



RÉPUBLIQUE
FRANÇAISE

*Liberté
Égalité
Fraternité*

IRSN

INSTITUT DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

LES ALTERNATIVES AU RÉACTEUR EPR2

RÉPONSE À LA SAISINE DE LA CNDP DU 12 JUILLET 2022

L'EXPERT PUBLIC DES RISQUES NUCLÉAIRES ET RADIOLOGIQUES

Expertiser, rechercher, protéger, anticiper, partager, telles sont les missions de l'IRSN au service des pouvoirs publics et de la population.

La singularité de l'Institut réside dans sa capacité à associer chercheurs et experts pour anticiper les questions à venir sur l'évolution et la maîtrise des risques nucléaires et radiologiques.

Les femmes et les hommes de l'IRSN ont à cœur de faire connaître leurs travaux et de partager leurs savoirs avec la société. Ils contribuent ainsi à améliorer l'accès à l'information et le dialogue avec les parties prenantes.

L'Institut concourt aux politiques publiques de sûreté et sécurité nucléaires, de santé, d'environnement et de gestion de crise.

Établissement Public à caractère Industriel et Commercial (EPIC), sous la tutelle conjointe du ministre chargé de l'Environnement, du ministre de la Défense, et des ministres chargés de l'Énergie, de la Recherche et de la Santé, l'IRSN inscrit pleinement son action dans les politiques de modernisation de l'État avec sa démarche de management des risques et la mise en œuvre d'une politique globale en matière de responsabilité sociétale

L'INSTITUT
COMPTE
ENVIRON **1 816**
COLLABORATEURS

parmi lesquels
de nombreux
ingénieurs,
médecins,
agronomes,
vétérinaires,
techniciens,
experts
et chercheurs.

Pour mener à bien
ses missions,
l'IRSN dispose
**D'UN BUDGET
D'ENVIRON
271 M€**

RÉSUMÉ

Dans le cadre du débat public « programme nouveaux réacteurs nucléaires et projet de deux réacteurs EPR2 à Penly », la Présidente de la Commission Nationale du Débat Public (CNDP) a demandé à l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) des rapports techniques, facilement accessibles à un public non spécialiste, sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR. Deux rapports sont rédigés pour répondre à cette demande :

- un rapport sur le retour d'expérience, sous l'angle de la sûreté, de la conception, de la fabrication,

de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR en France et dans le monde ;

- le présent rapport consacré aux principales évolutions de conception entre l'EPR et l'EPR2, aux modèles de réacteurs de troisième génération développés à l'étranger (AP1000, APR1400, HPR1000 et VVER1200), aux systèmes de quatrième génération et aux réacteurs modulaires de faible puissance.

SOMMAIRE

1. INTRODUCTION	6
2. OBJECTIFS DE CONCEPTION DES RÉACTEURS DE TROISIÈME GÉNÉRATION	7
3. COMPARAISON DES RÉACTEURS EPR ET EPR2.....	8
4. PANORAMA DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION DE TROISIÈME GÉNÉRATION AUTRES QUE LES EPR.....	11
4.1 LE RÉACTEUR AP1000	12
4.2 LE RÉACTEUR APR1400	16
4.3 LE RÉACTEUR HPR1000	19
4.4 LE RÉACTEUR VVER1200	22
4.5 CONCLUSION POUR LES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION DE TROISIÈME GÉNÉRATION	25
5. LES SYSTÈMES DE QUATRIÈME GÉNÉRATION	26
6. LES PETITS RÉACTEURS MODULAIRES	28
ANNEXE 1 :SAISINE DE LA CNDP	31

INTRODUCTION

Dans le cadre de la préparation du débat public « programme nouveaux réacteurs nucléaires et projet de deux réacteurs EPR2 à Penly », la Présidente de la Commission Nationale du Débat Public (CNDP) a demandé à l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) des rapports techniques, facilement accessibles à un public non spécialiste, sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR, à savoir :

- le retour d'expérience de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR dans le monde ;
- les autres modèles de réacteurs à eau pressurisée de forte puissance de génération III en projet ou en construction dans le monde, comparables aux EPR2 ;
- les projets de réacteurs modulaires de plus faible puissance dits Small Modular Reactors (SMR).

Le présent rapport porte sur les deux derniers points : Il rappelle tout d'abord les objectifs de conception des réacteurs de troisième génération tels que l'EPR et l'EPR2. Ensuite, il présente une comparaison des principales options de conception des réacteurs EPR et EPR2 et dresse un panorama des autres réacteurs de troisième génération en fonctionnement ou en construction à l'international. Enfin, il donne quelques perspectives sur les réacteurs de quatrième génération et sur les petits réacteurs modulaires en cours de développement (SMR).

Le retour d'expérience des projets d'EPR dans le monde fait l'objet d'un rapport séparé.

OBJECTIFS DE CONCEPTION DES RÉACTEURS DE TROISIÈME GÉNÉRATION

Les réacteurs de troisième génération prennent en compte, dès la conception, le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs de deuxième génération conçus dans les années 1970 ainsi que les enseignements tirés des accidents nucléaires majeurs qui sont survenus à Three Mile Island en 1979 et à Tchernobyl en 1986.

Tirant les enseignements des attentats du 11 septembre 2001 aux Etats-Unis, la conception des réacteurs de troisième génération considère également l'événement « impact d'un avion commercial ».

Enfin, après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, la robustesse de ces réacteurs à l'égard des effets des agressions naturelles extrêmes et, par conséquent, des pertes totales et durables des alimentations électriques et des systèmes de refroidissement a été vérifiée.

La conception des réacteurs de troisième génération vise l'atteinte d'un niveau de sûreté significativement renforcé par rapport aux réacteurs dits de deuxième génération. Les objectifs de sûreté visés sont les suivants :

- une réduction de la probabilité d'accident avec fusion du cœur dit « accident grave », à moins de 1/100 000 par an et par réacteur en tenant compte de tous les types de défaillances et d'agressions, soit une probabilité 10 fois plus faible que celle associée aux réacteurs de deuxième génération ;
- une réduction de l'impact sur la population et l'environnement d'un accident grave par la prise en compte de ces accidents dès la conception et la mise en place de systèmes dédiés pour en limiter les conséquences, notamment les rejets radioactifs possibles vers l'environnement ;
- un renforcement de la protection contre les agressions externes (chutes d'avion, séisme, inondation, malveillance...).

Ces objectifs ont été repris par l'association des régulateurs européens (WENRA) parmi les objectifs visés pour la conception des nouveaux réacteurs nucléaires. (voir

https://www.wenra.eu/sites/default/files/publications/wenra_statementonsafetyobjectivesfornewnuclearpowerplants_nov2010.pdf).

COMPARAISON DES RÉACTEURS EPR ET EPR2

Le réacteur EPR2 est une évolution du réacteur EPR, tel que celui de Flamanville.

Pour plus d'informations concernant la conception du réacteur EPR, consulter le livre « Éléments de sûreté nucléaire – Les réacteurs à eau sous pressions », chapitre 18 - Les réacteurs de nouvelle génération (<https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Pages/La-Collection-sciences-et-techniques-4628.aspx>).

EDF a reconduit en grande partie l'approche de sûreté définie pour l'EPR en tenant compte des recommandations du guide ASN n°22 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, réalisé conjointement avec l'IRSN.

Ainsi, dans la continuité des réacteurs EPR, le réacteur EPR2 intègre dès sa conception, le retour d'expérience des réacteurs existants et les leçons des accidents majeurs, y compris celui de la centrale de Fukushima-Daïchi. Les options retenues par EDF visent en particulier à simplifier la conception du réacteur pour, d'une part en améliorer la « constructibilité » et ainsi mieux sécuriser le planning de réalisation, d'autre part améliorer la sûreté en exploitation de l'installation.

Pour mémoire, en 2017/2018, l'IRSN a expertisé les principales options de sûreté du projet de réacteur EPR NM (voir avis IRSN/2018-00013). Les options de sûreté du réacteur EPR2 tiennent compte des conclusions de cette expertise, en particulier concernant la puissance du réacteur¹.

Dans la suite de ce chapitre sont présentées les principales caractéristiques de l'EPR2. Certaines d'entre elles sont en évolution par rapport à l'EPR de Flamanville. Ces évolutions sont motivées, comme évoqué plus haut, par une volonté d'EDF d'en faciliter la construction et, plus globalement, par la recherche d'une optimisation du réacteur EPR.

La puissance thermique du réacteur EPR2 est légèrement supérieure à la puissance de conception de l'EPR de Flamanville (4590 MWth contre 4500 MWth pour l'EPR de Flamanville). Cette puissance est identique à celle des réacteurs de Taishan (Chine) et proche de celle des deux réacteurs EPR en construction à Hinkley Point C (Royaume-Uni). Ce niveau de puissance permet de conserver une chaudière similaire à celle de l'EPR, notamment le même type de générateurs de vapeur.

Le cœur du réacteur EPR2 est comparable à celui de l'EPR de Flamanville avec notamment :

- des assemblages combustibles identiques ;
- l'utilisation de grappes de commande grises, qui permet de limiter l'insertion de réactivité et donc l'augmentation de puissance en cas de retrait incontrôlé ou d'éjection de grappes² ;
- la reconduction de la même instrumentation de mesure neutronique de référence (permettant d'établir la distribution de puissance dans le cœur) et de protection (permettant notamment de déclencher l'arrêt automatique en cas de nécessité).

En ce qui concerne la conception de la chaudière, EDF prévoit de reconduire le principe d'exclusion de la rupture des tuyauteries primaires et des tuyauteries vapeur des circuits secondaires principaux, telle que retenue sur l'EPR de Flamanville. Les conséquences d'un accident de rupture complète doublement débattue sur ces circuits n'est donc pas étudiée dans le cadre de la démonstration de sûreté. De ce fait, les exigences de conception, de fabrication, de contrôle et de suivi en service sont renforcées.

L'étanchéité des groupes motopompes primaires sera assurée par des joints hydrodynamiques présentant une meilleure tenue en température que ceux actuellement montés sur les pompes primaires des réacteurs du parc et de l'EPR de Flamanville. Ce point constitue une amélioration de sûreté car avec ces joints, le risque de fuite sur le circuit primaire en cas de perte de leur refroidissement devrait être diminué.

Les systèmes de sûreté sont constitués de trois trains³ au lieu de quatre pour l'EPR de Flamanville. Ceci conduit à l'abandon de la possibilité de réaliser de la maintenance en puissance⁴. Comme sur l'EPR de Flamanville, le dimensionnement de

¹ À noter qu'EDF proposait pour l'EPR-NM une puissance de 4850 MWth sur laquelle l'IRSN avait émis une réserve forte.

² Par leur introduction plus ou moins profonde dans le cœur, les grappes de commande permettent de contrôler la puissance du réacteur, en absorbant une partie plus ou moins importante des neutrons produits par la réaction en chaîne. Il existe des grappes plus ou moins absorbantes. Les moins absorbantes sont appelées « grappes grises » par opposition aux « grappes noires » très absorbantes.

³ Un train de sûreté est un ensemble d'équipements faisant partie d'un système et réalisant une fonction de sûreté. Deux trains de sûreté réalisent la même fonction de sûreté, sont redondants et indépendants. Ainsi, lorsqu'un train de sûreté est indisponible, la fonction peut être réalisée par le ou les autres trains.

⁴ Option voulue initialement par les Allemands lors de la conception de l'EPR.

chaque train est tel qu'au plus deux trains suffisent à assurer les fonctions de sûreté en cas d'accident. Pour rappel, dans la démonstration de sûreté, un train sera considéré comme indisponible au titre de la règle de l'aggravant⁵. La diminution du nombre de trains de sûreté va dans le sens d'une simplification de la conception mais aussi de la conduite du réacteur, et donc de la sûreté.

Les fonctions de refroidissement du réacteur à l'arrêt et d'injection de sécurité sont assurées par le même système qui transite à l'extérieur du bâtiment du réacteur. Cette option de conception est reconduite du réacteur EPR de Flamanville, pour lequel le risque de bipasse du confinement⁶ a fait l'objet d'une attention particulière.

La conception de la piscine d'entreposage et de manutention des assemblages combustibles est similaire à celle de l'EPR de Flamanville. En l'absence d'un confinement étanche, les situations de dégradation des assemblages combustibles (perte de refroidissement entraînant la fusion de combustible...) dans la piscine doivent être rendues très improbables.

Pour le réacteur EPR2, EDF prévoit un bâtiment réacteur à simple paroi épaisse avec un liner métallique, au lieu d'une double paroi avec un liner, tout en conservant le même niveau de protection contre les agressions externes (séisme et chute accidentelle d'un avion commercial). Ceci est également de nature à simplifier la construction du bâtiment. Dans le même souci d'amélioration de la « constructibilité » du génie civil, le concept « two-room »⁷ de l'EPR de Flamanville n'est pas reconduit, ce qui contribue à une simplification des structures internes du bâtiment du réacteur et permet une optimisation du tracé des circuits à l'intérieur de ce bâtiment.

Un effort particulier a été porté pour une meilleure indépendance et séparation des systèmes participant, d'une part à la prévention des accidents avec fusion du cœur, d'autre part à la limitation des rejets si malgré les dispositions prises un accident grave survenait. Les systèmes dédiés, qui visent à limiter les rejets en cas d'accident grave, sont situés dans des locaux particuliers et peuvent être alimentés par un groupe électrogène dédié aux situations d'accident grave, en cas de perte des alimentations électriques externes et des autres groupes électrogènes prévus pour éviter une fusion du cœur.

De même, des améliorations ont été apportées à la conception des systèmes dits supports à la réalisation des fonctions de sûreté⁸. Ainsi la diversification de la source de refroidissement de la centrale, appelée source froide, a été renforcée par rapport à l'EPR de Flamanville, par une source froide de sûreté séparée de la station de pompage principale et une source froide de sûreté diversifiée avec aéroréfrigérant. Il en est de même des sources électriques avec l'utilisation de groupes électrogènes de technologie « multi-groupes »⁹ pour les situations de prévention des accidents avec fusion du cœur, en complément des groupes électrogènes de secours à moteur diesel.

Par ailleurs, par rapport à l'EPR de Flamanville, EDF prévoit de supprimer le bâtiment des auxiliaires nucléaires dont les systèmes sont répartis dans d'autres bâtiments : les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (BAS) et le bâtiment du combustible (BK).

Enfin, tirant partie de la configuration « par paire » des réacteurs EPR2, certains bâtiments nécessaires à l'exploitation seront mutualisés entre les deux réacteurs.

Lors de l'expertise qu'il a menée sur le réacteur EPR NM, l'IRSN avait estimé qu'EDF devrait envisager des ruptures technologiques pour la conception de certains systèmes (par exemple l'évacuation ultime de la puissance de l'enceinte ou le système de refroidissement des piscines). En réponse, EDF a justifié la reconduction des options de conception de l'EPR par une analyse des avantages et inconvénients des différentes solutions.

Compte tenu des améliorations de sûreté apportées par EDF au réacteur EPR2 par rapport au réacteur EPR, notamment le renforcement de la robustesse des systèmes supports par une meilleure diversification et la recherche d'une meilleure indépendance entre les systèmes mis en œuvre entre les systèmes de sûreté utilisés pour prévenir la fusion du cœur d'une

⁵ Les règles retenues pour la réalisation des études d'accident de la démonstration de sûreté, pour des accidents dont la probabilité d'occurrence est supérieure à 10^{-6} réacteur.an conduisent à supposer l'indisponibilité du moyen dont la perte a le plus gros impact sur le calcul. On parle alors d'« aggravant ». Ces études visent à dimensionner les systèmes de sûreté de l'installation. Les règles appliquées confèrent une certaine robustesse au dimensionnement.

⁶ On parle de risque de bipasse du confinement lorsque du fluide primaire circule à l'extérieur de l'enceinte de confinement. En cas de fuite ou de brèche sur la tuyauterie transportant du fluide radioactif, il y aurait un rejet dans un bâtiment qui ne dispose d'une enceinte de confinement.

⁷ Le concept « two-room » prévoit, grâce à la présence de certaines structures internes, la possibilité d'accéder à certaines parties du bâtiment réacteur alors que le réacteur est en puissance

⁸ Les systèmes de sauvegarde comme le système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt doit par exemple être alimenté électriquement ou encore être piloté par le contrôle commande. L'alimentation électrique et le contrôle commande sont appelées systèmes supports. C'est également le cas des systèmes de ventilation qui assurent le conditionnement thermique des locaux et dont le fonctionnement peut être nécessaire au bon fonctionnement des systèmes de sauvegarde. L'ensemble constitue des systèmes de sûreté, les systèmes de sauvegarde réalisant directement la fonction (injection d'eau et de bore, refroidissement du cœur ou du circuit primaire), les systèmes supports assurant le bon fonctionnement des systèmes de sauvegarde.

⁹ Cette technologie consiste à assurer le niveau de puissance requis en connectant entre eux des groupes électrogènes de plus petite puissance et qui constituent un unique ensemble fonctionnel.

part, pour limiter les conséquences associées d'autre part, constitue une avancée notable en termes de sûreté. Ces choix de conception sont de nature à garantir un niveau de sûreté pour l'EPR2 au moins équivalent à celui de l'EPR.

PANORAMA DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION DE TROISIÈME GÉNÉRATION AUTRES QUE LES EPR

L'objet de cette partie du rapport est de dresser un panorama des principaux réacteurs à eau sous pression (REP) de troisième génération en fonctionnement ou en cours de construction, autres que les réacteurs EPR et EPR2.

Comme rappelé dans le premier chapitre de ce rapport, les réacteurs de troisième génération visent à intégrer le retour d'expérience des réacteurs de deuxième génération conçus dans les années 70 et des accidents survenus en intégrant des dispositions afin de :

- réduire le risque d'accident avec fusion du cœur notamment par un renforcement de l'indépendance entre les niveaux de défense en profondeur et par une augmentation de l'autonomie des installations en eau et en électricité ;
- prendre en compte des accidents graves dès la conception afin de limiter significativement les rejets potentiels associés ;
- mettre en œuvre des protections renforcées contre les effets des agressions externes (chutes d'avion, séisme, inondation...).

Le Tableau 1 ci-après présente les différents modèles de réacteurs de troisième génération en fonctionnement, en construction ou en projet. Des éléments plus détaillés concernant la conception de ces réacteurs sont présentés dans les chapitres suivants.

Tableau 1 : Réacteurs de troisième génération

Modèle du réacteur	Concepteur	Puissance électrique nette (MW)	Type de systèmes de sûreté	Réacteurs en fonctionnement / en construction ou projet	Première mise en service	Réacteur sur lequel la conception s'est appuyée
EPR	AREVA (devenue Framatome depuis 2018)	1650	Actifs	Finlande, France, Chine, Grande-Bretagne	2017, Chine	N4/KONVOI
EPR2	EDF et Framatome	1650	Actifs	France		EPR
AP1000	Westinghouse (États-Unis)	1130	Passifs	Chine, États-Unis	2018, Chine	AP600
APR1400	KEPCO (Corée du sud)	1450	Actifs/passifs	Corée du sud, Émirats Arabes Unis	2021, Corée de Sud	CE80 OPR1000
HPR1000	CNNC-CGN (Chine)	1100	Actifs/Passifs	Chine, Pakistan	2020, Chine	CNP300 à 1000 CPR1000
VVER1200	AEP/Gidropress (Russie)	1200	Actifs/Passifs	Russie, Biélorussie, Inde, Égypte, Turquie, Bangladesh, Chine	2016, Russie	VVER1000

4.1 LE RÉACTEUR AP1000

Historique et perspectives de développement

Le réacteur AP1000, développé par Westinghouse Electric Corporation, est un réacteur à eau sous pression de troisième génération de conception dérivée de l'AP600, certifié par l'US-NRC (autorité de sûreté américaine) en 1992. Ce réacteur est dit à sûreté passive, dans la mesure où les principales fonctions de sûreté ne font pas appel, pendant les 72 premières heures après un éventuel accident, à des matériels actifs (pompes, vannes, etc.) nécessitant une alimentation électrique.

Le réacteur AP1000 a été certifié une première fois par l'US-NRC en décembre 2005. À la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, Westinghouse a proposé des modifications de la conception du réacteur afin de renforcer le confinement du réacteur en cas d'agressions naturelles extrêmes. Ces modifications ont fait l'objet d'une évaluation par l'US-NRC qui a accordé une nouvelle certification en décembre 2011.

En février 2012, l'US-NRC a autorisé la construction de deux réacteurs AP1000 à la centrale de Vogtle, dans l'état de Géorgie. Ils devaient être mis en service en 2016 et 2017, mais le projet a subi d'importants retards. Ces deux réacteurs n'ont toujours pas été mis en service.

Le 28 mars 2017, l'autorité de sûreté nucléaire britannique (Office for nuclear regulation - ONR) a certifié le projet AP 1000, en prévision d'un déploiement possible sur le site de Moorside. Ce projet a été abandonné.

Le premier réacteur AP1000 connecté au réseau, le 30 juin 2018, est celui de Sanmen 1 en Chine. Depuis 2021, quatre réacteurs AP1000 sont en exploitation en Chine (Sanmen 1 et 2, et Haiyang 1 et 2).

Les principales caractéristiques du réacteur AP1000

L'AP1000 est un réacteur à eau sous pression constitué d'une cuve, de deux boucles primaires indépendantes comprenant chacune une branche chaude et deux branches froides équipées chacune d'une motopompe primaire et d'un générateur de vapeur. Un pressuriseur est relié à l'une des branches chaudes par sa ligne d'expansion (voir la Figure 1).

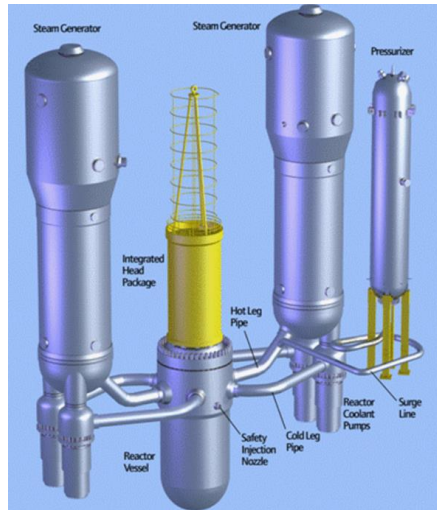


Figure 1 : Schéma du circuit primaire du réacteur AP1000 (source Westinghouse)

Le cœur du réacteur est constitué de 157 assemblages de combustible, de conception comparable à ceux des réacteurs français. Chaque assemblage est constitué de 265 crayons de combustible en alliage ZIRLO™ disposés selon un réseau carré comprenant 17 x 17 emplacements dont 24 tubes-guides.

Les motopompes primaires de l'AP1000 sont de conception à moteur asynchrone, à rotor noyé. Elles sont implantées "moteur en bas" sous les générateurs de vapeur, dont elles sont solidaires. Ceci est de nature à simplifier la tenue thermomécanique (notamment lors d'un séisme) des boucles puisqu'un seul gros ensemble (pompes + GV) est à maintenir au lieu de deux. Leur orientation est favorable pour la réfrigération de leurs paliers, mais rend leur démontage difficile. La fabrication de ces pompes a par ailleurs présenté quelques difficultés, mises en évidence lors de tests de qualification. Ces pompes sont conçues pour être totalement étanches. Ceci présente un intérêt notamment en termes de maintenance et de protection radiologique des travailleurs, puisque la fuite permanente au niveau de la garniture de l'arbre des pompes observée sur d'autres réacteurs se trouve ainsi éliminée.

Les tuyauteries du circuit primaire sont conçues selon le concept de "fuite avant rupture". Il se base sur l'hypothèse selon laquelle la rupture complète d'une tuyauterie est toujours précédée d'une fuite détectable dans des délais permettant d'engager les actions nécessaires pour éviter cette rupture. Par conséquent, comme sur les réacteurs EPR et EPR2, la rupture doublement débattue d'une tuyauterie primaire n'est pas considérée dans le dimensionnement du réacteur¹⁰.

Afin de répondre aux objectifs des réacteurs de troisième génération, le concepteur de l'AP1000 a choisi de développer des systèmes de sûreté passifs utilisant, en cas d'accident, des phénomènes naturels tels que la circulation naturelle, la gravité, la convection, plutôt que de s'appuyer sur des composants actifs (tels que des pompes) alimentés par du courant électrique alternatif.

Le réacteur AP1000 est ainsi conçu de telle sorte que, même sans intervention de l'opérateur et en l'absence de source de courant alternatif (réseau électrique ou groupes électrogènes de secours), il puisse être ramené et maintenu en état d'arrêt sûr, le refroidissement et le confinement restant assurés sur une période de l'ordre de 72 heures.

Deux types de systèmes sont prévus sur l'AP1000 :

- des systèmes passifs, qualifiés d'« importants pour la sûreté », détaillés dans le chapitre ci-après ;
- des systèmes actifs, qualifiés de « non importants pour la sûreté ».

Prise en compte des objectifs de sûreté des réacteurs de troisième génération

Réduction de la probabilité de fusion du cœur

Les systèmes passifs importants pour la sûreté sont réputés être suffisants pour rétablir et maintenir les trois fonctions fondamentales de sûreté¹¹, sans l'intervention des opérateurs. Le réacteur AP1000 met en œuvre un certain nombre de systèmes passifs novateurs plus spécifiquement dédiés au refroidissement du cœur, à la sauvegarde de l'intégrité du confinement et au contrôle de la réactivité. Ils sont réputés y contribuer pendant une durée jugée suffisante pour les accidents les plus plausibles, en considérant une défaillance unique pénalisante (aggravant), l'absence d'intervention de l'opérateur et l'absence de sources d'alimentation électrique en courant alternatif.

Ces systèmes passifs utilisent uniquement des phénomènes naturels telles que la circulation naturelle, la gravité, la convection ainsi que du gaz comprimé pour fonctionner. Aucune pompe, ventilateur, moteur diesel, climatiseur ou autre machine active n'est utilisé.

Nonobstant, quelques vannes doivent être actionnées automatiquement pour permettre la mise en œuvre des systèmes passifs de sûreté. Pour assurer une fiabilité élevée, ces vannes sont actionnées grâce aux seules alimentations électriques des batteries fournissant du courant continu.

Le fonctionnement des systèmes passifs de sûreté ne nécessite donc aucun des systèmes supports actifs qui sont nécessaires dans la plupart des réacteurs en fonctionnement (comme des groupes électrogènes de secours). C'est pourquoi les concepteurs estiment que cela permet de réduire significativement la probabilité de fusion du cœur.

Ci-après sont présentés les principaux systèmes passifs importants pour la sûreté de l'AP1000.

Le système passif de refroidissement de secours du cœur

Le système de secours de refroidissement passif du cœur (voir Figure 2) assure l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur, le maintien de son inventaire en eau (injection de sécurité), la dépressurisation et la borication du circuit primaire en cas d'incident ou d'accident (notamment en cas de brèche sur le circuit primaire ou de perte de refroidissement par les générateurs de vapeur). L'appoint en eau du circuit primaire est réalisé directement dans la cuve par deux tuyauteries alimentées par des réservoirs d'appoint au cœur à une pression de 155 bar, d'accumulateurs pressurisés à 48 bar¹² par de l'azote et d'un réservoir dit « IRWST »¹³ à la pression de l'enclaustrage de confinement. L'IRWST est un réservoir de stockage d'eau situé à l'intérieur du bâtiment du réacteur, comme sur les réacteurs EPR et EPR2.

¹⁰ Sur les réacteurs EPR et EPR2, ces ruptures ne sont également pas considérées dans la démonstration de sûreté. Cette exclusion s'appuie sur l'application d'une démarche d'exclusion de rupture qui vise à rendre ces ruptures hautement improbables par un renforcement des exigences de conception, de fabrication, de contrôle et de suivi en service.

¹¹ Maîtrise de la réactivité, évacuation de la puissance et confinement des matières radioactives

¹² L'injection d'eau dans le circuit primaire se fait automatiquement à partir de 48 bar, l'eau des réservoirs d'appoint au cœur étant injectée à partir de 155 bars. Cela permet d'assurer une alimentation étagée dans le temps et d'éviter ainsi un découvrage du cœur qui pourrait conduire à un endommagement des assemblages combustibles.

¹³ In-containment refuelling water storage tank ; réservoir de remplissage de la piscine du réacteur lors des phases de chargement/déchargement du cœur.

L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur est assurée à long terme par un échangeur immergé dans l'IRWST. Le volume d'eau dans ce réservoir absorber la puissance résiduelle jusqu'à l'ébullition. Après le début de l'ébullition, la vapeur se condense sur la surface interne des parois de l'enceinte de confinement puis est drainée gravitairement vers l'IRWST. L'échangeur et le système passif de refroidissement d'enceinte (voir ci-après) assurent le refroidissement du circuit primaire sans aucune action des opérateurs.

Le système de refroidissement passif du cœur comporte également des dispositifs de dépressurisation automatique qui s'ouvrent séquentiellement pour réduire suffisamment la pression du circuit primaire afin d'assurer le refroidissement à long terme.

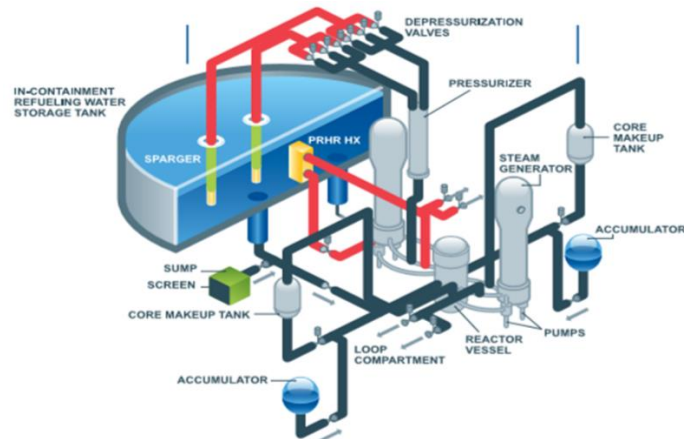


Figure 2 : Schéma des systèmes passifs de sûreté du cœur du réacteur AP1000 (source Westinghouse)

Le système passif de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement

Le système passif de refroidissement de l'enceinte (voir Figure 3) a pour rôle de réduire la pression et la température dans l'enceinte de confinement à la suite d'un accident de brèche primaire ou de rupture d'une tuyauterie vapeur à l'intérieur de l'enceinte, ou de tout autre événement qui conduirait à une augmentation notable de la pression et de la température dans l'enceinte.

Le système passif de refroidissement de l'enceinte transfère l'énergie contenue dans l'enceinte de confinement vers l'atmosphère via l'enceinte métallique de confinement. Il est composé d'un réservoir de stockage d'eau de refroidissement situé au sommet de l'enceinte, de trois lignes parallèles issues de ce réservoir pour l'aspersion de l'extérieur de l'enceinte métallique de confinement et de passages d'air permettant le refroidissement.

Le système passif de refroidissement de l'enceinte permet l'évacuation de la chaleur dégagée dans le confinement pendant au moins 72 heures sans action de l'opérateur et sans dépassement de la pression de conception de l'enceinte de confinement, qui est d'environ 6 bar absolus. Un appoint en eau au réservoir est ensuite nécessaire.

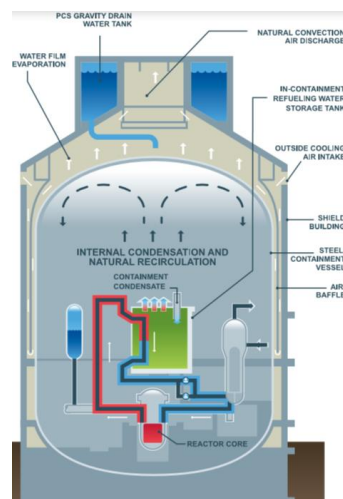


Figure 3 : Schéma du système passif de refroidissement de l'enceinte du réacteur AP1000 (source Westinghouse)

Maitrise des conséquences d'un accident de fusion du cœur

À la différence des réacteurs EPR et EPR2, pour lesquels un récupérateur est prévu pour recevoir et refroidir le corium issu de la fusion du cœur une fois la cuve du réacteur percée, la stratégie de gestion d'un accident grave sur le réacteur AP1000 consiste à remplir d'eau le compartiment dans lequel se trouve la cuve du réacteur afin d'éviter sa défaillance et ainsi maintenir le corium dans la cuve. Cette stratégie nécessite le refroidissement de la cavité du réacteur. Un système est prévu à cet effet. Il se compose de deux trains reliés par l'IRWST et de deux vannes d'isolement installées sur chaque ligne, fermées en fonctionnement normal et ouvertes en cas d'accident de fusion du cœur.

Ces dispositions visent à éviter des rejets radioactifs à partir de l'enceinte de confinement initialement intacte pendant plus de 100 heures après le début de fusion du cœur, en supposant qu'aucune action de récupération ne soit entreprise.

Amélioration de la protection contre les effets des agressions externes

L'enceinte de confinement du réacteur AP1000 est conçue en prenant en compte le risque de chute d'un avion commercial. Ainsi les parties du bâtiment du réacteur susceptibles de subir l'impact d'un avion sont réalisées au moyen de structures de type modulaire en sandwich (acier/béton), tout en gardant les parties inférieures du fût en béton armé.

Les évaluations complémentaires de sûreté réalisées au titre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (stress tests) ont montré que le réacteur AP1000 est robuste face à des situations d'agressions naturelles extrêmes.

4.2 LE RÉACTEUR APR1400

Historique et perspectives de développement

Le réacteur APR1400 (pour Advanced Power Reactor) est un réacteur à eau sous pression délivrant une puissance de 1400 MWe, développé par la société coréenne KEPCO (Korea Electric Power Corporation). Sa conception est basée sur l'expérience acquise au cours du développement, de la construction et de l'exploitation du réacteur OPR1000 (Gen II) de puissance 1000 MWe. Le réacteur a été certifié par l'autorité de sûreté nucléaire de Corée de Sud en 2002. Il a également été certifié par la US-NRC en 2019, même si à ce jour aucun projet de construction de réacteurs APR1400 n'a vu le jour aux Etats-Unis.

La construction de huit réacteurs APR1400 était initialement prévue en Corée de Sud (quatre réacteurs sur la centrale de Shin-Kori et quatre réacteurs sur la centrale Shin-Hanul). À ce jour, seuls deux réacteurs à la centrale de Shin-Kori et un à la centrale Shin-Hanul sont en service. Un quatrième réacteur devrait entrer prochainement en service à la centrale Shin-Hanul. La construction des autres réacteurs initialement prévus est en discussion.

La construction de quatre réacteurs APR1400 a également été engagée à la centrale de Barakah aux Émirats Arabes Unis. L'autorisation de construction a été délivrée en 2012 par l'Autorité de sûreté émiratie. Les trois premiers réacteurs ont été mis en service en 2021 et 2022.

Les principales caractéristiques du réacteur APR1400

À l'instar du réacteur AP1000, le réacteur APR1400 est constitué d'une cuve, de deux boucles primaires indépendantes comprenant chacune une branche chaude et deux branches froides équipées d'une motopompe primaire et d'un générateur de vapeur. Un pressuriseur est relié à l'une des branches chaudes par sa ligne d'expansion.

Le cœur du réacteur est constitué de 241 assemblages de combustible de conception comparables à ceux des réacteurs français. Chaque assemblage est constitué de 236 crayons de combustible en alliage de zirconium, disposés selon un réseau carré avec 16 x 16 emplacements dont certains sont occupés par des tubes-guides (4).

Les pompes primaires sont des pompes centrifuges de type vertical comparables à celles équipant les réacteurs français. L'étanchéité de la pompe est assurée par une injection aux joints dont la conception est similaire à celle des pompes primaires sur l'EPR.

À l'instar de du réacteur AP1000, les tuyauteries du circuit primaire sont conçues selon le concept de "fuite avant rupture".

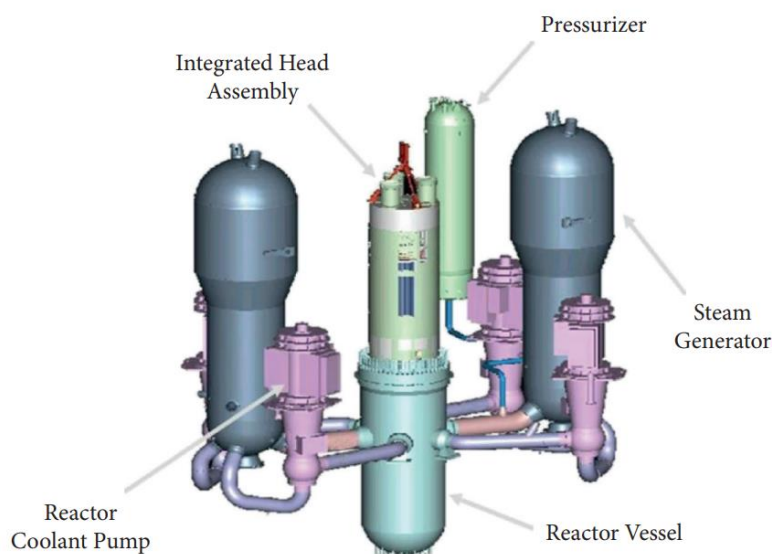


Figure 4 : Schéma du circuit primaire du réacteur APR1400 (source KEPCO/KHNP)

Prise en compte des objectifs de sûreté des réacteurs de troisième génération

Réduction de la probabilité de fusion du cœur

L'APR1400 dispose de quatre trains de systèmes de sûreté au lieu de deux pour le réacteur AP1000, indépendants et physiquement séparés les uns des autres. Ils comprennent des systèmes actifs et passifs.

Le système de refroidissement de secours du cœur

Le système de refroidissement de secours du cœur est composé de quatre trains capables chacun d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur pour les scénarios accidentels retenus de perte d'inventaire en eau du circuit primaire¹⁴. Chaque train injecte directement dans la cuve et est constitué d'une pompe aspirant l'eau dans un réservoir d'eau borée à l'intérieur de l'enceinte (IRWST) et d'un échangeur. Chaque train comporte également un accumulateur contenant de l'eau borée. Ce dernier fonctionne de manière passive : ils sont équipés d'un dispositif permettant d'optimiser le profil d'injection d'eau de refroidissement dans le réacteur sans recourir à des composants actifs. En particulier, les pompes d'injection de sécurité basse pression ont été supprimées de la conception du réacteur APR1400.

Le réservoir IRWST est un réservoir cylindrique annulaire situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Il assure les fonctions de stockage normal de l'eau de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible ainsi qu'une source unique du réfrigérant pour les systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion d'enceinte. Sa conception est faite de telle sorte que l'eau injectée par les pompes d'injection de sécurité, d'aspersion de l'enceinte et de refroidissement du réacteur à l'arrêt retourne à l'IRWST. Cette capacité est suffisante pour alimenter la piscine du réacteur lors des opérations normales de chargement/déchargement du réacteur. Elle couvre également le volume d'eau nécessaire pour inonder la cavité du réacteur pour le refroidissement externe de la cuve du réacteur en cas d'accident grave.

Le système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur

Ce système se compose de deux trains indépendants et redondants, constitués chacun d'un réservoir d'eau, d'une motopompe et d'une turbopompe d'alimentation de secours des GV, chaque pompe étant capable d'assurer la mission de refroidissement. Les réservoirs peuvent par ailleurs être réalimentés à partir du réservoir de condensat, non classé de sûreté, comme un moyen de secours.

Le système de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement

Le système de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement, similaire au système d'aspersion de l'enceinte présent sur les réacteurs français, est composé de deux trains similaires séparés physiquement et électriquement. Ils sont chacun équipés d'une pompe, d'un échangeur pour l'évacuation de la puissance résiduelle vers la source froide et d'une rampe d'aspersion. Les pompes aspirent de l'eau dans le réservoir IRWST et l'envoient vers la rampe d'aspersion au sommet du bâtiment afin de réduire la température et la pression dans l'enceinte de confinement. Ces pompes peuvent assurer la redondance des pompes du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt en cas de besoin et inversement, ce qui permet d'améliorer la fiabilité de ces systèmes.

Maitrise des conséquences d'un accident de fusion du cœur

Système de refroidissement externe de la cuve du réacteur

En cas d'accident avec fusion du cœur, le système de refroidissement externe de la cuve du réacteur (voir Figure 5, schéma de droite) a pour rôle de maintenir le corium à l'intérieur de la cuve (stratégie similaire au réacteur AP1000). Pour cela, la cavité du réacteur est remplie d'eau provenant de l'IRWST au moyen des pompes du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt et du système de borication.

Système de refroidissement du corium

En cas de défaillance du système de refroidissement externe de la cuve du réacteur, le système de refroidissement de la cavité du réacteur (voir Figure 5, schéma de gauche) a pour rôle de refroidir le corium se trouvant dans la cavité après rupture de la cuve. Pour cela, de l'eau est amenée gravitairement dans la cavité depuis l'IRWST.

¹⁴ Pour les ruptures de taille inférieures à la taille d'une ligne d'injection directe dans la cuve, un train seul permet d'assurer le refroidissement du cœur. En cas de brèche plus importante, deux trains sont nécessaires.

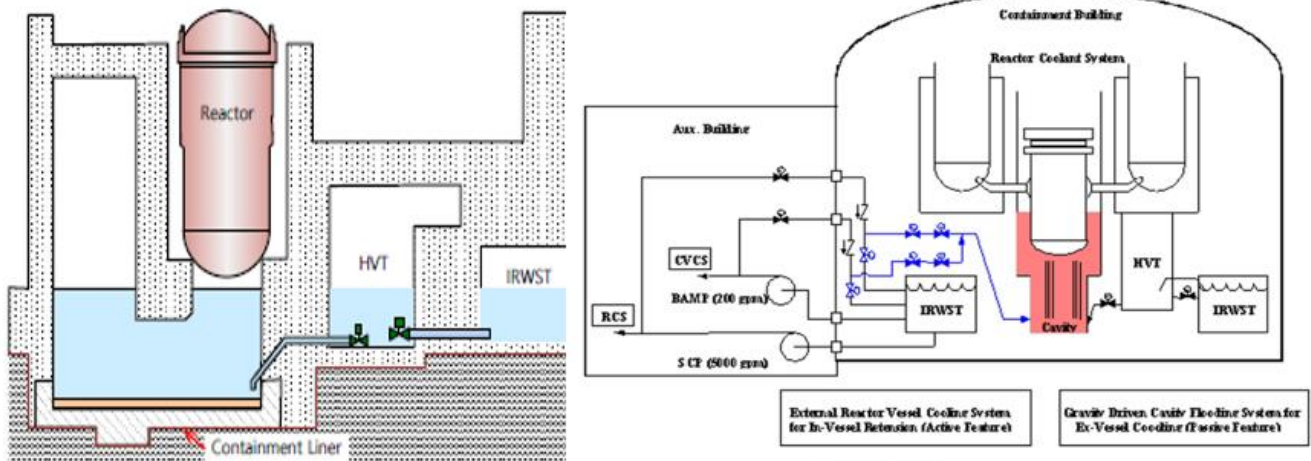


Figure 5 : Schéma des systèmes de gestion d'un accident grave sur le réacteur APR14000 (source KEPCO/KHNP)

Amélioration de la protection contre les agressions externes

Le réacteur APR1400 est conçu en considérant la construction de paires de réacteurs avec quelques installations communes, telles que le bâtiment des déchets radioactifs. Les bâtiments du réacteur et auxiliaires sont construits sur un radier commun, comme l'EPR et l'EPR2, ce qui améliore la résistance aux séismes.

Comme pour l'EPR et l'EPR2, l'agencement de la centrale est fortement influencé par les objectifs de sûreté, en particulier pour la séparation physique des équipements de sûreté. Les pompes d'injection de sécurité sont situées dans le bâtiment auxiliaire, chaque pompe étant placée dans chacun des quatre quadrants entourant le bâtiment du réacteur. Cette disposition garantit la séparation physique des pompes, en minimisant les risques liés aux incendies, aux inondations internes et à la malveillance. Les bâtiments des diesels de secours sont également séparés de part et d'autre du bâtiment du réacteur.

Les évaluations complémentaires de sûreté réalisées au titre du retour d'expérience de Fukushima (stress tests) ont montré que le réacteur APR1400 est robuste face à des agressions naturelles extrêmes.

La conception du bâtiment du réacteur de l'APR1400 prend en compte la chute d'un avion commercial.

4.3 LE RÉACTEUR HPR1000

Historique et perspectives de développement

Le réacteur HPR1000 (ou Hualong-1) est un réacteur à eau sous pression, développé par les entreprises chinoises China General Nuclear Power Corporation (CGNPC) et Compagnie nucléaire nationale chinoise (CNNC). La conception est basée sur celles des réacteurs ACPR1000 et ACP1000, eux-mêmes inspirés des réacteurs français de deuxième génération de type CPY. Le réacteur HPR1000 a été certifié par l'autorité de sûreté chinoise en 2014.

Deux réacteurs HPR1000 ont été mis en service en Chine respectivement en 2020 et 2022. Dix autres réacteurs sont en cours de construction.

Deux réacteurs HPR1000 ont été mis en service au Pakistan respectivement en 2021 et 2022. Un troisième est en cours de construction.

La construction d'un réacteur HPR1000 est également prévue en Argentine. Elle n'a pas débuté pour le moment.

Principales caractéristiques du réacteur HPR1000

La chaudière du réacteur HPR1000 (voir Figure 6) présente une conception à trois boucles. Elle est comparable à la chaudière des réacteurs de 900 MWe français. Chaque boucle est constituée d'un générateur de vapeur vertical et d'une motopompe primaire. Un pressuriseur est relié à l'une des branches chaudes par sa ligne d'expansion.

Les tuyauteries du circuit primaire sont conçues selon le concept de "fuite avant rupture", comme les réacteurs AP1000 et APR1400 (voir plus haut).

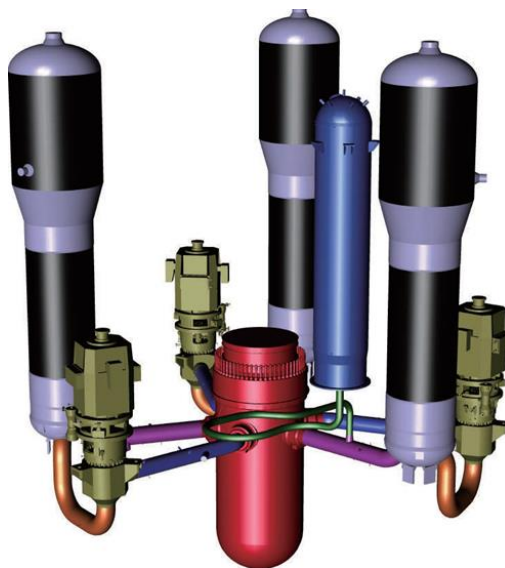


Figure 6 : Schéma du circuit primaire du réacteur HPR1000 (source China Nuclear Power Engineering)

Le cœur du réacteur est constitué de 177 assemblages combustibles de conception comparable à ceux des réacteurs français. Chaque assemblage est constitué de 265 crayons de combustible en alliage de zirconium disposés selon un réseau carré avec 17 x 17 emplacements dont 24 sont occupés par des tubes-guides.

À l'instar des réacteurs en fonctionnement en France, chaque motopompe primaire est de type centrifuge mono-étagée verticale. Le système d'étanchéité de l'arbre est composé des trois joints en série qui assurent l'étanchéité au niveau de l'arbre de la pompe en fonctionnement normal et d'un système d'étanchéité à l'arrêt qu'on trouve aussi sur les pompes primaires de l'EPR.

Prise en compte des objectifs de sûreté des réacteurs de troisième génération

Réduction de la probabilité de fusion du cœur

Le réacteur HPR1000 dispose de trois trains de sûreté indépendants et physiquement séparés les uns des autres. Ils comprennent des systèmes actifs et passifs.

Le système de refroidissement de secours du cœur

Le système de refroidissement de secours du cœur est constitué de trois trains redondants comprenant des pompes d'injection basse pression, des pompes d'injection moyenne pression et des accumulateurs. Ces moyens d'injection sont comparables à ceux des réacteurs EPR et EPR2. Les pompes aspirent dans un réservoir (IRWST) d'eau borée située dans le bâtiment du réacteur.

De plus, un système de borication rapide injecte de l'eau borée dans le circuit primaire par l'intermédiaire de la ligne d'injection en branche froide du système de refroidissement de secours du cœur.

Système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur

Ce système se compose de trois trains indépendants et redondants, constitués d'un réservoir d'eau, d'une motopompe d'alimentation de secours et de vannes de contrôle de débit et du niveau d'eau dans les générateurs de vapeur. Les trois trains sont reliés entre eux par des collecteurs à l'aspiration et au refoulement des pompes afin d'alimenter tous les générateurs de vapeur disponibles en utilisant l'eau de tous les réservoirs. Le volume des trois réservoirs d'eau offre une autonomie en eau de 24 heures après l'accident. Ces réservoirs peuvent être réalimentés afin d'augmenter leur autonomie.

Système passif d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur par les générateurs de vapeur

Le système passif d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur par les générateurs de vapeur assure le refroidissement du cœur à long terme en cas de perte totale des alimentations électriques ayant comme conséquence la défaillance du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur. Ce système est composé de trois trains connectés chacun à un générateur de vapeur. En cas d'accident avec la perte totale des alimentations électriques, il permet d'assurer pendant 72 heures l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur par les générateurs de vapeur au moyen d'échangeurs complémentaires, installés sur les murs extérieurs du bâtiment du réacteur et immergés dans un réservoir d'eau de plus de 1000 m³ par train, permettant de condenser la vapeur sortant des générateurs de vapeur, les condensats retournant dans les générateurs de vapeur par circulation naturelle. Le fonctionnement des trois trains est nécessaire pour évacuer toute la puissance résiduelle.

Le système de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement

Le système de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement, similaire au système d'aspersion de l'enceinte présent sur les réacteurs français, est constitué de deux trains redondants comprenant chacun une pompe, un échangeur, commun avec le système de refroidissement de secours du cœur, et trois lignes d'appoint vers la rampe d'aspersion. Les pompes aspirent dans le réservoir IRWST pour réduire la température et la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident de brèche sur le circuit primaire ou le circuit secondaire dans l'enceinte de confinement. Ces pompes peuvent assurer une redondance des pompes d'injection basse pression du système de refroidissement de secours du cœur en cas de besoin et inversement, ce qui permet d'améliorer la fiabilité de ces systèmes.

Maitrise des conséquences d'un accident de fusion du cœur

Système de refroidissement externe de la cuve du réacteur

En cas d'accident de fusion du cœur, le système de refroidissement externe de la cuve du réacteur a pour rôle de maintenir le corium à l'intérieur de celle-ci. Il est constitué d'une partie active et d'une partie passive. La partie active comprend deux lignes d'injection parallèles, chacune prélevant de l'eau de l'IRWST au moyen de pompes. La partie passive comprend un réservoir situé au point le plus élevé dans l'enceinte de confinement. En cas d'accident grave et de défaillance du système actif, les vannes d'isolement s'ouvrent et l'eau du réservoir s'écoulera par gravité pour refroidir la cuve du réacteur.

Le système passif de refroidissement de l'enceinte de confinement

Le système passif de refroidissement de l'enceinte est conçu pour évacuer la chaleur dissipée dans l'enceinte de confinement, afin de garantir que les pression et température ne dépassent pas les limites de conception de l'enceinte. La chaleur est évacuée par de l'eau (ou de la vapeur d'eau) circulant naturellement¹⁵ dans les tubes d'échangeurs installés en hauteur sur la surface interne de l'enceinte de confinement, vers un réservoir à l'extérieur de l'enceinte de confinement (commun au système passif d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur par les générateurs de vapeur). L'eau du réservoir est chauffée et évaporée une fois que la température de saturation est atteinte et la chaleur se dissipe finalement dans l'environnement. L'inventaire du réservoir permet une évacuation passive de la chaleur de l'enceinte pendant 72 heures.

Amélioration de la protection contre les agressions externes

Afin de diminuer les conséquences des agressions externes, la conception comprend des mesures pour protéger l'installation notamment contre les effets de séismes, d'inondations et de chutes d'avions commerciaux.

Le bâtiment du réacteur HPR1000 est constitué d'une enceinte à double paroi en béton. L'enceinte de confinement interne est une structure en béton armé précontraint (comprenant une paroi cylindrique et un dôme hémisphérique) avec un revêtement en acier étanche. Le bâtiment du réacteur est situé au centre de l'îlot nucléaire, entouré du bâtiment du combustible, du bâtiment électrique et de deux bâtiments de sauvegarde.

Les évaluations complémentaires de sûreté réalisées au titre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (stress tests) ont montré que le réacteur HPR1000 est robuste face à des agressions naturelles extrêmes.

La protection contre la chute d'un avion commercial est assurée par des coques de blindage en béton pour le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible et le bâtiment électrique, et par une séparation physique pour les bâtiments de sauvegarde.

¹⁵ Cette circulation naturelle est permise par la différence d'altitude entre le réservoir et les échangeurs.

4.4 LE RÉACTEUR VVER1200

Historique et perspectives de développement

Le réacteur VVER-1200 représente la dernière évolution des réacteurs russes VVER de troisième génération. Il est issu d'un programme de modernisation des réacteurs VVER-1000/320 de deuxième génération, eux-mêmes dérivés des réacteurs VVER-440 développés dans les années 70.

Des versions préliminaires de ce réacteur ont été construites en Russie et en Biélorussie. Des réacteurs de ce type sont en cours de construction en Turquie, en Égypte et au Bangladesh.

Les éléments présentés par la suite concerne la dernière version qui constitue dorénavant le modèle de référence.

Principales caractéristiques du réacteur VVER 1200

Le réacteur VVER 1200, comme ses prédécesseurs, est un réacteur à eau sous pression, qui présente des particularités qui le distinguent des autres réacteurs à eau sous pression détaillés ci-avant.

Le circuit primaire principal (voir Figure 7) est constitué de quatre boucles indépendantes comprenant chacune notamment un générateur de vapeur et une motopompe primaire.

Les tuyauteries du circuit primaire sont conçues selon le concept de "fuite avant rupture", comme les réacteurs AP1000, APR1400 et HPR1000 (voir plus haut).

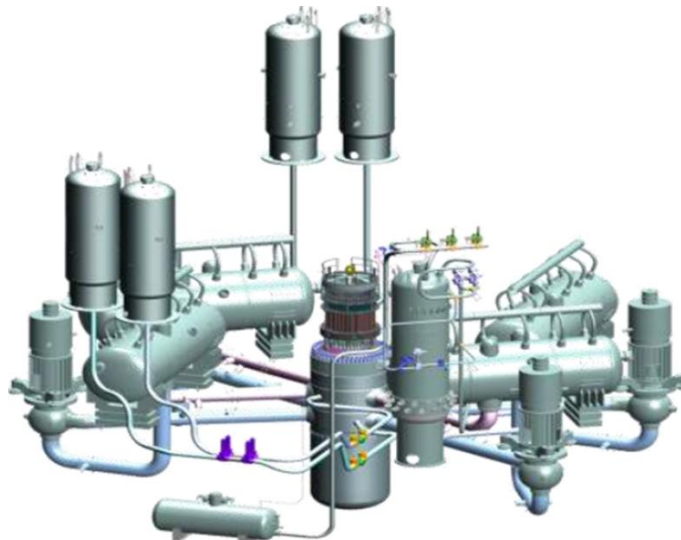


Figure 7 : Schéma du réacteur VVER 1200 V-491 (source ROSATOM)

Les générateurs de vapeur ont un corps cylindrique horizontal et deux faisceaux de tubes en U. La position horizontale des générateurs de vapeur, qui se distingue par rapport aux générateurs de vapeur des modèles de réacteurs présentés précédemment, permet notamment de réduire la hauteur du bâtiment du réacteur et présente un large volume d'eau offrant une inertie plus grande en cas de perte d'alimentation en eau.

Les pompes primaires sont des pompes centrifuges mono-étagées de type vertical. L'étanchéité de la pompe est assurée par une injection aux joints. La tenue maximale des joints sans injection est au moins de 24 heures.

Le cœur du réacteur est constitué de 163 assemblages de combustible de forme hexagonale, ce qui les distingue des assemblages des modèles présentés ci-dessus. Chaque assemblage est constitué de 312 crayons de combustible en alliage de zirconium et de 31 tubes-guides.

Les réacteurs VVER se distinguent également des autres réacteurs de type REP par la localisation dans le bâtiment du réacteur de la piscine de désactivation du combustible usé (cette piscine se trouve dans un bâtiment jouxtant le bâtiment du réacteur pour les modèles de réacteurs évoqués précédemment).

Prise en compte des objectifs de sûreté des réacteurs de troisième génération

Réduction de la probabilité de fusion du cœur

La sûreté des réacteurs VVER 1200 repose notamment sur une combinaison de systèmes de sûreté actifs et passifs.

Le système de refroidissement de secours du cœur

Le refroidissement de secours du cœur peut être assuré de manière active ou passive :

- deux sous-systèmes peuvent injecter de l'eau borée de manière active (au moyen de pompes) à haute pression et basse pression. Chaque sous-système est constitué de deux trains redondants prenant l'eau dans deux réservoirs situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement.
- quatre trains permettent une injection passive d'eau borée à 3 niveaux de pressions et comportent chacun :
 - un accumulateur pressurisé à l'azote du même type que ceux utilisés sur les réacteurs EPR et EPR2 assurant le 1^{er} niveau,
 - deux réservoirs assurant le 2^{ème} niveau et permettant une injection continue pendant 24 heures,
 - trois réservoirs assurant le 3^{ème} niveau et permettant une injection continue jusqu'à 72 heures,

Les systèmes de refroidissement de secours du cœur par les générateurs de vapeur

Le refroidissement de secours du cœur par les générateurs de vapeur peut être assuré de manière active ou passive :

- le refroidissement de secours actif est réalisé par deux boucles fermées connectées chacune à deux générateurs de vapeur : la vapeur produite dans les générateurs de vapeur est condensée dans un échangeur puis réinjectée dans les générateurs de vapeur par une pompe ;
- le refroidissement de secours passif est réalisé par quatre boucles fermées, une par générateur de vapeur, fonctionnant en circulation naturelle et comprenant deux échangeurs refroidis par de l'air¹⁶ se trouvant sur le pourtour extérieur de l'enceinte externe du bâtiment du réacteur.

Les systèmes de refroidissement de secours de l'enceinte de confinement

Le refroidissement de l'enceinte de confinement peut être assuré de manière active ou passive :

- le refroidissement actif de l'enceinte est réalisé par un système comparable au système d'aspersion de l'enceinte des réacteurs français, composé de deux trains redondants comprenant chacun une pompe et un échangeur. Il permet de réduire la pression dans l'enceinte et d'évacuer la puissance. À noter que les échangeurs sont mutualisables avec ceux du système d'injection de sécurité, augmentant ainsi la fiabilité de ces systèmes ;
- Le refroidissement passif de l'enceinte est réalisé au travers d'échangeurs refroidis par de l'air¹⁷ se trouvant sur le pourtour extérieur de l'enceinte externe du bâtiment du réacteur.

Maitrise des conséquences d'un accident de fusion du cœur

Le système de récupération du corium

La stratégie de gestion d'un accident avec fusion du cœur consiste à recueillir le corium dans un réceptacle situé sous la cuve et refroidi par de l'eau. Cette stratégie est comparable à celle définie pour les réacteurs EPR et EPR2.

Amélioration de la protection contre les agressions externes

Le réacteur VVER 1200 est une nouvelle version des VVER, développée après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ; sa conception tient compte des enseignements tirés de cet accident. Cette version tient notamment compte des principes généraux de sûreté retenus pour les réacteurs décrits précédemment dans le rapport (redondance, diversification et séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection).

¹⁶ Sur certaines versions du réacteur, ces échangeurs sont immergés dans des réservoirs d'eau

¹⁷ Sur certaines versions du réacteur, ces échangeurs sont immergés dans des réservoirs d'eau partagés avec les échangeurs du système de refroidissement passif par les GV.

Le bâtiment du réacteur est constitué d'une enceinte à double paroi en béton. L'enceinte de confinement interne est en béton armé précontraint avec un revêtement étanche en acier. L'enceinte externe est dimensionnée pour résister à l'impact d'un avion commercial.

4.5 CONCLUSION POUR LES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION DE TROISIÈME GÉNÉRATION

Ce chapitre a dressé le panorama des principaux réacteurs à eau sous pression de Génération III en fonctionnement ou en cours de construction autres que les réacteurs EPR et EPR2.

La conception de ces réacteurs répond aux meilleurs standards de sûreté actuellement en vigueur au niveau européen et mondial, notamment en termes d'application de la démarche de défense en profondeur, de gestion des accidents de fusion du cœur et de protection contre les agressions externes (séisme et chute d'avion notamment).

Au-delà des différences liées à leurs historiques de développement, les options de sûreté de ces réacteurs diffèrent principalement par la mise en œuvre plus ou moins importante de systèmes de sûreté passifs et par les modalités de gestion d'un éventuel accident avec fusion du cœur (gestion en cuve ou gestion hors cuve).

LES SYSTÈMES DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Les « systèmes » de quatrième génération englobent des concepts de réacteurs nucléaires et les installations du cycle du combustible qui leurs sont associés. Un forum international – le GIF¹⁸ – en a sélectionné certains pour leur potentiel en matière d'économie de la ressource en uranium naturel, d'amélioration de la sûreté, de compétitivité économique, de réduction des déchets et enfin de résistance aux actes de malveillance et au détournement de matières nucléaires (risque de prolifération). Sur cette base, le GIF pilote des projets internationaux de recherche et développement (R&D) pour ces systèmes depuis plus de vingt ans.

Les six systèmes de quatrième génération sélectionnés par le GIF sont les suivants :

- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ;
- les réacteurs à très haute température, à neutrons thermiques ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb ou à l'eutectique plomb-bismuth ;
- les réacteurs à sels fondus à neutrons rapides ou thermiques ;
- les réacteurs refroidis à l'eau supercritique à neutrons rapides ou thermiques.

Le choix de retenir majoritairement des systèmes utilisant des neutrons rapides (dits également « à spectre rapide ») est justifié par leur capacité à recycler le plutonium contenu notamment dans les combustibles usés des réacteurs à eau sous pression. Ces systèmes sont également capables de convertir l'uranium naturel en plutonium plus efficacement que les réacteurs à eau sous pression, de telle sorte qu'ils utilisent ensuite le plutonium produit comme combustible (mode de fonctionnement « surgénérateur »). Le résultat serait à terme une utilisation beaucoup plus efficace de la ressource en uranium, en comparaison avec les réacteurs à eau sous pression. Enfin, les réacteurs à spectre rapide sont capables de transmuter certains déchets radioactifs en éléments moins dangereux. Toutefois, l'intérêt de cette transmutation fait encore débat.

En France, une filière de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) a été développée depuis les années 60 jusqu'à la fin des années 90, avec notamment les installations Phénix (Marcoule) et SUPERPHENIX (Creys-Malville). Dans les scénarios alors envisagés, ces réacteurs auraient coexisté avec des réacteurs existants, utilisant les combustibles de ces derniers après recyclage, puis se seraient peu à peu substitués aux réacteurs à eau sous pression.

La technologie RNR-Na existe actuellement à une échelle semi-industrielle en Russie (réacteur BN-800 de 800 MW électriques). Concernant la sûreté, du point de vue français, même si la maturité de ce système est reconnue, des travaux de recherche et développement complémentaires seraient nécessaires afin de s'assurer de la maîtrise des accidents de fusion du cœur. En effet, les dernières études françaises sur ce thème datent maintenant de plus de vingt ans. Or de telles études nécessiteraient la mise en œuvre d'installations expérimentales spécifiques dont la réalisation n'est envisageable qu'à moyen terme¹⁹. Enfin, le cycle du combustible, basé sur un recyclage multiple dans des installations dédiées, requerrait des travaux de R&D pour passer à un stade industriel. Aussi, un déploiement industriel de ce type de réacteur en France paraît difficilement envisageable, de ce fait, à court terme.

Un autre système, considéré mature, est le réacteur à haute température refroidi au gaz (HTR²⁰). Deux unités HTR de type modulaire (deux réacteurs couplés à une seule turbine) ont récemment démarré en Chine et des centrales de 600 MWe réunissant jusqu'à six unités dans un même bâtiment sont envisagées à court terme dans ce pays. Côté européen, un prototype expérimental de petite puissance est à l'étude en Pologne. Néanmoins, le réacteur HTR, par sa puissance limitée et un fonctionnement à des températures dépassant 750°C, n'aurait *a priori* pas les mêmes applications que les réacteurs à eau sous pression. Ce système est ainsi un bon candidat pour la production de chaleur pour certains procédés de fabrication industriels (papier, chimie, métallurgie ...). Un point également à souligner est l'absence, mise en avant par ses concepteurs, de conséquences radiologiques graves en cas d'accident, qui permettrait l'implantation de ces réacteurs près de zones habitées ou d'installations industrielles.

¹⁸ Generation Four International Forum : <https://www.gen-4.org/gif/>

¹⁹ A titre d'exemple, les études d'accidents graves des RNR-Na ont débuté en 1971, avec les premiers essais dans le réacteur SCARABEE, pour se terminer en 2001, avec les derniers essais dans le réacteur CABRI de l'IRSN. Ces moyens ne sont aujourd'hui plus disponibles.

²⁰ HTR : High Temperature Reactor ou réacteur à haute température

Les autres systèmes de quatrième génération nécessitent des avancées importantes en termes de R&D avant de pouvoir éventuellement fournir une alternative aux réacteurs à eau sous pression. À titre d'exemple, les réacteurs à sels fondus font l'objet actuellement de nombreux projets, mais un certain nombre de verrous technologiques doivent être levés avant un éventuel développement industriel, du fait notamment des températures en jeu. À cet égard, beaucoup de projets actuels visent plutôt des marchés de niche (micro-puissances, réacteurs pour brûler les déchets, etc.). Il faut noter que les réacteurs à sels fondus auraient théoriquement une bonne capacité à consommer le plutonium et certains déchets issus des réacteurs à eau sous pression, tout en affichant des propriétés intéressantes en termes de sûreté.

Aussi, en l'état actuel des développements, les réacteurs de quatrième génération n'apparaissent pas une alternative au réacteur EPR2 dans le cadre de l'éventuel développement d'un nouveau parc de réacteurs à très court terme.

LES PETITS RÉACTEURS MODULAIRES

Les petits réacteurs modulaires appelés communément SMR pour « Small Modular Reactors » font aujourd’hui l’objet d’un intérêt important de la part des industriels de la filière nucléaire.

Le recours aux réacteurs nucléaires de faible puissance pour produire de l’énergie n’est pas nouveau. Les réacteurs utilisés pour la propulsion navale, entrant dans cette catégorie, sont utilisés depuis des décennies.

Les SMR sont des réacteurs de puissance inférieure à 300 MWe dont la fabrication peut être faite en grande partie en usine.

Certains modèles prévoient que plusieurs réacteurs (appelés aussi modules) puissent être installés au sein d’une même installation. Les concepteurs des SMR mettent en avant des ruptures technologiques, le recours à une modularité multiple aux niveaux de la fabrication, de la construction et de l’exploitation ainsi que la standardisation et l’effet de série pour abaisser les coûts. Ils affichent des performances accrues en matière de sûreté grâce à des dispositifs de sûreté intrinsèque et passive, dont la mise en œuvre est facilitée du fait de leur puissance relativement faible.

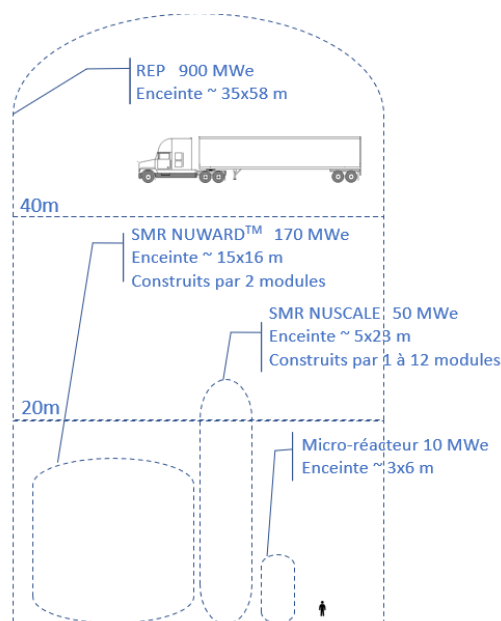


Figure 8 : Comparaison des échelles de différents réacteurs

Les concepts de SMR sont nombreux à travers le monde : projets NUWARD en France, NUSCALE aux USA, KLT en Russie, HTR-PM en Chine, SMART en Corée du sud... Plus d’une soixantaine de SMR sont en développement dans le monde, à des stades plus ou moins avancés. Ces concepts sont basés sur des technologies très variées, associées aux réacteurs de troisième ou de quatrième génération (réacteurs à haute température refroidis au gaz, à sels fondus, refroidis au plomb, refroidis au sodium...) ²¹. Ils constituent un moyen de production d’électricité pouvant satisfaire des besoins divers, se prêter à des applications non électriques (chaleur industrielle ou chauffage urbain, besoins industriels spécifiques tels que chimie, papier, aciéries, production d’hydrogène, ou encore le dessalement de l’eau de mer). Pour leurs concepteurs, les SMR peuvent également apporter des solutions pour des régions isolées ou disposant d’infrastructures limitées.

Pour les concepts de SMR basés sur des technologies déjà en exploitation tels que NUWARD et NUSCALE (réacteurs à eau sous pression), profitant d’un retour d’expérience et utilisant des combustibles standards, des développements et mise en exploitation à court terme peuvent être envisagés. Ils nécessitent tout de même des programmes de recherche et de développement dédiés sur les points qui leur sont spécifiques, tels que l’utilisation envisagée de systèmes passifs pour évacuer la puissance résiduelle du cœur. Les SMR basés sur des technologies de quatrième génération sont pour la plupart à des stades de concept et nécessitent des programmes de recherche sur de nombreux sujets, concernant les réacteurs mais aussi leur combustible. Il convient toutefois de noter que le réacteur chinois refroidi au gaz HTR-PM est en service depuis 2021.

Les Etats-Unis, la Chine et la Russie sont les plus avancés en termes de développement des SMR. En France, le projet le plus avancé est le projet NUWARD ; d’autres projets voient le jour parmi lesquels les projets JIMMY (réacteur au graphite à haute température refroidi au gaz), Naarea (projet de réacteur à sels fondus) ou Newcleo (projet de réacteur refroidi au plomb). Certains de ces concepts ont pour objectif la production de chaleur industrielle.

²¹ À l’international, les SMR de technologie « génération IV » sont aussi appelés AMR pour « Advanced Modular Reactors ».

Les principales différences des SMR par rapport aux réacteurs de forte puissance sont :

- leur modularité à deux niveaux :
 - celle de petites unités productrices d'énergie juxtaposées pouvant être fabriquées, testées et exploitées indépendamment en fonction des besoins locaux spécifiques, des capacités d'investissement initial ou des contraintes d'exploitation (renouvellement combustible, maintenance),
 - celle de briques élémentaires fabriquées en usines, transportables et assemblées sur site. Cette modularité a pour objectif une production en série pour faire baisser les coûts de fabrication et maîtriser les délais de construction ;
- leur puissance limitée permettant un recours accru à des systèmes de sûreté passifs pour le refroidissement du cœur pendant quelques jours sans intervention humaine, y compris en cas de perte de sources d'alimentation électrique externe. Cette puissance limitée permet également d'envisager le maintien du cœur en cuve en cas d'accident avec fusion²² ;
- pour certains modèles, leur conception compacte et intégrée : l'ensemble du circuit primaire de refroidissement se trouve dans la cuve, alors que pour les réacteur à eau sous pression de troisième génération beaucoup d'éléments se trouvent à l'extérieur (pressuriseur, générateur de vapeur, etc.). Cette compacité ne doit toutefois pas se faire au détriment des contrôles lors de la fabrication puis en service ainsi que des opérations de maintenance ;
- la compacité qui permet pour la plupart des concepts d'envisager des solutions enterrées ou semi-enterrées qui sont de nature à renforcer la robustesse des installations comparativement aux réacteurs de forte puissance à l'égard de certaines agressions externes (séisme, chute d'avion, conditions climatiques extrêmes, malveillance...) ;
- l'utilisation d'une seule salle de commande centralisée pour les concepts à plusieurs modules.

Pour certains concepts de SMR, des options technologiques doivent être confortées avant d'envisager leur construction. De même, pour les concepts innovants, notamment ceux valorisant des systèmes de sûreté passifs, la démonstration de sûreté devrait nécessiter la réalisation d'expérimentations sur des maquettes représentatives. En effet, la démonstration de caractéristiques intrinsèques de la sûreté nécessite une compréhension fine des phénomènes physiques en jeu et de leur sensibilité aux conditions de fonctionnement, compréhension qui peut être plus ou moins longue à acquérir selon les technologies et leur niveau de maturité. Enfin, il conviendra d'être attentif à une utilisation potentiellement accrue d'équipements disponibles « sur étagère » qui pourraient ne pas avoir été conçus selon les règles et normes en vigueur dans le domaine nucléaire.

Il n'en reste pas moins qu'une fabrication en usine devrait être de nature à apporter un niveau de qualité supérieur à celui attendu avec un chantier de construction sur site.

Les projets NUWARD et NUSCALE

NUWARD est un projet de SMR développé par un consortium de plusieurs entreprises piloté par EDF, qui comporte deux réacteurs à eau sous pression compacts et semi-enterrés, de 170 MWe chacun. Certaines de ses options de sûreté font actuellement l'objet d'un premier examen par les autorités de sûreté nucléaire française (appuyée par l'IRSN), finlandaise et tchèque, en amont de l'engagement de tout processus réglementaire. EDF annonce un début de construction d'ici 2030.

NUSCALE est un projet de SMR développé par la société NUSCALE Power qui peut comporter jusqu'à 12 modules de 50 MWe. Ce concept a été certifié par l'autorité de sûreté américaine en 2020²³. Une première construction est envisagée aux États-Unis pour une mise en service avant 2030. Des discussions sont également en cours dans certains pays européens pour la construction de réacteurs NUSCALE.

Du point de vue de la sûreté, ces deux concepts présentent des caractéristiques communes telles que le recours à des dispositions passives pour l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur et de l'enceinte de confinement, le maintien du cœur en cuve en cas d'accident avec fusion du cœur, des enceintes de confinement immergées dans une piscine. Le tableau ci-dessous présente certaines caractéristiques de ces deux concepts.

²² Les concepteurs mettent également en avant la possibilité de réduire fortement voire de supprimer les zones

²³ À noter qu'un nouveau modèle avec des modules d'une puissance de 77 MWe est en cours d'évaluation.

Tableau 2 : Principales caractéristiques des concepts NUWARD et NUSCALE

	NUWARD	NUSCALE
Puissance	2 x 170 MWe	Jusqu'à 12 x 50 MWe
Dimensions enceinte	~15x16 m Enceinte totalement immergée	~5x23 m Enceinte partiellement immergée
Évacuation de la puissance résiduelle par les systèmes	Par convection naturelle durant 7 jours	Par convection naturelle durant 7 jours
Circulation du fluide primaire en fonctionnement normal	Pompes primaires à rotor noyé	Convection naturelle
Combustible	76 éléments standards de type REP 17x17 raccourcis Enrichissement inférieur à 5%	37 éléments standards de type REP 17x17 Enrichissement inférieur à 3,7%

Les concepts NUWARD et NUSCALE s'appuient sur la technologie de réacteur à eau sous pression. Ainsi, leur déploiement dans la décennie à venir est envisageable. Du fait de leur faible puissance, des gains en termes de sûreté sont possibles en comparaison aux réacteurs de forte puissance. Pour NUWARD^T, ces gains pourront être appréciés dans le cadre d'une éventuelle demande d'autorisation de création.

ANNEXE 1 : SAISINE DE LA CNDP



La présidente

Paris, le 12 juillet 2022

Monsieur le Directeur général, *Christophe Chaitoplo,*

Lors de sa séance plénière du 6 juillet 2022, la Commission nationale du débat public (CNDP) a décidé de vous adresser une demande d'expertise dans le cadre du débat public « Nouveaux réacteurs nucléaires et projet Penly ».

La préparation du débat public a en effet mis en évidence un besoin d'informations facilement accessibles au public non spécialiste sur plusieurs points techniques relatifs au choix par EDF de la technologie EPR :

- le retour d'expérience de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs EPR dans le monde,
- les autres modèles de réacteurs à eau pressurisée de forte puissance de génération III en projet ou en construction dans le monde, comparables aux EPR2,
- les projets de réacteurs modulaires de plus faible puissance dits Small Modular Reactors (SMR).

L'expertise porterait sur les éléments suivants :

1) Retour d'expérience des projets d'EPR dans le monde

L'IRSN abordera, sous l'angle de la sûreté, le retour d'expérience acquis lors de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des projets d'EPR dans le monde. Il s'agit des réacteurs Taishan 1 et 2 en Chine (en service), Olkiluoto 3 en Finlande (en phase de démarrage), et Flamanville 3 (en construction).

2) Alternatives aux EPR2

Les EPR2 sont des réacteurs à eau pressurisée (REP) de forte puissance dits de 3^{ème} génération (GEN III), c'est-à-dire répondant aux exigences de sûreté les plus récentes. Le rapport demandé rappellera brièvement les principales filières de réacteurs électronucléaires existantes et les principales exigences de sûreté retenues pour les réacteurs REP de 3^{ème} génération, par rapport

notamment aux réacteurs de 2^{ème} génération qui sont déjà présents sur le site de Penly.

Le rapport présenterait également :

- les principales évolutions de conception entre l'EPR de Flamanville et les EPR2, qu'elles résultent du retour d'expérience des EPR ou de souhaits d'optimisation d'EDF,
- une comparaison des principales options de sûreté retenues par les concepteurs de réacteurs REP de 3^{ème} génération à l'international par rapport aux EPR2 (prévention et limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur, résistance aux agressions externes et notamment de niveau extrême, confinement des matières radioactives...).

Enfin, il s'agirait de dresser quelques perspectives sur les SMR en recensant les principales technologies en concurrence (réacteurs à eau pressurisée, réacteurs à haute température...) et en mettant en avant quelques éléments sur le niveau de maturité des technologies et des projets en cours de développement. Une attention particulière sera accordée aux SMR à eau pressurisée tels que le projet français mené par EDF (Nuward) et le projet américain (Nuscale).

En vous remerciant par avance pour les suites que vous voudrez bien donner à cette demande, je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur général, l'expression de mes sentiments distingués.

Bien cordialement,



Chantal JOUANNO

Jean-Christophe Niel
Directeur général de l'IRSN

Annexe : décision n° 2022/89/PROG_EPR2_PENLY/ 4

la commission nationale du débat public
244 boulevard Saint-Germain – 75007 Paris – France – T. +33 1 40 81 12 63 – chantal.jouanno@debatpublic.fr
debatpublic.fr

SÉANCE DU 6 JUILLET 2022

DECISION N° 2022/ 89 / PROG_EPR2_PENLY / 4
EPR2 A PENLY DANS LE CADRE D'UN PROGRAMME DE NOUVEAUX REACTEURS
NUCLEAIRES (76)

La Commission nationale du débat public,

- vu le code de l'environnement en ses articles L. 121-1 et suivants, notamment le I de l'article L.121-8 et l'article L.121-9,
- vu sa décision N°2022/32/PROG_EPR2_PENLY/1 du 2 mars 2022 d'organiser un débat public sur le projet de construction de deux réacteurs nucléaires « EPR2 » sur le site de Penly, dans le cadre de la proposition de programme de nouveaux réacteurs nucléaires en France d'EDF,

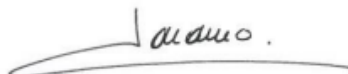
après en avoir délibéré,

décide :

Article 1 : Sur proposition du Président de la commission particulière en charge de l'animation du débat public, une expertise complémentaire est engagée, portant sur un retour d'expérience acquis lors de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation des réacteurs à eau pressurisée (REP) dans le monde d'une part et sur les alternatives à la technologie des réacteurs de type « REP », notamment en accordant une attention particulière aux « Small modular reactors » (SMR).

Article 2 : La présente décision sera publiée au Journal officiel de la République française.

La Présidente



Chantal JOUANNO

Table des illustrations et tableaux

Illustration

Figure 1 : Schéma du circuit primaire du réacteur AP1000 (source Westinghouse)	12
Figure 2 : Schéma des systèmes passifs de sûreté du cœur du réacteur AP1000 (source Westinghouse)	14
Figure 3 : Schéma du système passif de refroidissement de l'enceinte du réacteur AP1000 (source Westinghouse)	14
Figure 4 : Schéma du circuit primaire du réacteur APR1400 (source KEPCO/KHNP)	16
Figure 5 : Schéma des systèmes de gestion d'un accident grave sur le réacteur APR14000 (source KEPCO/KHNP)	18
Figure 6 : Schéma du circuit primaire du réacteur HPR1000 (source China Nuclear Power Engineering)	19
Figure 7 : Schéma du réacteur VVER 1200 V-491 (source ROSATOM).....	22
Figure 8 : Comparaison des échelles de différents réacteurs	28

Tableau

Tableau 1 : Réacteurs de troisième génération	11
Tableau 2 : Principales caractéristiques des concepts NUWARD et NUSCALE	30

IRSN

Pôle Sûreté nucléaire

Direction de l'Expertise de sûreté

N° du rapport

Rapport IRSN 2022-00654

Tous droits réservés IRSN

Octobre 2022



31, avenue de la division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
RCS Nanterre B 440 546 018

COURRIER

B.P 17
92260 Fontenay-aux-Roses Cedex

TÉLÉPHONE


+33 (0)1 58 35 88 88

SITE INTERNET

www.irsn.fr

Email

contact@irsn.fr

 [@IRSNFrance](https://twitter.com/IRSNFrance)