lors des études EFR.

- Une évaluation sur dossier par une société tierce, indépendante des sociétés d'ingénierie concernées, basée sur les techniques de chiffrage de projet en phase amont.

Le but est de croiser ces différentes approches pour limiter autant que possible les incertitudes sur l'estimation de fin d'AVP2, et également de disposer de bases de données permettant d'enclencher sur Astrid dès ces phases de conception une démarche d'analyse de la valeur pour optimiser les coûts du démonstrateur technologique.

C'est ainsi qu'en parallèle, plusieurs actions contribuant à la consolidation des estimations ont été lancées :

- démarche d'analyse de la valeur sur une quinzaine de sujets jugés pertinents
- étude comparative avec les techniques de l'industrie pétrolière confrontée elle aussi à cette problématique d'estimation du coût de grands projets en vue d'une décision d'investir.

11.	CONCLUSION	81
11.1.	Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium	81
11.2.	La sûreté des RNR-Na	81
11.3.	Le démonstrateur technologique Astrid : objectifs et cahier des charges	82
11.4.	R&D conduite dans le cadre du programme Astrid	83

11.

CONCLUSION

Le cadre international de la coopération en matière de systèmes nucléaires de 4^e génération est le GIF (Forum international génération IV), dont l'objectif est la coordination 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.

Parmi les six concepts sélectionnés par le Forum, quatre sont à neutrons rapides et aptes à atteindre les objectifs assignés à la quatrième génération de réacteurs nucléaires, qui sont :

- pouvoir multirecycler 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 démonstrateur technologique Astrid, cela signifie un niveau de sûreté au moins équivalent aux réacteurs de 3^e génération, auquel il faudra intégrer les enseignements tirés de l'accident de Fukushima;
- atteindre une bonne compétitivité compte tenu du service rendu;
- présenter des garanties de résistance à la prolifération nucléaire.

Il faut noter que la maturité technologique des concepts retenus par le GIF est très variable. Pour le CEA, au vu des objectifs qui lui ont été assignés par la loi de 2006, l'effort se concentre en premier lieu sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), et dans une moindre mesure, surtout en ce qui concerne l'innovation sur les matériaux, le combustible et sur les technologies de refroidissement par gaz (RNR-G), dans une vision de beaucoup plus long terme.

11.1. LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR SODIUM

La filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR) possède des avantages extrêmement importants en matière d'énergie durable :

- capacité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de recyclages (multirecyclage) et utilisation optimisée de la ressource en uranium. Contrairement à la grande majorité des réacteurs actuellement exploités, ou en construction

dans le monde, qui consomment environ 1 % de l'uranium naturel extrait des mines, les RNR ont la capacité de consommer plus de 80 % de la ressource. Avec le stock d'uranium appauvri actuellement disponible sur le territoire français, on pourrait alimenter un parc de RNR pendant plusieurs milliers d'années;

- les RNR sont une source d'énergie intensive, dont le procédé n'émet pas de gaz à effet de serre;
- les RNR ont la capacité de brûler les actinides mineurs, en produisant de l'électricité, provoquant une forte réduction de la quantité, de la toxicité et de la durée de vie des déchets radioactifs ultimes.

Par rapport au schéma bien connu du fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée, retenons les points suivants spécifiques aux RNR-Na :

- le circuit primaire est confondu avec la cuve principale, qui contient le cœur mais aussi les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires, ce qui assure un confinement remarquable du sodium primaire qui se trouve à la pression atmosphérique;
- il existe un circuit intermédiaire en sodium pour servir de barrière entre le sodium primaire et le circuit de conversion d'énergie;
- le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique qui augmente le « délai de réaction » en cas de perte de refroidissement;
- la marge à l'ébullition du caloporteur par rapport à sa température de fonctionnement normal est très grande (typiquement 300°C);
- l'architecture du RNR-Na de type intégré permet une très bonne mise en route de la circulation naturelle;
- il est ainsi possible de concevoir des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, diversifiés, déjà testés par le passé assurant l'évacuation de la puissance résiduelle en toutes circonstances;
- la dose collective aux travailleurs est très basse en fonctionnement normal comparée à d'autres types de réacteurs.

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

11.2. LA SÛRETÉ DES RNR-Na

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 RNR-Na, 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 réactivité en cas de vidange du sodium très faible voire négatif contrairement aux réacteurs conçus précédemment (un coefficient positif revient à dire que la réactivité du réacteur augmente en cas de disparition du sodium, par ébullition par exemple). 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, produit des masses de fluide primaire et de structures métalliques 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, et donc à la fusion des combustibles. L'inertie thermique d'un RNR-Na est environ le double de celle d'un REP standard. En prenant également en compte la notion de marge à l'ébullition du fluide primaire qui est respectivement d'environ 30°C pour un REP et 300°C pour un RNR-Na, le délai de grâce avant d'atteindre l'ébullition du fluide primaire est presque 20 fois supérieur pour un RNR-Na par rapport à celui d'un REP standard.

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 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).

11.3. LE DÉMONSTRATEUR TECHNOLOGIQUE ASTRID : OBJECTIFS ET CAHIER DES CHARGES

Sur la base de l'expérience accumulée des RNR-Na qui ont fonctionné dans le passé (notamment Phénix et Superphénix) ou qui fonctionnent actuellement (BN-600 en Russie), le CEA et ses partenaires se sont fixés des objectifs ambitieux pour le réacteur Astrid pour qu'il soit par conception un réacteur de 4^e génération. Tout au long du processus de conception et de construction, le respect de ces objectifs sera vérifié.

Sûreté

Il est proposé de fixer à Astrid d'atteindre un niveau de sûreté équivalent à un REP de 3^e génération, doublé de l'exigence d'avoir obtenu des progrès significatifs sur les points spécifiques de la filière RNR-Na (comportement du cœur amélioré, inspection, réaction avec le sodium, résistance aux agressions internes et externes...). Ces objectifs de sûreté sont formalisés dans le document WENRA¹⁵ « Safety Objectives for New Nuclear Power Plants » (2010). La démonstration de sûreté associée devra avoir la qualité correspondant à l'état de l'art exigé par l'Autorité de sûreté nucléaire. Astrid intégrera dès la conception les exigences issues du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, sachant que les RNR-Na disposent intrinsèquement d'une bonne résistance à ce type de scénario, en raison de la grande inertie thermique du circuit primaire.

Opérabilité

Il est demandé qu'Astrid puisse démontrer au bout de quelques années d'exploitation un coefficient de disponibilité comparable au parc actuel de réacteurs en exploitation (soit autour de 80 % de disponibilité), déduction faite des pénalités apportées par certaines irradiations expérimentales. Ceci est rendu possible par les progrès réalisés dans les techniques d'inspection en service, et la mise au point d'une chaîne de manutention du combustible innovante.

Transmutation d'actinides mineurs

Phénix a permis de tester à l'échelle expérimentale la faisabilité de la transmutation d'actinides mineurs. Astrid sera conçu pour continuer l'étude de la faisabilité de la transmutation de déchets radioactifs issus des combustibles usés, à une échelle supérieure à ce qui a été fait auparavant.

Coût d'investissement

Astrid en tant que démonstrateur technologique de réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération permettant la mise en œuvre complète du cycle fermé pour les combustibles nucléaires doit tester la pertinence d'innovations majeures dans

¹⁵ – Western European Nuclear Regulators Association.

plusieurs domaines. Un effort particulier sera fait pour contenir au maximum les coûts d'investissements prévus pour être à ce stade de plusieurs milliards d'euros pour l'ensemble des installations nécessaires et la participation d'industriels au projet constitue une garantie d'une grande utilité dans ce domaine. Il est également prévu d'appliquer à la conception d'Astrid les outils modernes d'analyse de la valeur qui, avec suffisamment d'anticipation, permettent des économies substantielles sur ce genre de projet.

11.4. R&D CONDUITE DANS LE CADRE DU PROGRAMME ASTRID

Le caractère très innovant de la conception d'Astrid, par rapport aux RNR ayant fonctionné ou fonctionnant actuellement, impose un important effort de R&D pour en démontrer la faisabilité et en optimiser les composants et le fonctionnement.

Sûreté : conception et démonstration plus robuste

- prévention et mitigation des risques d'accident de fusion de cœur :
 - a) conception d'un cœur innovant à coefficient de vidange très faible voire négatif;
 - b) installation possible de dispositifs complémentaires de sûreté dans le cœur : dispositifs d'insertion passive d'anti-réactivité (SEPIA) équivalents à un 3^e niveau d'arrêt, permettant l'atteinte d'un état sûr du réacteur lors d'un accident de perte de débit ou de source froide sans chute des barres d'arrêt normal, systèmes de plaquettes renforcées pour éliminer le risque de compaction du cœur;
 - c) conception robuste des structures de fond de cuve pour éliminer le risque de défaillance du supportage du cœur et intégration d'un récupérateur de corium;
 - d) augmentation des performances de l'instrumentation du cœur (thermocouples pour suivre la température des assemblages, chambres à fission pour détection neutronique et produits de fission, technologies par ultra-son pour mesure de déplacement, détection acoustique de l'ébullition, mesures de débit...).
- élimination pratique (au sens AIEA) de la perte totale et prolongée des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle : architecture des systèmes d'évacuation de puissance résiduelle redondante, actifs et passifs, diversifiés avec absence de modes communs des systèmes (source froide : eau mais aussi atmosphère);
- élimination des grands feux sodium : casematage de locaux, inertage de locaux;
- élimination des réactions sodium-eau violentes avec dégagement énergétique important : deux voies principales sont à l'étude : 1/ système eau-vapeur : afin de réduire la quantité de sodium réagissant, conception de générateurs de vapeur modulaires avec une détection d'hydrogène améliorée, 2/ remplacement de l'eau-vapeur par un circuit à l'azote, éliminant totalement le risque de réaction sodium-eau;

- comportement au séisme : conception du bâtiment réacteur avec patins anti-sismiques;
- état de l'art en matière de protection contre les agressions externes (coque avion, protection contre les inondations...) et prise en compte du retour d'expérience de Fukushima.

Opérabilité et économie : une disponibilité aux standards de l'industrie

La conception d'Astrid intégrera les dispositions permettant de :

- réduire la durée des arrêts pour rechargement du combustible : amélioration de la conception des systèmes de maintenance;
- augmenter le taux de combustion (burn-up), et la durée de cycle;
- améliorer la qualité de fabrication des tuyauteries et des capacités contenant du sodium;
- améliorer les performances de l'instrumentation pour la détection et localisation des fuites de sodium.

L'ISIR (Inspection en Service et Réparabilité) est prise en compte dès la conception :

- simplification de l'architecture du circuit primaire;
- objectif d'inspection de toutes les structures dont la défaillance est préjudiciable pour la sûreté (accessibilité des structures, inspection par l'extérieur, robots porteurs);
- démontabilité de composants pour réparation ou remplacement;
- accessibilité et espace disponible autour des composants et structures.

Enfin, Astrid sera conçu pour une durée garantie de 40 ans, avec l'objectif d'une extension jusqu'à 60 ans, sur la base de la R&D à venir et des données qui seront recueillies pendant son exploitation. L'exigence de durée de vie des RNR-Na de 4^e génération (cahier des charges EDF) est d'au moins 60 ans, comme l'EPR. Pour Phénix et Superphénix, la durée totale de fonctionnement prévue à la conception était respectivement de 20 et 30 ans. Cette durée de vie s'appuiera sur des choix de matériaux adaptés, confirmés par une modélisation pertinente (vieillessement), et sur le choix de certaines options de maintenance.

Le démonstrateur technologique Astrid est l'étape-clé permettant de démontrer la viabilité technologique d'un réacteur de 4^e génération. Astrid présentera des garanties de sûreté et de sécurité au moins équivalentes à celle de la 3^e génération de réacteurs, prenant en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima dès la conception, et démontrera des progrès significatifs en matière d'exploitation à l'échelle industrielle.

Astrid a ainsi pour objectif essentiel de démontrer l'intégration des avancées technologiques en qualifiant des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés (notamment en sûreté et en opérabilité) et servir de banc d'essai à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation

avancées. Il aura également des capacités de transmutation de déchets radioactifs afin d'en réaliser la démonstration de faisabilité à une échelle significative.

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 du réacteur à l'échelle 1, ainsi que de la construction d'un atelier de fabrication du combustible des cœurs (AFC) et d'un atelier de traitement du combustible (ATC). Le réacteur doit, selon le planning fixé par la loi de 2006, être opérationnel à l'horizon 2020.

Aussi, le CEA a engagé sur la période 2010-2012 la première phase d'un avant-projet sommaire destiné à évaluer 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 actuellement prévu de 2015 à 2017, période après laquelle on entrera dans la phase d'études d'exécution et de construction proprement dites.

Les études de conception d'Astrid jusqu'en phase d'avant-projet détaillé (APD) 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'à fin 2017, ce sont actuellement 625 M€ (initialement 650 M€, mais 25 M€ ont été mobilisés pour financer un appel d'offres de l'ANR dédié à des études de sûreté suite à l'accident de Fukushima) qui sont prévus au titre du programme d'investissements d'avenir sur le programme Astrid. Ces sommes sont complétées par l'investissement des partenaires industriels à hauteur de 20 % environ et par les crédits mobilisés au sein de la subvention reçue de l'Etat par le

CEA pour le financement de ses personnels assurant la maîtrise d'ouvrage et les travaux de R&D.

Depuis 2010, le CEA s'est entouré d'industriels qui participent aux études de conception d'Astrid au travers d'accords de collaboration qui prévoient une contribution sur fonds propres des partenaires. Ainsi, tandis que le CEA garde la responsabilité de l'architecture d'ensemble du réacteur, de son cœur et de son combustible, les lots suivants sont apportés par différents industriels :

- Areva : chaudière, contrôle commande, auxiliaires nucléaires;
- EDF/SEPTEN : assistance à maîtrise d'ouvrage, REX d'exploitation, études de sûreté;
- EDF R&D : participation à l'étude du cœur, inspection en service et réparation, matériaux (durée de vie);
- ALSTOM : système de conversion d'énergie eau-vapeur et gaz (azote);
- COMEX Nucléaire : innovations sur robotique, maintenance et mécanismes de barres;
- BOUYGUES : génie civil;
- JACOBS : moyens communs;
- TOSHIBA : pompes électromagnétiques;
- ROLLS-ROYCE : échangeur sodium-gaz, maintenance combustible;
- ASTRIUM : fiabilité de fonctionnement.

Le bilan actuel de ces collaborations industrielles est très positif. Ce sont ainsi plus de 500 personnes (CEA et industriels) qui travaillent actuellement sur le projet Astrid.

Plus généralement, des collaborations internationales sont mises en place avec des acteurs majeurs de la filière des RNR refroidis au sodium (Russie, Japon, Chine, Inde, USA).

A.	ANNEXE : SPÉCIFICITÉS DE CONCEPTION DES RNR-N _a	87
-----------	--	----

A.

ANNEXE : SPÉCIFICITÉS DE CONCEPTION DES RNR-Na

Le schéma de principe d'un RNR-Na est présenté sur la figure suivante.

Le cœur (poste 1 et 2) où se déroule la réaction en chaîne et la production d'énergie est immergé dans une cuve dite principale (poste 6) remplie de sodium. A l'entrée du cœur la température du sodium est d'environ 400°C. Elle atteint en moyenne 550°C à la sortie du cœur. Le sodium primaire chaud passe ensuite dans un échangeur dit intermédiaire (poste 10) qui permet le transfert de chaleur du sodium primaire au sodium d'un second circuit indépendant dit circuit secondaire (poste 11).

Le sodium primaire ainsi refroidi est renvoyé à l'entrée du cœur par une pompe d'alimentation dite primaire (poste 4), immergée également dans la cuve principale.

Le sodium secondaire transmet à son tour la chaleur à un troisième circuit, ici alimenté en eau. Le transfert d'énergie se fait au sein d'un générateur de vapeur (poste 13), qui produit une vapeur d'excellente qualité à une température supérieure à 500°C permettant un rendement global de la centrale supérieur à 40 %. La vapeur issue des générateurs de vapeur est envoyée à un turbo-alternateur (postes 20,21,22) assurant la production de l'électricité.

La présence du circuit secondaire permet de laisser confiner le sodium primaire à l'intérieur de la cuve et d'assurer les

échanges thermiques extérieurs entre un sodium n'étant pas en contact avec le cœur, et l'eau dans le cas présent (comme on l'a vu précédemment un système de conversion d'énergie en gaz en remplacement du circuit eau-vapeur est actuellement à l'étude).

La cuve principale est surmontée d'une dalle (poste 9) servant de couvercle comportant un bouchon tournant au-dessus du cœur pour assurer d'une part l'introduction et le retrait des assemblages, le passage des mécanismes des barres de contrôle (poste 3) du cœur ainsi que les dispositifs de mesures du cœur.

L'inertage du sodium est assuré par un ciel de pile en argon (poste 9A).

Une deuxième cuve dite de sécurité (poste 7) permet de pallier au risque de fuite ou de rupture de la cuve principale en récupérant le sodium et en évitant le dénoyage du cœur.

Le schéma présenté ici est de type « intégré » dans le sens où la totalité du circuit primaire y compris ses composants (pompe, échangeurs) est immergée dans la cuve principale. Ce type de conception est le plus répandu tant en France qu'en Russie ou en Inde. Seul le Japon développe un autre type de concept dit à « boucles » dans lequel le cœur est isolé dans la cuve principale et relié par des boucles à d'autres cuves où se trouvent les gros composants. L'illustration des deux types de conception est présentée sur la figure A2.

FIGURE A.1 : SCHÉMA DE FONCTIONNEMENT D'UN RNR-Na

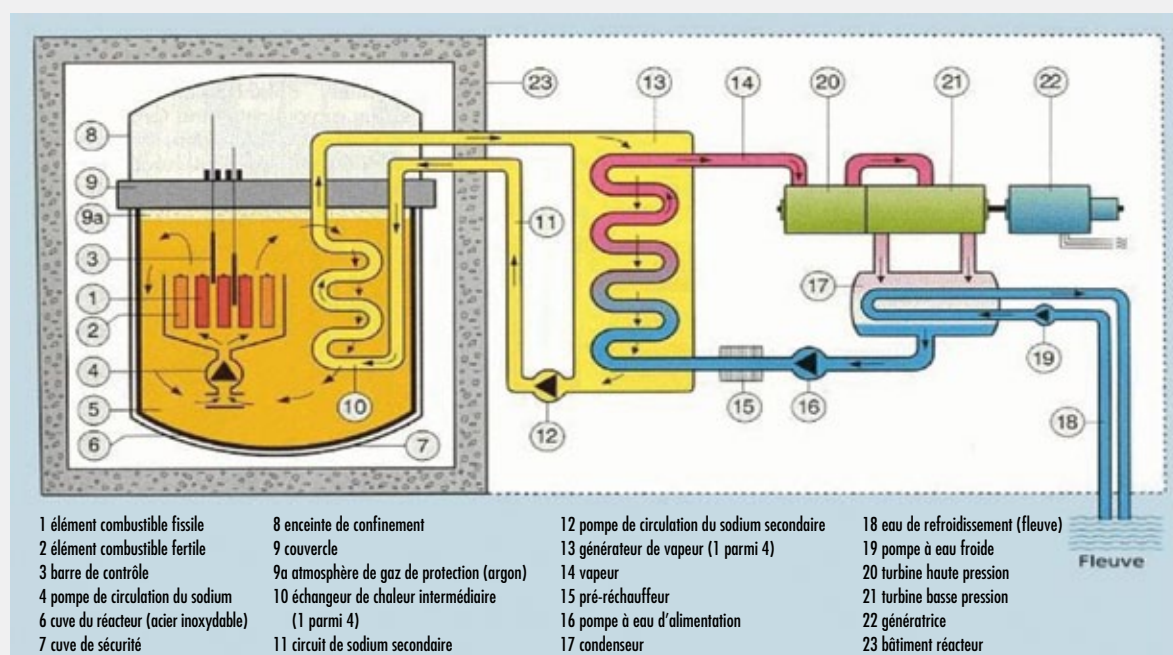
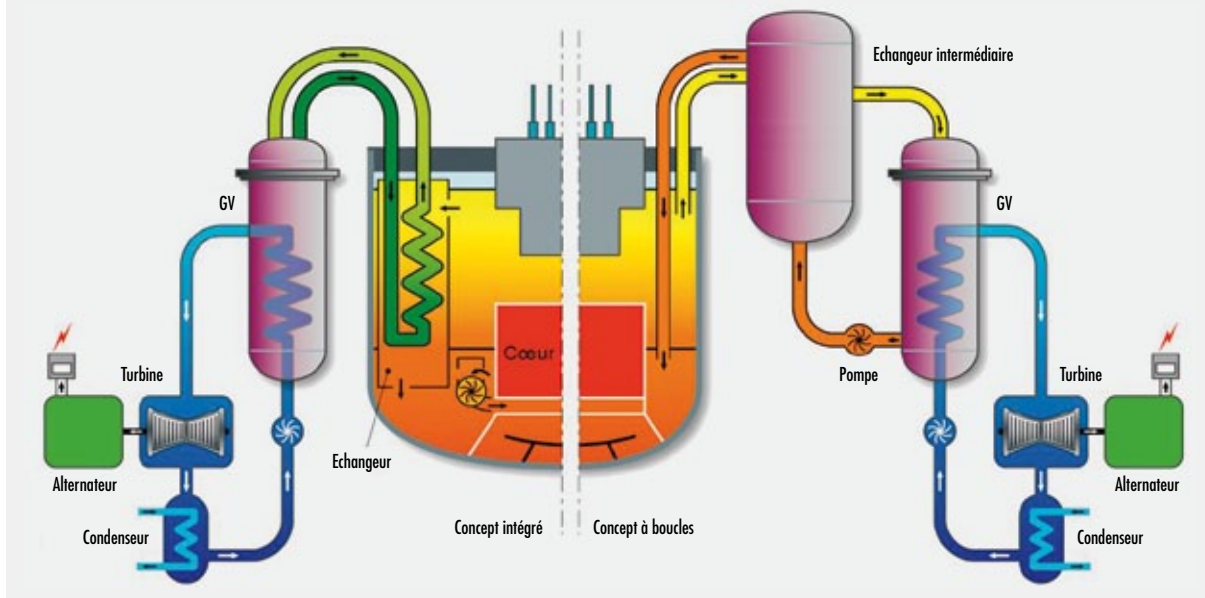


FIGURE A.2 : ILLUSTRATION DES CONCEPTS INTÉGRÉS ET À BOUCLES**Le cœur**

Le cœur joue évidemment un rôle clé. Le combustible le constituant est classiquement un mélange d'oxyde mixte (U,Pu)O₂, se présentant sous la forme de pastilles de diamètre de quelques millimètres placées dans des gaines étanches en acier inoxydable. Les aiguilles ainsi formées sont rassemblées sous forme d'un faisceau de plusieurs centaines d'aiguilles. Un fil hélicoïdal en acier est enroulé autour de chaque aiguille afin d'assurer l'espacement entre les aiguilles et faciliter la circulation du sodium et l'homogénéisation des températures.

Le faisceau ainsi constitué est placé dans des boîtiers ou tubes hexagonaux en acier inoxydable pour former des assemblages. Les assemblages sont enfichés par leur pied dans la structure d'accueil dit sommier pour constituer le cœur du réacteur.

Le contrôle de la réactivité est assuré par deux systèmes indépendants de barres en carbure de bore pour absorber les neutrons. Le premier système est dévolu au pilotage et au contrôle de l'évolution de la réactivité au cours du cycle. Le second répond à un besoin de sûreté et chute par gravité pour étouffer la réaction nucléaire en cas d'arrêt d'urgence.

Le contrôle du bon fonctionnement du cœur est assuré par des chambres à fission placées dans le cœur afin de mesurer

les évolutions de la population neutronique et donc de la réactivité du cœur.

Le contrôle thermique est assuré par des thermocouples placés juste au-dessus de la sortie du sodium de chaque assemblage. Ces mesures constituent un élément fondamental pour le suivi des températures et des puissances dégagées par chacun des assemblages.

Le contrôle de l'étanchéité des aiguilles de combustible est assuré par un système de mesures de détection de rupture de gaine par l'analyse des gaz et de détection de neutrons différés. La détection globale est complétée par une analyse locale afin de repérer l'assemblage incriminé.

Classiquement, les assemblages combustibles sont entourés radialement d'assemblages dits fertiles comportant de l'uranium appauvri, produit de rejet provenant des usines d'enrichissement d'uranium. La transformation de l'uranium 238 en plutonium 239 permet de produire plus de plutonium que la quantité consommée dans le cœur; c'est le principe de la surgénération.

Les cœurs de conception actuels ne visent pas à la surgénération mais à la stabilisation de l'inventaire en plutonium, sans recourir aux assemblages fertiles.



RÉFÉRENCES	91
------------------	----

RÉFÉRENCES

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 2 :

1. F. Storrer, « Synthèse du retour d'expérience des RNR-Na en France », Note Technique CEA DPIE/SA2P 160RNR-NA12MWA.
2. A. Vasile et al., « document d'analyse des concepts de RNR-Na étrangers », Note Technique CEA DEN/CAD/DE/Dir n°2011/2012.
3. N. Devictor et al, Eléments de comparaison des conceptions de réacteurs à boucles et intégrés (LR2), DER/CAD/NT DO 2012-16, fin 2011.
4. J. Guidez, L. Martin, G. Giraud, J-S. Sauvage, "Bilan du fonctionnement des réacteurs rapides sodium dans le monde", RGN N°3 mai-Juin, 2010.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 3 :

1. B. Fontaine, Bilan des études sur les cœurs carbure pour les RNR-Na dans une démarche de sûreté à la conception (démarche COCONS), Rapport technique CEA/DEN/CAD/DER/SPRC/LEDC/12-402 (2012).
2. P. Richard et al., Bilan des études de cœur oxyde (SFRv2 et CFV) - programme qualification cœur CFV, Rapport technique CEA/DEN/CAD/DER/SESI/LC4G.
3. « Le cycle des combustibles carbure » NT CEA DRCP/SE2A/2011/16.
4. S. Raboin et al., Bilan sur les études de R&D liées à l'amélioration de sûreté, Rapport technique CEA/DEN/CAD/SESI/LC4G DR01.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 5 :

1. J-P. Grouiller, La transmutation dans le prototype Astrid (LR2), Note technique CEA DEN/CAD/DER/CPA AST1 NT 0075 indice 2.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 6 :

1. J-Ph. Jeannot, Bilan des études de surveillance du cœur (LR2), DTN/STPA/LIET/NT 2012/041.
2. MS. Chenaud, F. Morin, Bilan des études de R&D sur les chaudières RNR-Na de type intégrées, CAD/DER/SESI/LC4G/RT DR03.

3. L. Cachon, Bilan des études sur les systèmes de conversion d'énergie par gaz (LR2), DTN/STPA/LCIT NT 2012/N°027.
4. N. Devictor et al, Eléments de comparaison des conceptions de réacteurs à boucles et intégrés (LR2), DER/CAD/NT DO 2012-16, fin 2011.
5. G. Rodriguez, Système de conversion d'énergie avec fluide alternatif (LR2), NT DTN/DIR 02.
6. G.Laffont, G. Rodriguez, Système de conversion d'énergie eau/vapeur – bilan études (modulaire, techno, instrumentation) / (LR2), NT DER/CPA 0079 ind 1.
7. F. Baqué, G. Rodriguez, Bilan sur ISIR hors surveillance cœur (LR2), DTN/STPA/LIET/NT 2012/038.
8. Ph.Dubuisson et al., ODS Ferritic/martensitic alloys for sodium fast reactor fuel pin cladding, Journal of Nuclear Materials 2011.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 7 :

1. Masson, « Le retraitement des combustibles des réacteurs rapides : état des lieux, R&D » NT DRCP 2012/DR 1.
2. F. Gobin, « Orientations technologiques pour le traitement des combustibles RNR », DTEC/SGCS/NT-2011-04.

RÉFÉRENCES DU CHAPITRE 8 :

1. C. JOURNEAU, J.M. RUGGIERI, P. PILUSO, "Plans for a new large scale corium facility at CEA-Cadarache : the FOURNAISE project", papier publié à la conférence ERM-SAR 2012 (European Review Meeting on Severe Accident Research, Cologne, Germany, March 2012.
2. J-L. Courouau, F. Balbaud-Célériér, V. Lorentz, T. Duffrenoy, "Corrosion by liquid sodium of materials for sodium fast reactors : the CORRONa testing device", Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011.
3. C.Latgé and al, « ADRIANA : present situation and future SFR needs; Deliverable D2.1 »
4. C.Latgé and al, « ADRIANA: Final WP2 report on future needs and infrastructure road map supporting SFR development. Deliverable D2.2»

