

# LA GAZETTE NUCLEAIRE

Prix : 6 € • Abonnement (1 an) :  
France : 24 €  
Étranger : 30 €  
Soutien : à partir de 30 €

Publication du Groupement de  
Scientifiques pour l'Information sur  
l'Énergie Nucléaire  
(GSIEN)

48<sup>ème</sup> année  
INSS 0153-7431  
Trimestriel  
Mai 2024

# 302

## SMR: Small Modular Reactor ou Small Mythical Reactor ?

### EDITORIAL

**Passage en force vers un avenir qui ne s'annonce pas radieux mais radioactif**

Le Gouvernement, obnubilé par la filière nucléaire, est prêt à tout pour la sauver et la relancer. Les derniers mois passés en attestent et les prochains en attesteront.

**Opacité accrue, perte de transparence, coups de canif au débat démocratique et parfois à la législation en vigueur, des décisions « osées » dans divers secteurs... Mais ouf ! des consultations et autres dispositions « audacieuses » sont prévues pour sauver la face.**

Le ministre de l'Industrie et de l'Énergie a entériné l'abandon de la loi de programmation énergie et climat, pourtant une obligation légale. En fuyant un débat au Parlement, le **gouvernement transforme la stratégie climatique et énergétique de la France en simple fait du Prince**. A de nombreuses reprises, Emmanuel Macron avait promis que **la décision de relance de la construction de réacteurs nucléaires en France serait validée par le Parlement. Cette promesse semble définitivement enterrée**". Ça ne vous rappelle pas une certaine époque qui avait motivé la création du GSIEN ?

Mais ouf ! une énième consultation publique, dont les contributions finiront probablement sur la même étagère que celles de la Grande consultation sur le mix énergétique de 2023, est prévue.

Malgré de nombreux plaidoyers de diverses instances et associations, **la fusion du gendarme du nucléaire avec l'expert technique du secteur a été définitivement adoptée** dans la nuit du 9 avril. Avec nos partenaires de Global Chance, de l'ACRO et de la CRIIRAD nous avons à de multiples reprises rappelé qu'il était essentiel de maintenir une distinction entre expertise et décision. Tiens, **au passage la loi fait disparaître l'obligation légale de publication des avis scientifiques et techniques qui s'imposait depuis 2016 à l'IRSN**. Ils seront publiés de manière concomitante aux décisions auxquelles ils se rapportent. Ça ne vous rappelle pas la gestion opaque d'un certain évènement en 1986 ? Mais ouf ! le règlement intérieur de la future ASNR (Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection) définira des règles et des modalités de publication de ces avis pour les décisions pour lesquelles l'autorité en décide autrement (notamment au regard de la nature des dossiers concernés ou pour favoriser la participation du public). Enfin une

### SOMMAIRE

#### Éditorial

<b>Dossier SMR</b>	2
Définition/Classement	4
Brève histoire des SMR en France	5
Projet <b>Nuward</b> (REP français)	7
<b>SMR 2</b>	12
Projet NAAREA	13
Projet Jimmy	14
<b>Sûreté et SMR (IRSN)</b>	16
<b>SMR en exploitation</b>	
Akademik Lomonosov (REP russe)	18
Shidaowan (HTGR chinois)	20
<b>SMR en construction</b>	
Carem 25 (REP argentin)	23
Linglong 1 (REP chinois)	23
BREST-OD-300 (LMFR russe)	25
<b>Projet NuScale</b> (REP américain)	28
<b>Conclusion</b>	30

[www.gazettenucleaire.org](http://www.gazettenucleaire.org)

Email :

[contact@gazettenucleaire.org](mailto:contact@gazettenucleaire.org)

**Abonnement, courrier, soutien :**  
GSIEN – 2 Allée François Villon  
91400 ORSAY

promesse tenable : l'activité promet pour une fois d'être faible.

**Construction des EPR 2 :** Selon la loi, « les constructions, les aménagements, les installations et les travaux

liés à la réalisation d'un réacteur électronucléaire sont dispensés de toute formalité au titre du code de l'urbanisme ». Un décret publié le 1<sup>er</sup> février prévoit que les éléments portant sur **la conformité aux règles d'urbanisme ne font pas partie du dossier soumis à enquête publique ou à consultation du public par voie électronique**. Et comme l'a pointé la Commission nationale du débat public (CNDP), ce décret n'a pas fait l'objet d'une consultation du public en amont de son adoption malgré l'obligation constitutionnelle de faire participer le public à l'élaboration des décisions ayant une incidence sur l'environnement.

Et que dire de la **consultation en cours pour la mise en service de l'EPR de Flamanville : manifestement lancée dans la précipitation** (sous pression politique ?), elle soumet au public deux nouveaux documents qui manquent de complémentarité et de cohérence. Le projet de Décision de l'ASN autorisant la mise en service de l'EPR de Flamanville ne répond pas ou peu aux attentes en matière de fiabilité et de sûreté. Aucune réponse sérieuse n'est apportée aux questions relatives aux irrégularités ou falsifications qui sont de notoriété publique, en particulier depuis les déclarations du Président de l'ASN le 30 janvier 2024, sujet pour lequel le GSIEN avait écrit à l'ASN. Le rapport d'instruction, également présenté sous forme de projet, fournit peu d'argument tech-

nique susceptible de dissiper les inquiétudes qu'éveille la multitude de problèmes rencontrés pendant la construction.

Et enfin comme dernier exemple (parmi tant d'autres qui auraient été possibles), **une décision « osée » en matière de Finance verte : les fonds labellisés Greenfin financent le nucléaire**.

Extraction d'uranium, raffinage, construction et exploitation de réacteurs... Alors que la filière nucléaire était exclue des critères permettant d'obtenir le label Greenfin « France finance verte », un nouveau référentiel publié le 9 janvier au Journal Officiel réintroduit « *l'ensemble des activités économiques permettant la production d'énergie à partir de technologies nucléaires, y compris les technologies du cycle des combustibles et de gestion des déchets...* ». Après avoir envisagé de mobiliser l'épargne du Livret A, il fallait oser le

faire ! Mais vu l'endettement abyssal d'EDF, tout est bon pour financer la filière nucléaire.

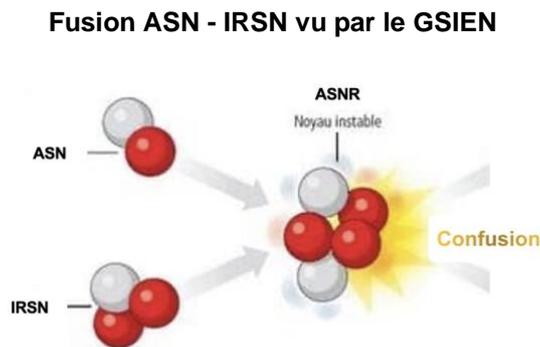
Au cours de ces mois écoulés, le GSIEN, seul ou en association avec divers partenaires (Global Chance, ACRO, CRIIRAD...) s'est donc investi sur ces divers sujets d'actualité.

Mais d'autres nous attendent dans les mois et années à venir (CIGEO pour l'enfouissement des déchets en couches géologiques profondes, projet de technocentre pour la valorisation des déchets très faiblement radioactifs à Fessenheim, projet de nouvelle piscine de la Hague pour les combustibles usés, utilisation des réacteurs de Civaux pour la production de tritium à des fins militaires...).

Mais, à ce jour, il nous paraissait opportun d'ouvrir le dossier des SMR (Small Modular Reactor) dont on commence à tant nous vanter les avantages inimaginables et pour lesquels l'argent public coule déjà à flot pour financer des projets de recherche qui, assurément, mériteraient un débat et une expertise pluralistes et contradictoires.

Bonne lecture.

Marc et Monique



\*\*\*

### Dossier SMR

Depuis quelques temps, les médias diffusent quantité d'articles dithyrambiques sur les projets *Small modular reactor*, les soi-disant petits réacteurs nucléaires dits modulaires, nouvelles coqueluches du monde atomique. Le terme *petit* peut s'accorder avec la faible puissance de ses réacteurs (< 300 MWe) par rapport aux réacteurs de puissance en exploitation. Par contre, il faut reconnaître qu'ils ne sont pas si petits que cela au vu de leurs dimensions ou de l'emprise au sol des installations. Les informations disponibles des projets les plus avancés révèlent des coûts de construction élevés voire extravagants: *small reactor* ne rime pas avec *small price*.

Les premiers prototypes construits ne sont pas non plus modulaires en l'absence d'usines dédiées de fabrication de modules.

L'acronyme SMR pourrait être remplacé par LMR : *Large modulable reactor* de faible puissance.

Certains réacteurs de nouvelle génération affichent de meilleurs rendements que les réacteurs traditionnels à eau sous pression mais ce n'est pas le cas du projet français Nuward. Si ce projet devait aboutir, Nuward générerait plus de déchets nucléaires par kilowattheure produit que son grand frère EPR.

La notion de modularité est au cœur du concept des SMR qui seraient conçus pour être assemblés en modules transportables et transposables. Cette approche modulaire permettrait une construction plus rapide et

moins coûteuse, les modules pouvant être préfabriqués en usine, ce qui réduirait les délais de construction sur site et les coûts associés. Mais, comme le fait remarquer *Nuclear engineering international*, « Il reste à démontrer que les

économies d'échelle qui ont conduit à l'augmentation de la taille des centrales nucléaires peuvent être compensées par les économies de série que l'on attend d'une production à la chaîne - en supposant que les carnets de commande soient remplis et que ces chaînes de production soient occupées. Mais pour combien des 80 modèles de SMR en cours de développement y aura-t-il un marché suffisamment important pour alimenter une ligne de production en usine ? » [[neimagazine.com](https://neimagazine.com), 29/11/23].

Les SMR sont souvent présentés comme une solution d'avenir pour répondre aux besoins croissants en énergie dans le monde. Cependant, il est important de ne pas se laisser aveugler par les promesses annoncées : la mariée n'est pas aussi belle que sur les produits de communication.

L'un des principaux arguments en faveur des SMR est leur taille réduite, qui permettrait une plus grande flexibilité dans leur déploiement. Ils pourraient être installés dans des zones industrielles existantes ou sur des sites isolés. Mais attention, le mot *small* peut cacher une vaste installation comme nous le verrons par la suite. Cependant, même si la réduction de taille n'est pas si flagrante en regard de la baisse de puissance, les préoccupations en termes de sûreté ne peuvent pas être évacuées. De conception, les SMR affichent une puissance moindre que les réacteurs traditionnels, mais cela ne signifie pas nécessairement qu'ils seraient moins

dangereux en cas d'accident. Dans un rapport publié par le Sénat fin 2023, Philippe Dupuy, responsable de la mission réacteurs innovants à l'ASN a déclaré devant l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) : « **les enjeux ne dépendent pas uniquement de la taille du réacteur : ce n'est pas parce qu'un réacteur est plus petit ou moins puissant qu'il contient une quantité de matières radioactives moins importante. En effet, contrairement aux réacteurs REP qui sont rechargés à peu près tous les ans ou tous les deux ans, certains de ces réacteurs innovants sont chargés une première fois et ont une durée de vie, avec un même cœur, de vingt ans. Leur inventaire initial est donc considérable. En résumé, la puissance n'est pas l'enjeu intrinsèque en matière de sûreté** » [[senat.fr](https://senat.fr)].

Un autre point à prendre en compte est le coût des SMR. Bien que certains affirment qu'ils sont plus abordables que les réacteurs traditionnels, les premières réalisations montrent le contraire. Il est de plus important de se méfier des estimations optimistes (et irréalistes) comme en témoigne l'histoire de l'industrie nucléaire de ces vingt dernières années (Cf. tableau ci-dessous). Le tableau permet de connaître les ordres de grandeurs des coûts (et des délais) de construction des réacteurs de puissance de différents pays afin de pouvoir établir des comparaisons avec les projets de SMR des même pays.

Estimation 2020 du coût <i>overnight</i> de construction des tranches REP récentes								
Type	Pays	Tranche	Construction			Puissance nette (MWe)	Budget initial (\$/kWe)	Coût <i>overnight</i> (\$/kWe)
			Début	Durée				
				Estimée	Réalisée			
AP 1000	Chine	Sanmen 1, 2	2009	5	9	2x1000	2044	3154
	USA	Vogtle 3, 4	2013	4	10/11*	2x1117	4300	8600
APR 1400	Corée	Shin Kori 3, 4	2008	5	8/10	2x1340	1828	2410
EPR	Finlande	Olkiluoto 3	2005	5	16	1630	2020	> 5723
	France	Flamanville 3	2007	5	15* (17)	1600	1886	8620*
	Chine	Taishan 1, 2	2009	4,5	9	2x1660	1960	3222
VVER 1200	Russie	Novovoronezh II	2008	4	8/10	2x1114	2244	**
* Estimation ** Absence de donnée								
<a href="https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-12/egc-2020_2020-12-09_18-26-46_781.pdf">https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-12/egc-2020_2020-12-09_18-26-46_781.pdf</a>								
Le coût <i>overnight</i> représente, de manière symbolique, les coûts de la construction d'une tranche en une nuit sans prendre en compte les coûts de financement. Les coûts d'investissement se composent du coût <i>overnight</i> et des coûts de financement (par exemple, les intérêts pendant la construction).								

Sous le terme générique SMR se cache une multitude de projets avec pour la plupart d'hypothétiques réalisations lointaines. Nous ne pouvons que constater une prolifération de concepts de SMR comme le révèlent les publications de l'AIEA sur le sujet. « Actuellement [2018], plus de 50 modèles de SMR sont en cours de développement » [[AIEA](https://www.aiea.org), 2018].

En 2022, « Plus de quatre-vingts (80) modèles de SMR sont en cours de développement et de déploiement à différents stades dans 18 États membres » [[AIEA](https://www.aiea.org), 2022].

Mais, tempère l'IRSN, « Selon la technologie utilisée, des travaux de recherche et développement importants peuvent être nécessaires pour concevoir et démontrer la sûreté des réacteurs » [[IRSN](https://www.irsn.fr), 5/04/23].

Le ministère des finances allemand a publié un rapport en 2022 sur les SMR. On peut y lire que « Même s'ils s'appuient sur des processus physiques (conception du réacteur) bien connus, de nombreux SMR apportent des innovations en matière de conception, de matériaux et de fabrication. Ces innovations doivent faire l'objet d'une analyse approfondie, leur niveau de sécurité

**doit être vérifié et accepté par les autorités de régulation. Les questions technologiques ne devraient pas constituer un défi important, du moins pour les réacteurs à eau légère [REP] (...). Néanmoins, l'absence ou l'inachèvement de la conception détaillée et de l'ingénierie pour (probablement) tous les SMRs pourrait entraîner des difficultés » [bmk.qv.at].**

Sur les plus de 80 projets envisagés, seuls quelques-uns basés sur la vieille technologie REP (PWR en anglais) qui a fait ses preuves avec les réacteurs de la propulsion navale sont matures comme en Russie (KLT-40S) mais coûteux. Hormis une paire de réacteurs chinois en exploitation commerciale (HTR-PM) et un réacteur russe en construction (BREST-OD-300), la plupart des autres projets, dits SMR de 4<sup>ème</sup> génération (AMR, MMR, etc.), n'en sont qu'au stade du concept. Cependant, pour tous ces projets, il existe une incertitude significative quant à leur viabilité commerciale comme le montre l'exemple du projet Nuscale aux Etats-Unis (Cf. page 28).

Bien que l'investissement dans les SMR soit un pari risqué, la France va investir « environ 1 Md€ de fonds publics en soutien à l'innovation » dans le cadre du programme « France 2030 pour le nucléaire » [France 2030, 27/11/23]. Ces investissements visent à soutenir en premier lieu le projet Nuward d'EDF (deux REP de 170 MWe, Cf. page 7) mais également plusieurs autres

projets bien plus hasardeux avec de nombreux défis technologiques à relever.

La publication 2022 de l'AIEA « *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments* » [AIEA, 2022] sera notre fil conducteur tout au long de cette Gazette. On y trouve les principales caractéristiques techniques des projets de SMR.

Nous avons étudié quelques modèles de SMR et un autre document nous a été bien utile : « *The NEA Small Modular Reactor - Dashboard: Second Edition* » [NEA/OECD, 2024]. Dans cette édition de 2024, l'Agence de l'énergie nucléaire (NEA) et l'Organisation de coopération et de développement économique (OCDE) ont établi un tableau de bord (« *dashboard* ») de la plupart des SMR. Ces tableaux de bord permettent d'évaluer leur état d'avancement à partir de six critères :

- « *Licensing* » (octroi de licence),
- « *Siting* » (site d'implantation),
- « *Financing* » (financement),
- « *Supply chain* » (chaîne d'approvisionnement),
- « *Engagement* »,
- « *Fuel* » (combustible)

Retrouver la définition des critères d'évaluation en page 181 du rapport AEN/OCDE [NEA/OECD, 2024].

---

## Définition/Classement des SMR

Voici quelques généralités sur les SMR issues d'un rapport du Comité de prospective en énergie (CPE) de l'Académie des sciences (octobre 2022).

« Le concept de SMR s'inspire des réacteurs compacts et de faible puissance de la propulsion navale. L'industrie nucléaire s'est périodiquement intéressée depuis 1960 à de petits réacteurs civils et, depuis une vingtaine d'années, elle élabore des concepts de SMR dans plusieurs gammes de puissances.

(...)

Les projets de SMR se multiplient et présentent des caractéristiques diverses, que ce soit dans la gamme de puissance (du MWe à 300 MWe), le type de réacteurs (à neutrons thermiques (RNT) ou rapides (RNR)) ou le type de combustibles (solides ou liquides). Ces projets sont portés par de nombreux pays (Etats-Unis, Canada, Grande Bretagne, Russie, Corée, Chine et Japon) et bénéficient de soutiens politiques, institutionnels et privés.

**Parmi ces projets, beaucoup n'aboutiront pas à la réalisation d'un prototype, condition indispensable pour aller vers la commercialisation ; certains ne tiendront pas les délais annoncés (2035 à 2040) et, enfin, d'autres seront même probablement abandonnés.**

Aujourd'hui [en 2022], seuls quelques projets ont dépassé le stade de réacteur-papier. Il existe deux SMR connectés à un réseau électrique en Russie et un autre SMR calogène vient de démarrer en Chine.

(...)

### Classement des SMR

Les projets de SMR peuvent être classés selon divers critères. Le type de combustible est ici retenu pour élaborer cette classification, en bonne cohérence avec les précédents rapports produits par le CPE sur l'électronucléaire.

Les projets de SMR utilisant le combustible classique des réacteurs à neutrons thermiques (RNT) à eau pressurisée ou bouillante dit UOX (U enrichi à 5% sous forme d'oxyde d'uranium UO<sub>2</sub>) ne demandent pas de ruptures technologiques majeures mais des innovations. Ils sont nécessairement à neutrons thermiques. La démonstration de sûreté de ces réacteurs repose sur le retour d'expérience des réacteurs de puissance utilisant ce combustible.

En revanche, tous les autres, à neutrons thermiques ou rapides (RNR), appellent des innovations majeures de conception et de technologie : combustibles solides spécifiques, (UOX) très enrichis en <sup>235</sup>U, soit plus denses que UOX, soit incorporant du plutonium, soit encore des combustibles liquides à uranium et plutonium. Ils visent à respecter les caractéristiques des réacteurs dits Gen IV (prochaine génération de réacteurs) et sont appelés *Advanced Modular Reactors* (AMR). Dans le cas des combustibles liquides, ce sont des mélanges de sels fondus qui sont utilisés et les AMR correspondants sont appelés *Molten Salt Reactors* (MSR). Enfin, on désigne les SMR d'une très faible puissance (de l'ordre du MWe) comme étant des *Modular Microreactors* (MMR). La

démonstration de sûreté des AMR et MMR se fait au cas par cas.

**Les cycles du combustible associés aux projets sont rarement décrits et, par conséquent, la nature des déchets radioactifs générés par les SMR reste très incertaine.** Ceci est un point faible des projets d'AMR et de MMR dont le succès dépendra de la disponibilité sur le marché de nouveaux combustibles. Aucune industrie ne s'est encore emparée des problèmes liés à l'enrichissement de l'uranium et à l'utilisation de matériaux à haute teneur en plutonium. Par ailleurs, le concept de réacteurs scellés est introduit : il s'agit de SMR contenant, au moment de la construction suffisamment de matière fissile pour délivrer une quantité d'énergie donnée pendant des années sans recharge périodique de combustible. Cette option, qui offre une souplesse de fonctionnement et de récupération du combustible usé, ne dispense évidemment pas d'étudier le devenir des déchets produits, et soulève des problèmes juridiques à traiter au niveau international » [CPE, 2022]. La gestion des déchets nucléaires est un des problèmes majeurs de l'industrie nucléaire.

Voici résumé les différents concepts et le nombre de réacteurs modulaires décrit par l'AIEA dans sa dernière publication sur le sujet.

**SMR** – L'AIEA classe sous cette appellation les réacteurs à neutrons thermiques refroidis à l'eau :

- 21 modèles à eau pressurisée (PWR) ;
- 4 modèles à eau bouillante (BWR) ;
- 8 modèles PWR pour la marine.

#### AMR

- 17 modèles (neutrons thermiques) fonctionnant à haute température et utilisant un gaz comme caloporteur ou **HTGR** (High temperature gas reactor) ; « Les HTGR fournissent de la chaleur à haute température ( $\geq 750^{\circ}\text{C}$ ) qui peut être utilisée pour une production d'électricité plus efficace [amélioration du rendement], pour une variété d'applications industrielles et pour la cogénération ».
- 13 modèles à sels fondus comme caloporteur ou **MSR** (Molten salt reactor), 12 projets à neutrons thermiques et 1 avec un spectre rapide de neutrons ; « Les réacteurs à sels fondus promettent de nombreux avantages, notamment une sécurité accrue grâce à la propriété inhérente des sels fondus, un système de refroidissement monophasé à basse pression qui élimine la nécessité d'une grande enceinte de confinement, un système à haute température qui se traduit par un rendement élevé, et un cycle du combustible flexible ».
- 8 modèles de réacteurs « rapides » à métal liquide comme caloporteur ou **LMFR** (Liquid metal fast reactor) ; ces projets de réacteurs « adoptent le spectre des neutrons rapides avec des caloporteurs en métal liquide, y compris le sodium, le plomb pur et l'eutectique plomb-bismuth ».

**MMR** – 12 microréacteurs de divers modèles (du PWR au LMFR), « conçus pour générer une puissance électrique de typiquement jusqu'à 10 MWe. Différents types de caloporteur, dont l'eau légère, l'hélium, le sel fondu et le métal liquide, sont adoptés par les microréacteurs pour le système de refroidissement » [AIEA, 2022].

\*\*\*

### Brève histoire des SMR en France

**Douze SMR français sont aujourd'hui en exploitation.** Ce sont les Installations nucléaires de base secrètes (INB-S) de la propulsion navale militaire.

Cinq sous-marins nucléaires d'attaque (SNA) et le porte-avions *Charles de Gaulle* (2 réacteurs) sont basés dans la rade de Toulon. Quatre sous-marins nucléaires lanceur d'engins (SNLE) sont rattachés à la base sous-marine de l'île Longue dans la rade de Brest. Le douzième est un réacteur expérimental implanté à Cadarache : le Réacteur d'essai à terre (RES). Il « est représentatif des chaufferies nucléaires compactes qui propulsent les sous-marins français et le porte-avions *Charles de Gaulle*. Il permet de reproduire le fonctionnement des chaufferies embarquées, en éprouvant les matériels dans des conditions d'endurance encore plus contraignantes. (...) Le RES contribue également au maintien des compétences des équipes en charge de la propulsion nucléaire » [CEA, 31/10/18].

Bref historique du CEA trouvé dans le magazine Les défis du CEA de novembre 2018 :

#### « À l'origine était la propulsion nucléaire

La fission de l'uranium comme source d'énergie pour les sous-marins est en fait à la source des conceptions de la filière nucléaire électrogène, née en 1942 aux États-Unis [voir encadré ci-contre]. À partir de l'expérience acquise pour la propulsion navale a été imaginé le tout premier réacteur à eau pressurisée (REP), type de réacteur

qu'utilise aujourd'hui EDF dans ses centrales. Le premier sous-marin à propulsion nucléaire, l'*USS Nautilus*, est mis en service en 1954. La France, quant à elle, décide dès 1953 de se doter d'un sous-marin nucléaire. Mais à l'époque, seuls les États-Unis disposent d'uranium enrichi. Ils vont accepter d'en fournir à la France à une seule condition : cet uranium ne pourra servir qu'à la conception

#### A l'origine était la bombe

« En 1942, le projet Manhattan devait créer une réaction en chaîne, une étape cruciale pour prouver qu'il serait possible de fabriquer une bombe atomique. Les scientifiques sont parvenus à cette réaction nucléaire entretenue, la première créée par l'homme, le 2 décembre 1942, dans un court de squash situé sous les gradins du Stagg Field de l'université de Chicago.

Surnommé "Chicago Pile-1", le premier réacteur nucléaire au monde a donné le coup d'envoi de l'ère atomique et a laissé un héritage complexe, notamment l'essor de l'énergie et des armes nucléaires ».

[University of Chicago](https://www.uchicago.edu/)

de réacteurs à terre. Le CEA construit à Cadarache le PAT (pour Prototype à terre), un réacteur à eau pressurisée installé dans un tronçon de coque de sous-marin qui diverge pour la première fois en août 1964. En parallèle, l'usine d'enrichissement de Pierrelatte est achevée et produit de l'uranium enrichi quelques mois plus tard. La France peut donc concevoir son propre sous-marin nucléaire en toute indépendance. Le Redoutable, premier SNLE, prend la mer le 29 mars 1967. Suivront cinq autres SNLE (aujourd'hui à la retraite), les six SNA de type Rubis, la nouvelle génération de SNLE du type Le Triomphant (SNLE-NG), actuellement en service [en 2018] et, enfin, le porte-avions Charles de Gaulle.

(...)  
 Dans les SNLE de première génération, la chaufferie était dite « à boucle » : un circuit primaire conduisait l'eau chaude sous pression jusqu'à deux circuits secondaires qui comprenaient chacun un générateur de vapeur. C'est l'eau contenue dans ces derniers qui était transformée en vapeur et acheminée vers la turbine. Cette technologie, toujours utilisée par d'autres pays, n'a pas duré en France. Dans les années 1970, les ingénieurs de la jeune filiale du CEA, Technicatome (aujourd'hui TechnicAtome), mettent au point un nouveau concept de chaufferie nucléaire pour le moins astucieux : la chaufferie compacte. Le générateur de vapeur n'est plus déporté et relié à la cuve par une « boucle » mais tout simplement posé dessus, à la place du couvercle. Les gains en taille, en sûreté et en discrétion (moins de tuyaux, donc moins de bruit) sont considérables !

Cette chaufferie révolutionnaire, baptisée K48, va alors équiper tous les SNA, dont le premier du genre – Le Rubis – entre en service en 1983. « Grâce à cette technologie unique, la France dispose des plus petits sous-marins nucléaires au monde », signale Richard Lenain. Le concept sera ensuite amélioré pour donner les chaufferies K15, qui équipent actuellement les 4 SNLE et le Charles de Gaulle » [CEA, 2018].

### K15

Selon la Marine nationale, les SNA de la classe Rubis sont progressivement remplacés par des sous-marins de nouvelle génération de la classe Suffren (ou Barracuda). Début 2024, trois anciens SNA de type Ruby et un de la classe Suffren sont en service actif. Ce dernier SNA mis en service est équipé d'un « réacteur à eau pressurisée Type K15 de 150 MWth » [defense.gouv.fr].

D'après la Direction générale de l'armement du Ministère des armées, un second SNA (classe Suffren) a divergé en 2022 et, à l'été 2023, il a été « livré à la Marine nationale à Brest à l'issue d'une campagne d'essais de plusieurs mois » en mer [DGA, 10/08/23]. Il « doit encore effectuer un déploiement dit de longue durée pour permettre de tester ses capacités militaires avant son admission au service actif » prévue en 2024 [Capital, 10/08/23].

Dans un dossier de presse, le CEA donne quelques détails sur la réalisation de la chaufferie nucléaire, le SMR de type K15.

### « Le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA)

Est en charge de la maîtrise d'ouvrage des programmes de propulsion nucléaire. Au sein du CEA, la direction des Applications militaires pilote ces programmes et s'appuie sur TechnicAtome et Naval Group pour la maîtrise d'œuvre.

#### TechnicAtome

Est en charge de la conception et de la réalisation des chaufferies nucléaires de propulsion, de leur système de soutien (outillages, formation) ainsi que de leur combustible (cœurs nucléaires).

#### Naval Group

Est en charge de la fabrication des capacités principales (cuve, générateur de vapeur, habillages internes de cuve) et de leur montage.

La construction modulaire permet de découpler le montage en atelier du chantier final d'intégration, en travaillant en parallèle sur plusieurs modules et en optimisant les temps de montage.

(...)

#### Une construction modulaire

La construction modulaire offre une meilleure maîtrise de la complexité et des facilités de construction, au plus près des compétences spécifiques nécessaires. Les différents sites spécialisés de Naval Group produisent des modules qui sont ensuite acheminés et assemblés à Cherbourg.

Chaque Barracuda est ainsi composé de 6 modules :

- appareil moteur (Nantes-Indret) ;
- manutention d'armes (Angoulême-Ruelle) ;
- **module chaufferie complet** (Nantes-Indret) ;
- berceau découplé Poste Central Navigation Opérations (Cherbourg) ;
- berceau auxiliaires (Cherbourg) ;
- berceau verticale électrique (Cherbourg).

(...)

Le site de Nantes-Indret a réalisé 18 chaufferies nucléaires embarquées dont 12 en service actif (6 sur sous-marins nucléaires lanceurs d'engins, 4 sur SNA type Rubis et 2 à bord du porte-avions Charles de Gaulle) et 3 déjà réalisées pour Barracuda.

Tous les composants principaux de la chaufferie modulaire, une innovation Barracuda, sont intégrés dans un module représentant 9 capacités principales, dont la cuve, et 35 capacités auxiliaires à fabriquer. Au total, la chaufferie représente : 2 100 composants, 7 000 soudures à réaliser, 18 mois de montage, 350 tonnes » [CEA, 12/07/19].

### K22

D'ores et déjà, la Marine nationale prévoit de se doter d'un nouveau porte-avions « appelé à remplacer le Charles de Gaulle à l'horizon 2038 : le porte-avions français de nouvelle génération (PA-NG) sera le plus grand bâtiment de guerre de l'histoire navale européenne et l'un des plus imposants au monde » [Mer et Marine, 3/05/21]. Ça en jette un max mais plus gros bateau se traduit par plus gros moteur.

Explications avec le blog Zone militaire : « Actuellement, la propulsion du porte-avions Charles de Gaulle (...) repose sur le réacteur nucléaire K-15, d'une puissance d'environ 150 mégawatts thermiques.(...) »



Seulement, si deux réacteurs K-15 sont suffisants pour permettre au porte-avions Charles de Gaulle de naviguer à la vitesse de 27 nœuds, ce ne sera pas le cas pour son successeur, qui affichera un déplacement de l'ordre de 75 000 tonnes [contre 42 000 pour le CdG]. En outre, ce dernier aura des besoins en énergie beaucoup plus importants, notamment pour faire fonctionner les catapultes électromagnétiques [EMAL] dont il sera équipé. D'où la nécessité de mettre au point un nouveau type de chaufferie nucléaire, à savoir la K-22, laquelle aura une puissance de 220 à 230 mégawatts.

Évoquant ce sujet lors d'une audition parlementaire, en 2019, François Geleznikoff, alors directeur des applications militaires (DAM) du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies renouvelables (CEA), avait assuré que les chaufferies K-22 « restent dans un domaine pas trop éloigné des K-15 » et leur « conception peut [être] maîtrisée avec les moyens de simulation actuels et la technologie disponible ». Et d'insister : « Il n'y a donc pas de saut dans l'inconnu. Ce projet est ainsi l'occasion de concevoir une nouvelle chaufferie compacte tout en tenant les délais ».

(...)

Quoi qu'il en soit, la mise au point de la chaufferie K-22 va s'avérer « complexe », au point de « mobiliser autour de 300 personnels », rappelle M. Lejeune [député, rapporteur pour avis sur les crédits alloués à la dissuasion dans le projet de loi de finances 2022]. Et elle « soulève des enjeux technologiques et industriels importants : cœur plus gros, doublement du nombre de mécanis-

mes, impact sur la mécanique des fluides », a-t-il fait observer, sans donner plus de précisions.

Comme l'a déjà précisé Loïc Rocard, le PDG de TechnicAtome, le K-22 sera le « plus gros réacteur compact » qui sera réalisé par son groupe. « Le défi technique est similaire à celui posé dans les années 1980 lorsqu'on a changé de classe de sous-marins, en passant de la classe des Rubis à celle des Triomphant, équipés de la chaufferie K15 », avait-il expliqué dans un entretien donné au quotidien Les Échos. Et le tout dans des contraintes de temps : l'avant-projet doit être terminé d'ici 2023/24 afin de pouvoir lancer la réalisation à partir de 2026, le lancement du PA-NG étant prévu, au mieux, pour 2036 » [opex360.com, 31/10/21].

Les délais de réalisation d'une telle embarcation sont très longs et notamment pour développer un nouveau réacteur. Dans la fiche à propos des « chaufferies nucléaires du porte-avions », TechnicAtome date le début de la « Phase d'Avant-Projet Très Sommaire » à « Octobre 2018 » tout en estimant le « calendrier prévisionnel de livraison » à « 2038 » [TechnicAtome, 2021].

Sans attendre la commande officielle prévue vers 2025, dès le mois de juin 2021, « Framatome démarre les fabrications pour les chaufferies du porte-avions français de nouvelle génération (PA-NG) sur son site du Creusot avec une première pièce forgée de démonstration de plusieurs dizaines de tonnes » [Framatome, 10/06/21].

---

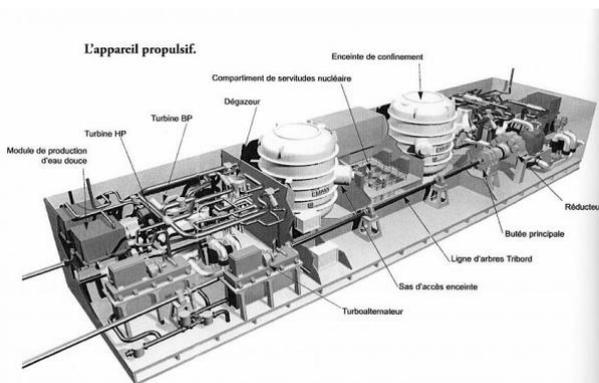
**Les liens entre le nucléaire civil et militaire sont toujours aussi prégnants comme nous allons le voir.  
C'est l'occasion d'aborder un projet au stade de concept :  
Nuward, un SMR en papier.**

En France, « TechnicAtome participe au projet EPR d'Hinkley Point C, et joue d'autre part un rôle central de concepteur dans les études amont du petit réacteur de production électrique SMR (ou Small modular reactor) en consortium avec EDF, le CEA et Naval Group » [CEA, 12/07/19]. Il s'agit du projet Nuward, une minicentrale composée de deux SMR à eau pressurisée de 170 MWe (540 MWth), une architecture de réacteurs dérivée de la

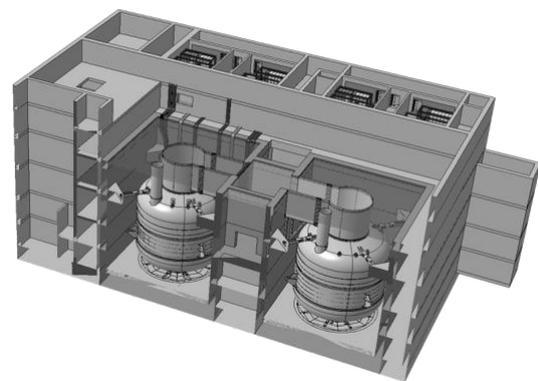
propulsion du porte-avions Charles de Gaulle comme on peut s'en apercevoir avec les schémas ci-dessous.

Dans le communiqué de presse du CEA présentant le projet Nuward, le Président directeur général de TechnicAtome a déclaré : « TechnicAtome conçoit, assemble et met en service des réacteurs nucléaires très compacts, plus de 20 depuis près de 50 ans ». Du côté de

### Représentations schématiques de la paire de réacteurs du Charles de Gaulle et d'une paire de réacteurs du projet Nuward



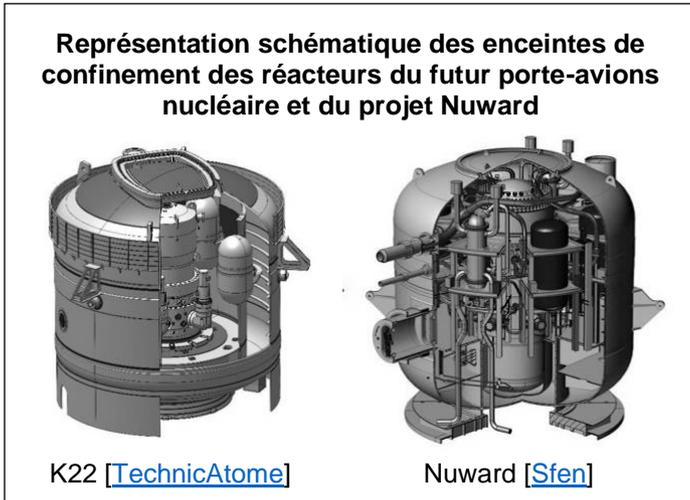
[navalnews.com](http://navalnews.com)



[technicatome.com](http://technicatome.com)

Naval Group, son Président directeur général a déclaré : « Depuis plus de 40 ans, Naval Group construit des sous-marins nucléaires et des porte-avions dont la propulsion est réalisée au moyen de petites unités de production d'énergie nucléaire » [[CEA, 17/10/19](#)].

Si les enjeux technologiques et industriels sont importants pour passer d'un réacteur de 150 MWth (K15) à 220/230 MWth (K22), qu'en serait-il pour un réacteur de 540 MWth (projet Nuward) ?



Le projet français Nuward est conduit par EDF. Extraits du Document d'enregistrement universel 2022 d'EDF Group : « Fin 2022, le Groupe a créé une filiale dédiée pour conduire la prochaine phase du projet NUWARD™, dite de basic design, qui débutera début 2023 et devrait se terminer fin 2026. Cette filiale NUWARD est détenue à 100 % par le Groupe. Elle continuera de bénéficier de l'appui des ingénieries d'EDF, du CEA, de TechnicAtome, de Naval Group, ainsi que de Framatome et de Tractebel » [[EDF, 2023](#)].

Il est envisagé qu'un bâtiment piscine semi-enterré abrite deux réacteurs à eau pressurisée « intégrés » d'une puissance unitaire de 540 MWth (170 MWe net – Rendement net 31,5%). Il utiliserait du combustible standard UO<sub>2</sub> (enrichissement en <sup>235</sup>U « < 4,95% »). La réactivité serait contrôlée à l'aide de grappes de contrôle (absence de bore dans le fluide primaire, réacteur en puissance). Le cœur et ses barres de contrôle, le pressuriseur, les six pompes primaires et les générateurs de vapeur à plaques (6x90 MWth) seraient intégrés dans la cuve [[AIEA, 2022](#)]. A priori, deux autres générateurs de vapeur de secours auraient aussi leur place dans la cuve pour le refroidissement passif en cas d'accident.

#### Mensurations

Il existe une ambiguïté quant aux dimensions de la cuve. Le rapport de l'AIEA 2020 sur les SMR ainsi que la fiche Nuward disponible sur la base de données ARIS de l'AIEA présentent une cuve de « 13 m » de hauteur, « 4 m » de diamètre et une masse de « 310 tonnes » [[AIEA, 2020](#) et [aris.iaea.org/PDF/F-SMR 2020](#)].

Cette masse de 310 tonnes pour la cuve vide (« empty ») est confirmée dans la version 2022 de l'AIEA mais les dimensions de la cuve ont changé : « 15 m de hauteur » et « 5 m de diamètre » [[AIEA, 2022](#)]. Il y aurait-il eu une

évolution du design lors de la phase d'Avant-projet sommaire (APS) ?

La cuve (mensurations 2020) et les matériels annexes seraient enfermés dans une enceinte de confinement métallique de « 16 m de haut » et « 15 m de diamètre ». « La pression de conception est de l'ordre de 1,0 MPa [environ 10 bar], mais elle est inférieure à cette valeur ». A titre de comparaison, la pression de conception des enceintes de confinements des REP actuels est de l'ordre de 5 bar. Pour savoir si c'est un plus en termes de sûreté, il faudrait connaître le volume libre de l'enceinte et la masse d'eau qui serait présente dans le circuit primaire afin d'estimer la mise en pression de l'enceinte lors d'un accident de fuite primaire par exemple. Ces données ne sont pas disponibles dans les maigres informations distillées par EDF.

Revenons au projet Nuward : « Dans des conditions d'exploitation normales, en dehors des périodes d'arrêt, l'enceinte de confinement [serait] maintenue isolée sans ventilation externe (circulation d'air interne uniquement). La pression de l'enceinte de confinement [serait] maintenue de manière statique à une valeur inférieure à la pression atmosphérique.

Avant d'ouvrir l'enceinte de confinement (par exemple pour préparer une période d'arrêt), une ventilation externe et un filtrage de l'air, ainsi qu'un renouvellement de l'air, [seraient] effectués. Aucun système mécanique d'évacuation de la chaleur ne [serait] nécessaire, car l'enceinte de confinement [serait] refroidie passivement par immersion dans la piscine externe, que ce soit dans des situations normales ou accidentelles ».

[[aris.iaea.org/PDF/F-SMR 2020](#)]

Chaque enceinte de confinement serait immergée dans un bassin de 25 m de côté. Le bâtiment semi-enterré abritant les enceintes des deux réacteurs (et une piscine à combustible irradié commune) aurait une superficie de « 3500 m<sup>2</sup> » [[AIEA, 2022](#)].

Les informations publiées sont parcellaires mais d'après notre estimation (avec l'aide d'Antoine Bonduelle), ce serait un large bâtiment de 75 m de longueur et de 47 m de largeur (3500 m<sup>2</sup>) pour « 44 m de hauteur » (dont 26 m en sous-sol) [[Bonduelle, 19/04/24](#)].

#### Densité surfacique de puissance

Avec une aire d'environ de 3000 m<sup>2</sup> selon notre estimation, le bâtiment des auxiliaires nucléaires viendrait compléter l'îlot nucléaire Nuward (6500 m<sup>2</sup>). Une représentation photoréaliste d'un exemple de projet Nuward est comparée avec le schéma d'implantation de l'îlot nucléaire d'une paire de tranches de 900 MWe (10 400 m<sup>2</sup>) comme on peut voir page suivante. Pour une superficie d'îlot nucléaire de 5200 m<sup>2</sup>, une tranche de Tricastin (915 MWe net) par exemple, a une densité surfacique de puissance de 5,7 m<sup>2</sup>/MWe installé ; Nuward (340 MWe net) aurait une densité surfacique de puissance bien plus importante de 19,1 m<sup>2</sup>/MWe de puissance installée avec son îlot nucléaire de 6500 m<sup>2</sup>.

Concernant la surface au sol du site Nuward, nous l'estimons à 9 ha, ce qui correspondrait à une densité surfacique de puissance de l'ordre de 265 m<sup>2</sup>/MWe installé. A comparer aux 150 m<sup>2</sup>/MWe du site de Tricastin (3660 MWe installés sur 55 ha).

**Comparaison entre l'aire des îlots nucléaires d'une tranche de 900 MWe et celle d'une paire de réacteurs (340 MWe) du projet Nuward**

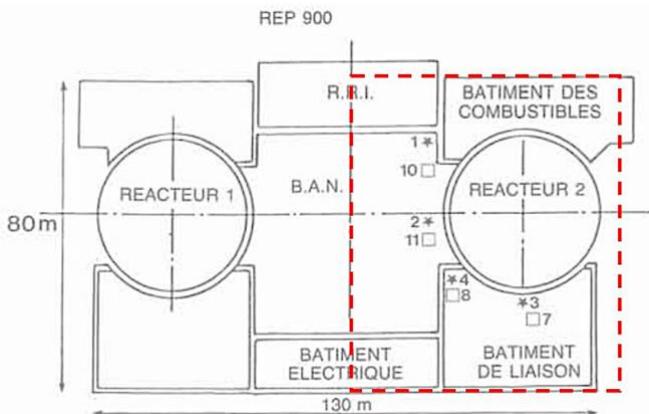


Schéma de gauche [EDF SEPTEN], encadré en rouge : l'îlot nucléaire d'un REP 900 MWe (environ 5200 m<sup>2</sup>). A droite, représentation photoréaliste [Sfen] du projet de SMR avec repérés en rouge le Bâtiment réacteurs (BR) et la piscine des combustibles (3500 m<sup>2</sup>) ainsi que le BAN (Bâtiment des auxiliaires nucléaires) d'environ 3000 m<sup>2</sup>. La superficie de l'ensemble des installations serait de l'ordre de 9 ha.

Que penser alors de la communication grand public d'EDF ? « De par sa taille réduite, NUWARD SMR aura une emprise foncière (...) limitée ». Mais aussi : « NUWARD SMR nécessitera une surface au sol par unité d'énergie produite du même ordre de grandeur que le nucléaire grande puissance » [nuward.com].

Comparons l'énergie (en GWh) produite par unité de surface de l'îlot nucléaire d'une tranche de Tricastin (0,915 GW) avec celle que pourrait produire Nuward (0,340 GW) en une année (8760 h) et avec le taux de disponibilité de 90% espéré par les concepteurs du projet du "small" réacteur.

Tricastin : productible annuel 7200 GWh soit une densité surfacique énergétique de 0,7 m<sup>2</sup>/GWh (5200/7200).

Nuward : productible annuel 2680 GWh soit une densité surfacique énergétique de 2,4 m<sup>2</sup>/GWh (6500/2680).

Cela pourrait inciter à réfléchir sur l'attribut *small*.

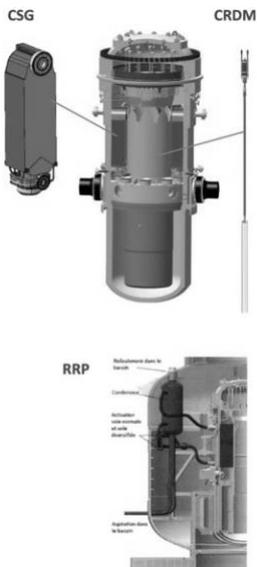
Global Chance a publié un dossier comparatif de deux projets de SMR : le Nuward français et le NuScale américain [Global Chance, novembre 2023]. Vous y trouverez une analyse du concept de ces réacteurs.

**Sûreté**

Pour compléter le travail de Global Chance sur la sûreté du réacteur en projet, une présentation du CEA sur « Les enjeux des SMR et le projet NUWARD » donne une « vision sur les risques techniques » du « produit NUWARD™ » (Cf. ci-dessous) :

« Le produit comprend 3 innovations majeures sur la chaudière pour atteindre les objectifs de performance (sûreté et production) et de densité énergétique du réacteur :

- Les Générateurs de Vapeur compacts (CSG)
- Les Mécanismes de Commande de Grappes (CRDM) immergés
- Le système de refroidissement passif (RRP) » [CEA, 18/03/22].



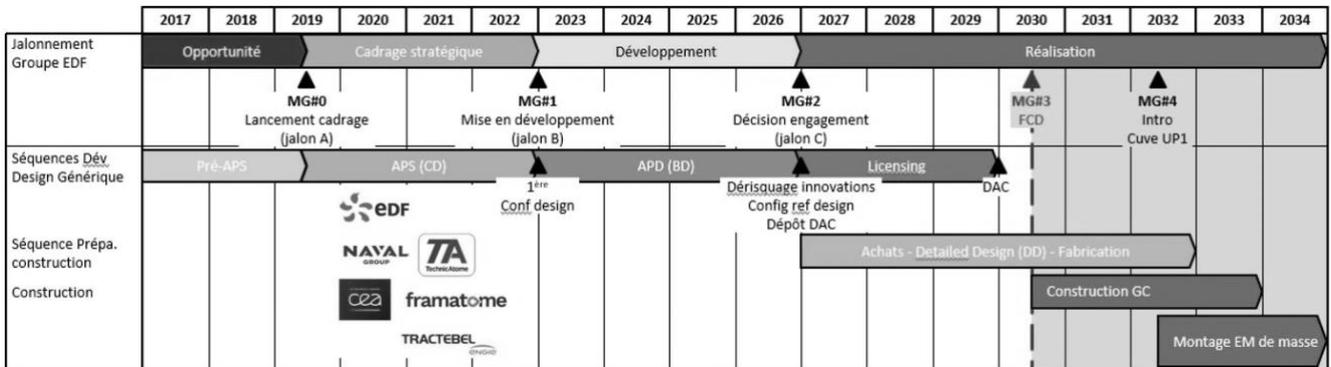
Innovation	Fonction	Caractère innovant	Vision sur les risques techniques
<b>Générateurs de vapeur compacts à plaques (CSG et S-CSG)</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Produire la vapeur pour la turbine</li> <li>• Evacuer la puissance en situation accidentelle (S-CSG)</li> <li>• 2<sup>ème</sup> barrière de confinement</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Echangeur thermique simple passe d'une puissance unitaire de 90 MWth, à circulation de fluide dans des micro-canaux (160 paires de plaques primaires et secondaires / module)</li> <li>• Matériau privilégié : <b>Titane</b></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Point de fonctionnement (T,P)</li> <li>• Durée de vie et disponibilité</li> <li>• Justification du choix du matériau</li> <li>• Justification de la conception thermomécanique</li> <li>• Industrialisation du procédé et justification de la qualité de fabrication</li> <li>• Conformité au référentiel réglementaire</li> </ul>
<b>Mécanismes de Commande de Grappes (CRDM) immergés</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Contrôler la réaction nucléaire par insertion d'absorbant</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Mécanismes <b>immergés</b></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Technologies immergées (T,P)</li> <li>• Développement du bloc électromoteur</li> <li>• Conception du mécanisme</li> <li>• Démonstration des performances</li> <li>• Conformité au référentiel réglementaire</li> </ul>
<b>Système de refroidissement passif (RRP)</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Evacuer la puissance en situation accidentelle</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Système <b>passif</b> (convection naturelle)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Fonctionnement / performance</li> <li>• Acceptation réglementaire</li> <li>• Redondance</li> </ul>

## Planning

Dans un communiqué de presse de juillet 2023, Nuward a annoncé « l'envoi à l'Autorité de sûreté nucléaire du Dossier d'Options de Sûreté de son SMR, marquant le début du processus de pré-licensing.

Le Dossier d'Options de Sûreté (DOS) est un document présentant les objectifs de sûreté, les caractéristiques de conception d'ensemble et les principes essentiels de fonctionnement et de gestion des risques » [Nuward, 21/07/23].

Le projet vient de terminer son Avant-projet sommaire (APS) ou Conceptual design (CD) pour aborder la phase d'Avant-projet détaillé (APD) ou Basic design (BD) avec six mois de retard sur la planning établi début 2022 (Cf. planning ci-dessous). La « Cible de 1<sup>er</sup> béton de la centrale de référence en France en 2030 » risque d'être d'ores et déjà difficile à tenir [CEA, 18/03/22].



Lors d'un entretien fin 2023 avec Renaud Crassous, président de Nuward, même la Sfen paraît septique : « Comment avance le projet Nuward ? **La date de 2030 pour lancer un chantier semble ambitieuse** ». Réponse du boss : « 2030 est un calendrier très ambitieux. Mais ce n'est pas nous qui l'avons décidé au hasard. **C'est un calendrier qui est dicté par le marché.** Parce qu'aujourd'hui, tous les pays intéressés en Europe (République tchèque, Finlande, Grande-Bretagne, Suède...) visent un premier SMR entre 2031 et 2034 ». Ce serait donc le marché qui dicterait la certification d'un réacteur... L'ASN, même new-look, pourrait avoir son mot à dire sur la validation des options de sûreté, notamment pour les innovations majeures du réacteur, au grand dam du marché.

Le patron de Nuward est tout de même conscient des risques du projet : « **Il y a des sujets techniques à résoudre encore** » comme nous venons de le voir. Il précise : « Pour les SMR, il y a deux moments délicats à passer. Le premier se situe entre le développement de la technologie et le premier projet, le « first of a kind » [tête de série]. Parce qu'il faut sécuriser le financement, le site, l'opinion publique. Le deuxième passage difficile est la perspective de série de réacteurs. On sait que la compétitivité des SMR viendra de l'effet de série, de la standardisation. C'est un travail qui doit être engagé d'ores et déjà par l'industrie, les pouvoirs publics, toutes nos parties prenantes » [Sfen, 5/12/23]. Un travail assurément de longue haleine et semé d'embûches comme par exemple sécuriser le financement sans connaître le coût du projet.

## Les coûts

Les coûts de construction de Nuward sont dans le flou comme le fait remarquer Global Chance : « Disons tout de suite que nous n'avons trouvé aucune information sur le coût de NUWARD, qu'il s'agisse de celui d'un premier prototype ou de celui d'un véritable SMR dont le réacteur serait fabriqué en série et en usine avant son transfert sur le site de la centrale.

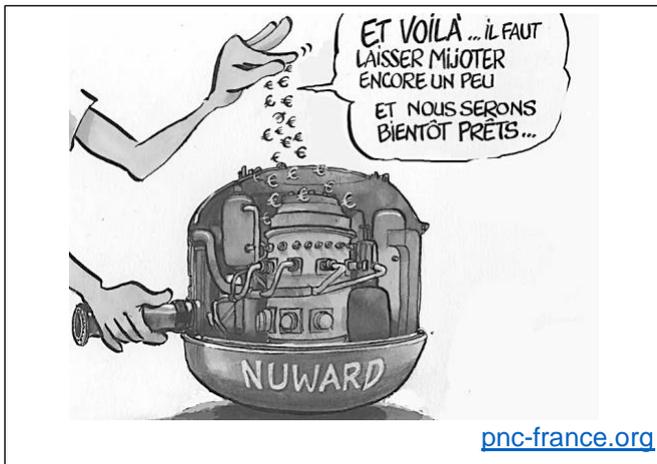
On sait seulement que les promoteurs du projet estiment que « le développement du projet NUWARD SMR nécessitera des conditions financières, institutionnelles et réglementaires favorables » » [Global Chance, novembre 2023].

Même le patron de Nuward semble ignorer le coût de son projet. Renaud Crassous s'exprime dans La Revue de l'Énergie (mars-avril 2022) : « En matière de compétitivité, les objectifs annoncés par les développeurs pour les SMR les plus matures, de la génération III, les placent en bonne position parmi les moyens de production d'électricité décarbonée [sic]. Les cibles de coût overnight — la métrique la plus utilisée par les développeurs — sont entre 2200 €/kW et 6000 €/kW selon les modèles. (...). Il reste difficile de distinguer à ce stade, derrière les annonces des développeurs, les annonces marketing des cibles réellement atteignables » [La Revue de l'Énergie n° 661]. Certes Nuward n'est pas des plus matures mais, comme Renaud Crassous ne fait aucune annonce du coût estimé de son projet, il nous est difficile de distinguer à ce stade le montant réellement atteignable des investissements nécessaires au « first of a kind ».

Mais nous direz-vous, échaudé par les estimations fantaisistes des coûts de construction de l'EPR de Flamanville et des premières estimations de six EPR2 en projet, le Groupe EDF ne se hasarde peut-être plus dans des annonces marketing. A moins que l'électricien national ne sache tout simplement pas combien pourrait coûter l'aventure Nuward.

Ce défaut de chiffrage ne devrait pas gêner EDF parce qu'une pluie de subventions publiques ruisselle sur le projet comme indiqué dans son Document d'enregistrement universel 2022 : « En décembre 2022, une subvention de 50 millions d'euros prévue dans le cadre du plan France 2030, a été attribuée par l'État français après avoir été notifiée et autorisée par la Commission européenne. EDF SA a encaissé cette subvention à hauteur de 45 millions d'euros sur l'exercice. Dans son discours du 10 février

2022 à Belfort, le Président de la République a annoncé une intervention supplémentaire de l'État à hauteur de 500 millions d'euros pour le projet NUWARD™ » [EDF, 2023].



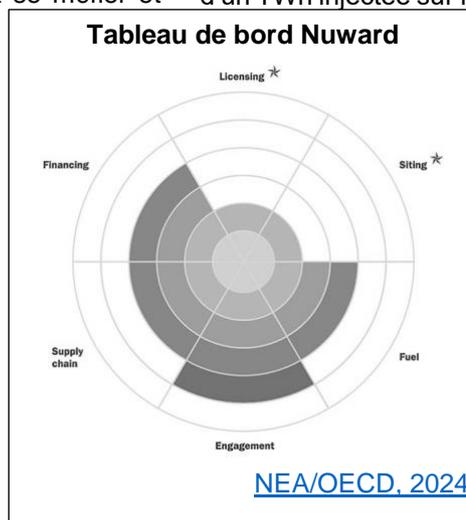
Dans une présentation sur Nuward auprès de Centrale-Énergies, « un groupement professionnel inter-écoles Centrales » (HEC, Mines, Polytechnique et Sciences Po), EDF évoque les « multiples attentes à confirmer vis-à-vis des SMRs » et notamment : la « Compétitivité » avec « des cibles affichées de 2250 €/kW à 6000 €/kW (mais aucune démonstration à ce jour) » et la « Réduction du besoin d'investissement initial (de l'ordre du Milliard €) », ce qui reste bien vague [centrale-energie.fr].

Lors de l'annonce du projet de design de Nuward en 2019, *World nuclear news* indique que « La construction d'un réacteur Nuward SMR de démonstration est prévue pour 2030. La construction de cette unité devrait durer trois ans » [WNN, 17/09/19].

Comme on l'a vu dans le planning de développement de Nuward ci-dessus, les délais de construction sont désormais estimés à quatre ans et demi. Si les bâtisses nucléaires étaient construites suivant les plannings établis, la mise en service d'un prototype Nuward n'interviendrait qu'à partir de 2035. Si et seulement si...

En même temps, EDF prévoit sa « Commercialisation dès 2025 » [EDF]. Ça ne va pas être facile de trouver des clients eu égard aux dernières réalisations (EPR) d'EDF tant en termes de délais et de coûts de construction que de qualité. Les clients potentiels pourraient se méfier et attendre de voir l'évolution du développement du *first of kind* avant toutes décisions de commandes fermes.

La NEA affiche un bon niveau pour le critère *Engagement* comme on peut le remarquer dans le tableau de bord (Cf. ci-contre) mais ce ne sont pas des engagements fermes : « Depuis 2022, EDF a pris divers engagements, notamment par le biais d'accords de coopération et de lettres d'intention pour des études de faisabilité et pour explorer le déploiement possible du réacteur NUWARD SMR au Brésil, en République tchèque, en Finlande, en Italie, en Pologne, en Slovaquie et en Suède » [NEA/OECD, 2024].



D'autre part, pour commercialiser des bouilloires modulaires il faudrait créer un certain nombre d'usines pour fabriquer les divers modules. Mais pour engager la construction d'usines il faut un carnet de commande bien rempli comme indiqué dans un rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) publié en 2021 sur le site Internet de l'Assemblée nationale : « la construction d'une tête de série dans le pays d'origine est une étape nécessaire, comme pour les grands réacteurs, mais elle ne sera pas suffisante. Pour les SMR, le passage à l'échelle industrielle, avec la construction d'une usine d'assemblage capable de fabriquer plusieurs dizaines d'unités par an, supposera de disposer assez vite d'un volume d'affaires significatif pour assurer sa rentabilité » [assemblee-nationale.fr]. Ainsi, pour qu'un seul modèle de SMR deviennent peut-être rentable, il faudrait être en capacité industrielle d'en construire plusieurs centaines par décennie.

Constat de la Sfen en 2024 : « Pour l'instant, l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) ne constate aucun déploiement en série tel que le voudrait le modèle économique de ces petits réacteurs » [Sfen, 11/03/24].

#### Déchets nucléaires

Nous avons vu que Nuward n'était pas à son avantage pour son emprise foncière par rapport à un REP traditionnel. Il ne l'est pas non plus pour le rendement de l'installation (31,5% contre 37% affiché pour un EPR). Qu'en serait-il des déchets nucléaires qui pourraient être produits si le projet aboutissait ? Le rendement plus faible d'un réacteur nécessite obligatoirement plus de fissions pour la même énergie électrique produite avec en conséquence plus de produits de fissions par unité d'énergie. Explications simplifiées avec l'uranium : la fission d'un atome de  $^{235}\text{U}$  crée deux atomes radioactifs (produits de fission), dégage une énergie d'environ 200 MeV ( $3,2 \times 10^{11}$  J) et émet deux ou trois neutrons. L'un d'entre eux va permettre la fission d'une autre atome de  $^{235}\text{U}$  afin d'entretenir la réaction en chaîne et les autres (1 ou 2) vont activer la matière et les structures environnantes. Lorsqu'une tonne de matière fissile ( $^{235}\text{U}$ ) a fissionné, elle a fourni une énergie thermique d'environ 24 TWh et produit, au défaut de masse près, un tonne de produits de fissions. Chaque TWh thermique produit ainsi 41,7 kg de produits de fission. Pour une énergie électrique d'un TWh injectée sur le réseau, le *small* Nuward produirait 132,3 kg de déchets nucléaires contre 112,6 kg pour un EPR.

Les réacteurs nucléaires génèrent aussi des produits d'activation créés par captures de neutrons dans le combustible nucléaire. Ce sont les transuraniens (ou actinides), classés dans la catégorie Haute activité à Vie longue (HA-VL), les plus gênants pour la gestion des déchets radioactifs. Dans sa thèse présentée en 2022 sous la direction du CEA, Yves Devaux nous l'explique : « Le contrôle de la réactivité des cœurs de REP

sans bore soluble repose sur l'insertion prolongée des grappes de contrôle ainsi que sur le recours massif aux poisons consommables. L'évolution du combustible et des absorbants est perturbée par le durcissement du spectre neutronique induit par la présence des grappes. En effet, un spectre durci favorise la capture de  $^{238}\text{U}$  par rapport à la fission de  $^{235}\text{U}$ , ce qui conduit à former davantage de plutonium, d'abord  $^{239}\text{Pu}$  puis les isotopes plus lourds par

captures successives », les fameux HA-VL [[Devaux, 2022](#)].

À énergie produite équivalente, le petit Nuward générerait plus de déchets nucléaires qu'un gros réacteur de même technologie (REP).

---

## SMR 2 (rien)

Voici un point rapide sur les projets français plus ou moins chimériques de réacteurs dits avancés (AMR) ou de 4<sup>ème</sup> génération. Surnommés par Raymond "SMR 2", en termes de développement ils sont loin d'être avancés.

Le 13 juin 2023, le Gouvernement annonce « un plan ambitieux sur le nucléaire de demain » : « **Dans le cadre des investissements du plan France 2030, la filière nucléaire bénéficie de 1,2 milliard d'euros de fonds publics** » [[economie.gouv.fr](#)]. Sur cette dotation, le projet Nuward se taille la part du lion avec 550 M€ déjà attribués en 2022 comme on l'a vu précédemment.

Cet investissement de 1,2 milliards d'euros pour soutenir l'aventure Nuward (dit de Génération 3+) et pas moins de **onze projets de réacteur de 4<sup>ème</sup> génération (SMR 2)** peut sembler conséquent mais, comme l'expliquait le CEA en 2007, il doit être mis « en regard du coût de développement d'une nouvelle filière (1 G€ de R&D + 1 G€ de démonstrateur) », soit deux milliards d'Euros<sub>2007</sub> [[Clefs CEA n°55 - 2007](#)].

Cette estimation date de 2007, cette même année où le coût de l'EPR de Flamanville était affiché à 3,3 milliards d'euros...

Dans le dossier de presse du 21 mars 2024, le Gouvernement fait le point des projets sélectionnés en plus de Nuward :

« **Huit premiers projets désignés lauréats et soutenus à hauteur de 102,1 millions d'euros par l'État :**

Le projet « **XAMR** (eXtrasmall Advanced Modular Reactor)

», porté par la start-up **Naarea SA**, et le projet « **Newcleo - LFR-30** (Lead Fast Reactor 30 MWe) », porté par la start-up **Newcleo SA**, ont été désignés lauréats dès le 9 juin 2023.

Six projets ont été désignés lauréats le 27 novembre 2023 : le projet **GTA** porté par la start-up **Jimmy Energy SAS**, le projet **ONE** porté par la société **Otrera Nuclear Energy**, le projet **RF1** porté par **Renaissance fusion**, ainsi que les projets **Calogena**,

**Blue Capsule** et **Hexana** respectivement portés par les entreprises des mêmes noms.

(...)

**Trois nouveaux projets désignés lauréats en janvier et février 2024 à hauteur de 27,8 millions d'euros par l'État :**

Trois projets ont été désignés lauréats : le projet **Stellarium** porté par la start-up **Stellaria**, le projet **Proxima** porté par la société **Thorizon** et le projet **Taranis**

porté par la startup éponyme. Les trois projets sont soutenus par un appui technique du CEA ».

Sans oublier la formation aux métiers du nucléaire : « dans le cadre du dispositif « **Compétences et métiers d'avenir** » pour le développement des compétences dans le nucléaire pour un montant d'aide de **42 millions d'euros** ».

Plus quelques miettes pour l'IRSN : « **Un soutien de 9 M€ a été accordé par France 2030 au projet « Passive Systems Thermohydraulic Investigations for Safety (PASTIS) »**, porté par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (**IRSN**), qui a pour objectif de développer une plateforme expérimentale, destinée à acquérir les connaissances nécessaires à l'expertise des systèmes de sûreté passifs, dont l'utilisation est notamment envisagée dans la plupart des concepts de SMR ».

[[presse.economie.gouv.fr](#)]

Lors de la réunion plénière du Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) du 28 mars 2024, Philippe DUPUY, chef de la Mission réacteurs innovants (MRI) de l'ASN, fait le point sur les « 9 projets suivis par la MRI ». « **Calogena, Otrera, Hexana, Blue Capsule, Thorizon, Stellaria** » sont dans la phase d'ébauche : l'ASN ne mentionne qu'une « **Présentation du projet et de la société** ».

« **Jimmy, Naarea, Newcleo** » en sont au stade de la « **Revue préparatoire** » du « **Conceptual design** » ou études de concept, la première phase du développement d'un nouveau réacteur (Cf. Indicateurs ci-contre). L'ASN ne donne aucune information sur les deux autres lauréats **Taranis** et **Proxima** [[HCTISN/ASN, 28/03/24](#)].

Un rapport parlementaire de décembre 2023 montre « la

diversité des approches technologiques retenues pour concevoir des réacteurs nucléaires de nouvelle génération ». Par exemple, « **NAAREA** et **STELLARIA** misent sur des réacteurs à sels fondus, **HEXANA** se concentre sur les réacteurs refroidis au sodium, héritiers directs d'**Astrid**, tandis que **NEWCLEO** se tourne vers les réacteurs refroidis au plomb. Ces réacteurs se distinguent aussi par leur puissance, allant de 80 mégawatts thermiques à plusieurs centaines de mégawatts ».

### Indicateurs de maturité du développement d'un réacteur nucléaire

- 6 : en fonctionnement
- 5 : construction
- 4 : en cours d'autorisation (*licencing*)
- 3 : conception détaillée (*detailed design*)
- 2 : conception préliminaire (*basic design*)
- 1 : étude de concept (*conceptual design*)

[[Rapport CNE 2, juin 2022](#)]

Astrid, c'est l'ex-futur successeur de feu Superphénix : « Astrid était un projet de réacteur refroidi au sodium de 800 mégawatts électriques - préfigurant un réacteur de production dépassant 1000 mégawatts - qui prenait la suite des réacteurs expérimentaux Rapsodie et Phénix, ainsi que du réacteur de puissance Superphénix, de 1200 mégawatts électriques, qui a été arrêté en 1997, bien qu'il ait atteint, comme cela a été rappelé lors de l'audition, un taux de disponibilité de 96 % en 1996 » [senat.fr]. Il semble que l'abandon de la filière des réacteurs refroidis au sodium ne soit toujours pas digéré.

Nous ne savons pas qui a enfumé les parlementaires avec ce boniment sur le taux de disponibilité de Superphénix qui aurait soi-disant atteint 96%. Le site « PRIS (Power reactor information system) » de l'AIEA, qui collecte les statistiques de production de l'ensemble des réacteurs mondiaux et qui fait référence, indique un taux de disponibilité de « 32,6% » en 1996. Durant la vie du réacteur, le taux de disponibilité cumulée n'a été que de « 9,2% » pour un taux de charge de « 7,9% » [pris.iaea.org]. De quoi justifier amplement sa fermeture définitive.

Superphénix aurait été fermé pour *faire plaisir aux écolos* à en croire certains. Rien n'est plus faux. Surnommé Super-Fuitix par le GSIEN, ce réacteur de 1242 MWe brut a passé bien plus de temps à l'arrêt qu'en production. Pendant sa durée de vie, l'énergie cumulée produite a été de 7,2 TWh net (« 7 484,72 GWe brut » [CEA, 2019]), un peu supérieure aux 7,1 GWe de production annuelle nette de Tricastin 2 en 2022 (« 7074,48 GWe » [pris.iaea.org]). La centrale de Superphénix n'était ni suffisamment industrielle, ni économique et n'a pas répondu au cahier des charges. EDF ne désirait vraisemblablement plus exploiter à perte une telle "bouzine".

Revenons aux AMR. Les exemples développés à l'étranger montrent un chemin long (et coûteux) entre le concept et la mise en service d'un prototype de démonstration. Ces faits n'empêchent pas certaines startup françaises porteuses de projet de réacteur innovant d'afficher d'extravagants courts délais de développement dans leur communication, sans chiffrer les coûts de leur projet. De tels délais de réalisation sont d'autant moins convaincants que pour tous les réacteurs innovants les enjeux sont énormes comme le fait remarquer l'ASN. « Un cycle du combustible [serait] à créer pour chaque filière » :

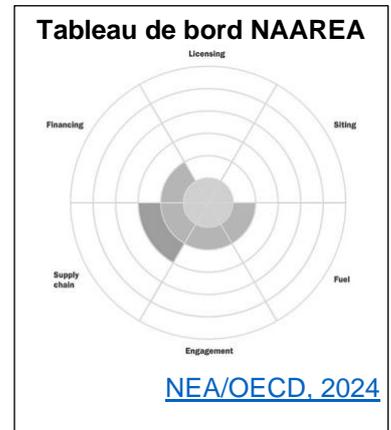
- « Les projets de réacteurs impliquent de disposer de capacité de production de leurs combustibles spécifiques ».
- « Nécessité de développer à court terme des solutions d'entreposage temporaire de leurs combustibles usés/déchets en attendant le développement d'une solution de stockage définitif ».
- « Aucun emballage de transport existant n'est agréé pour ces nouveaux combustibles » [HCTISN/ASN, 28/03/24].

Les informations techniques disponibles pour les filières innovantes sont succinctes mais regardons tout de même la communication faites autour de deux de ces projets de réacteurs qui seraient pilotés à distance, sans présence humaine sur site pendant leur exploitation...

## NAAREA

Fondée en 2020, la startup NAAREA développe un projet de microréacteur à neutrons rapides refroidi au sodium « capable de produire quelques dizaines de mégawatts » [naarea.fr]. Renaissance de la filière abandonnée ou baroud d'honneur ?

On ne trouve aucune référence de ce projet de réacteur dans la publication 2022 de l'AIEA sur les SMR. Le rapport 2024 de la NEA mentionne une puissance thermique « 80 MWth » pour le réacteur NAAREA. La nature du combustible n'est pas communiquée (« undisclosed »). Son tableau de bord révèle un développement embryonnaire [NEA/OECD, 2024].



Le manque d'information technique diffusée au public est criant. Toutefois, Jean-Luc Alexandre (PDG de NAAREA) a dévoilé quelques indications techniques à Sciences et Avenir : « le cœur du réacteur est de la taille d'une machine à laver » ; « Notre petit réacteur de 40 mégawatts électriques occupera un volume équivalent à un conteneur de la taille d'un autobus ».

Côté sûreté, « Nous avons conçu notre réacteur pour qu'il soit toujours dans un "état sûr", et si ce n'est pas le cas, qu'il y revienne de manière passive ». La sûreté serait toujours assurée sauf quand elle ne le serait pas...

Monsieur Alexandre estime que son réacteur « peut être installé dans n'importe quelle usine ou îlot industriel sécurisé - répondant aux normes de sécurité Seveso » [Sciences et Avenir, 5/10/23]. Un réacteur ne serait donc plus une Installation nucléaire de base (INB) ?

## Machine à lessiver le pognon de France 2030



Dans le rapport parlementaire de décembre 2023 cité plus haut, « les rapporteurs se sont interrogés sur le besoin (...) de sensibiliser la population à la possibilité que des installations nucléaires soient un jour implantées à proximité de zones industrielles ou densément peuplées. Après réflexion, il leur a semblé qu'une telle démarche d'installation serait prématurée, car il reste à ce jour trop d'inconnues sur les conditions dans lesquelles, en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection, mais aussi de sécurité, ceci pourrait être envisagé » [senat.fr].

Mais NAAREA y croit tout de même. Voici quelques perles trouvées dans le dossier de presse de NAAREA : « L'usine de production pourrait produire les premiers micro

générateurs dès 2027 et augmenter la production progressivement pendant 5 ans jusqu'à atteindre une capacité de production de 50 GW par an » soit 1250 réacteurs de 40 MWe... L'usine serait construite avant même le réacteur de démonstration car la startup ambitieuse « une mise en service du prototype d'ici à 2028. NAAREA vise une production en série à l'horizon 2030 ». [[Naarea – Dossier de presse, Janvier 2024](#)].

L'usine aurait donc une capacité de production de 50 GWe par an à partir de 2033 alors qu'un rapport de la NEA (Nuclear energy agency) estimait en 2016 que « Dans le scénario le plus optimiste (...), jusqu'à 21 GWe de SMR pourraient être déployés en 2035, ce qui représente environ 3 % de la capacité nucléaire totale installée dans le monde » [[NEA, 2016](#)]. En cette année 2024, les SMR en exploitation totalisent 0,26 GWe et ceux en construction 0,425 GWe avec des mises en services prévues aux alentours de 2026/2027 comme nous le verrons plus loin dans ce dossier. Avec quelques années de recul, le scénario 2035 de la NEA apparaît réellement très optimiste. Que dire alors du scénario de NAAREA de 50 GWe de production annuelle à partir de 2033 ?

Selon la plaquette de communication de NAAREA, le réacteur serait une merveille de technologie, il ne tomberait jamais en panne : « *intégralement contrôlable et pilotable à distance 24h/24h, 7j/7j* ». Aucun opérateur ou technicien ne serait présent sur site pour assurer son exploitation ? [[Naarea – Dossier de presse, Janvier 2024](#)].

L'ASN explique ce nouveau concept de projet de réacteurs « autonomes » « sans personnel d'exploitation sur site » :

- Pilotage uniquement par des automates ;
- Flotte de réacteurs autonomes avec une salle de supervision centralisée (télésurveillance / pas de téléopérations) » [[HCTISN/ASN, 28/03/24](#)].

Sans personnel sur place, comment alors faire face par exemple au risque de feu de sodium inhérent à cette filière de réacteur ? Rappelons que le sodium liquide s'enflamme au contact de l'air. Comme l'explique EDF dans ses « conclusions pour les futurs RNR-Na » (Réacteurs à neutron rapide refroidis au sodium) : « on ne lutte pas contre le feu : il n'y a aucun moyen de lutte. Ce ne sont donc pas les pompiers ou l'équipe de 2<sup>ème</sup> intervention qui jouent le rôle essentiel (qu'on leur prête, à juste titre, pour les feux classiques), mais l'opérateur qui lance l'opération de vidange du circuit concerné : c'est lui qui joue le rôle le plus important en matière de sûreté ».

Et c'est aussi le personnel sur site qui peut discriminer une alarme réelle de fuite de sodium d'une alarme intempestive. « Le premier moyen de « lutte » est donc la vidange. Les circuits de vidange des futurs RNR-Na devront donc comporter des éléments redondants (doublement des vannes vraisemblablement) et éviter des éléments « défiabilisants » (commandes à distance par exemple) » [Retour d'expérience EDF : conclusions pour les futurs RNR-Na – EDF SEPTEN, 2009 – Archive GSIEN].

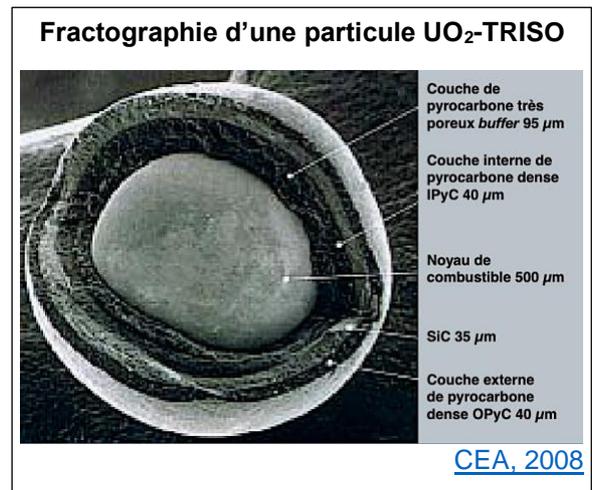
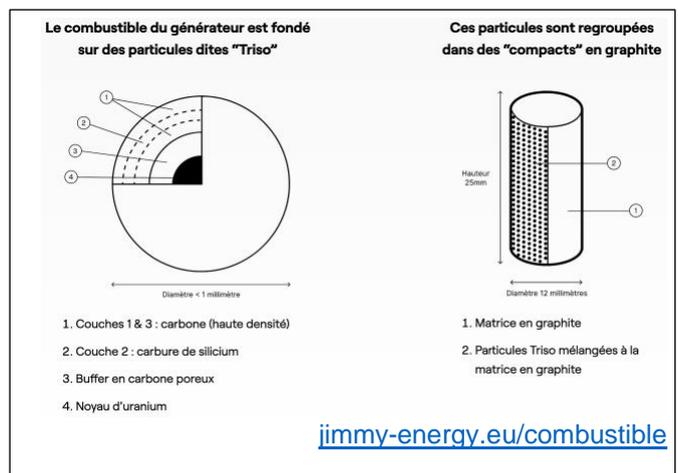
Les fuites de sodium sont inévitables sur les RNR en exploitation comme en témoigne le REX français ou russe par exemples. Certes, le circuit primaire de NAAREA fonctionnerait à la pression atmosphérique mais concevoir

une installation nucléaire qui ne fuit pas serait une première.

### Jimmy

Selon la publication du 27/11/2023 du Secrétariat général pour l'investissement (SGPI), « La société JIMMY ENERGY SAS (JIMMY), fondée le 26 novembre 2021, ambitionne de développer, commercialiser et exploiter un microréacteur innovant à spectre thermique de 4<sup>ème</sup> génération à haute température d'environ 15 MW thermique, pour la production de chaleur industrielle décarbonée à 600°C » [[info.gouv.fr](#)].

Il s'agirait d'un microréacteur à neutron thermique (HTR) refroidi à l'hélium et modéré au graphite de « 10 à 20 MWth ». Un combustible spécifique serait utilisé, de type TRISO (Cf. encadrés) avec un enrichissement de « 19,5% ». Le taux de combustion atteindrait « 110 GWj/t », un taux bien plus élevé que celui des REP traditionnels (environ 45 GWj/t) [[AIEA, 2022](#)]. Ces taux importants d'enrichissement et de combustion permettraient un fonctionnement à 10 MW pendant 20 ans ou 10 ans à 20 MW. Rappelons que la France ne dispose pas de capacité industrielle de production d'un tel combustible.



C'est quoi le combustible TRISO ? Définition avec le CEA : « le combustible se présente sous forme de particules sphériques de quelques centaines de microns de diamètre, constituées de noyaux d'oxyde d'uranium (UO<sub>2</sub>) mais éventuellement de carbure (UC) ou d'oxycarbure (UCO) d'enrichissement inférieur à 20 %, voire contenant

également du plutonium ( $UPuO_2$  ou 100 %  $PuO_2$ ) revêtus de couches de céramiques denses en pyrocarbone (PyC) et en carbure de silicium (SiC). (...) Ces particules sont ensuite mélangées à de la poudre de graphite » [CEA, 2008].

Pour situer « les nouveaux enjeux » des « réacteurs innovants », l'ASN prend « **Exemple du cas Jimmy** ». « **1 projet de réacteurs, 3 projets d'installations nucléaires de base** :

- un réacteur,
- un atelier de montage,
- une usine de fabrication du combustible » [HCTISN/ASN, 28/03/24].

#### Déchets et rejets

Comment serait géré le combustible irradié ? Quelques infos avec l'AIEA : « Les calculs et la modélisation montrent que le combustible usé d'un réacteur Jimmy se refroidit passivement et ne nécessite pas de stockage temporaire sur site dans une piscine de combustible usé.

Afin de simplifier la conception et l'exploitation, et de maximiser la sécurité, il n'y aura pas de rechargement en combustible. Après une durée de vie de 10 à 20 ans (en fonction de la puissance nominale choisie par le client), la cuve entière est extraite du générateur et remplacée ». La cuve contiendrait alors des produits de fission (de l'ordre de 70 kg) et des transuraniens mais aussi des produits d'activation du graphite du combustible TRISO et de l'acier de la cuve. Sans manutention de combustible sur site, la cuve et tous les déchets la remplissant ferait un bien encombrant colis, de l'ordre de 98 m<sup>3</sup> de volume (« 5 m de hauteur » pour « 5 m de diamètre »). Que faire d'un tel "colis" radioactif ? « Jimmy a une stratégie à long terme pour favoriser le recyclage du combustible entre ses systèmes » [AIEA, 2022].

La stratégie marketing consistant en l'annonce d'un recyclage de combustible TRISO est une chose, développer une usine spécifique de traitement d'une multitude de microparticules de combustible noyées dans une matrice en graphite en est une autre. D'autant que la proportion de combustible est faible en regard de graphite activé comme l'a remarqué le CEA à propos du TRISO : « le ratio massique matériaux de structure/ $UO_2$  est proche de 24, soit environ 80 fois supérieur à celui du combustible EPR, par exemple » [CEA, 2008]. Mais que faire de ce graphite activé avec des radioéléments à vie longue ? Aucun exutoire n'existe en France pour les déchets de graphite des réacteurs de 1<sup>er</sup> génération (UNGG). C'est l'argument employé par EDF pour justifier le renvoi du démantèlement de ces réacteurs aux calendes grecques. Et comme vu plus haut, l'ASN évoque le développement d'une solution de stockage définitif.

Alors à court terme, au bout de 10 ou 20 ans, des solutions d'entreposage temporaire seraient nécessaires pour la gestion du combustible usé comme l'a indiqué l'ASN. Entreposerait-on la cuve-déchets sur place, en créant une nouvelle INB dans l'environnement industriel ? Pour l'AIEA, la gestion des déchets radioactifs

de Jimmy serait très simple : « En fin de vie, le réacteur produit des déchets qui peuvent être collectés et éliminés (« disposed ») conformément à la réglementation en vigueur, en s'appuyant sur les infrastructures françaises de gestion des déchets existantes avec un minimum d'adaptations ». Cependant, les infrastructures existantes en France ne permettent pas le stockage des combustibles irradiés pas plus que des déchets de graphite activé. Même si des infrastructures étaient construites, il faudrait charger la cuve-déchets dans un convoi exceptionnel qui sillonnerait le territoire jusqu'à un éventuel site de stockage. Il va falloir imaginer un minimum d'adaptations pour faire circuler un convoi radioactif de 5 m de largeur (sans les protections biologiques !) ; et produire un solide dossier de sûreté ce qui pourrait prendre un certain temps. L'entreposage sur site deviendrait inévitable.

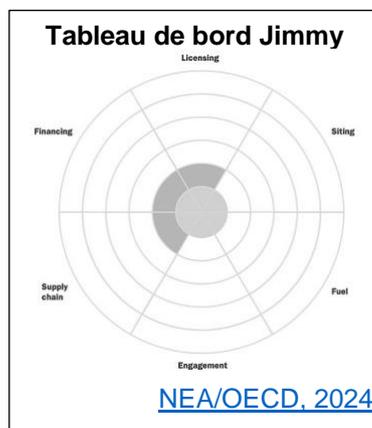
Toujours l'AIEA : « De par sa conception, le réacteur Jimmy ne produit aucun déchet en fonctionnement normal. La seule source possible de déchets serait les fuites de la boucle d'hélium, qui est filtrée et stockée » [AIEA, 2022].

Comme nous le verrons avec des réacteurs chinois de la même technologie (Cf. page 20 à 23), les fuites de la boucle d'hélium sont sources d'importants rejets radioactifs dans l'environnement : « D'après l'expérience des centrales HTR et des grandes installations dans lesquelles de l'hélium a été manipulé, environ 50 % à 100 % de l'inventaire d'hélium fuit chaque année » [JRC, 2017].

Les fuites d'hélium étant inévitables compte-tenu de la très faible masse volumique de cet élément, Jimmy produirait et stockerait des déchets radioactifs issus de la filtration de la boucle hélium en fonctionnement normal. L'exploitation du réacteur s'accompagnerait de rejets radioactifs gazeux dont il n'est nulle part fait mention dans la communication faite autour du projet Jimmy.

#### Planning

Bien que le tableau de bord du projet Jimmy que vient de publier l'OCDE ne révèle que des germes de développement (Cf. ci-dessous), Antoine Guyot, co-fondateur de Jimmy, est extrêmement optimiste. Il « a répondu aux questions des Techniques de l'Ingénieur » fin 2023 : « **Le démarrage du chantier [de construction] est prévu pour début 2026 et doit prendre fin la même année** » [Techniques de l'ingénieur, 11/12/23].



Sur le site Internet de Jimmy, c'est déjà demain : « Jimmy conçoit et exploite des générateurs thermiques pour fournir à ses clients de la chaleur décarbonée moins chère que celle obtenue avec des énergies fossiles. (...) Le générateur héberge un micro réacteur nucléaire ». La startup vante son produit comme « très sûr », qui « n'émet aucune fumée », qui « ne fait pas de bruit ». « Jimmy propose des prix sur-mesure et compétitifs par rapport aux autres sources de chaleur (gaz, biomasse, solaire thermique, etc.) ». Une « Amélioration de la qualité de l'air » est mise en avant malgré les rejets radioactifs

importants inhérents au fonctionnement des réacteurs de cette technologie (Voir le tableau des rejets radioactifs de l'HTR-PM chinois page 22) [jimmy-energy.eu].

### Sûreté

En 2022, l'IRSN a publié un avis intitulé : « Analyse du projet de dossier d'options de sûreté [DOS] du réacteur HTR "Jimmy" ». A l'évidence, la startup va devoir reprendre sa copie : « **Les éléments fournis concernant le comportement attendu du réacteur et la défense en profondeur à l'égard des conditions de fonctionnement accidentelles devront être complétés lorsque Jimmy SAS aura progressé dans sa conception et que des études plus réalistes du réacteur seront disponibles** ».

Conclusion de l'IRSN : « A l'issue de cette première analyse non exhaustive du DOS, l'IRSN constate globalement que la démarche de sûreté déterministe proposée par Jimmy SAS est cohérente avec la pratique actuelle. Compte tenu de l'état préliminaire de la conception du réacteur Jimmy et de son caractère innovant, l'IRSN a identifié les sujets qui devraient être traités ou développés plus avant dans le DOS, avant d'entamer l'instruction proprement dite des options de sûreté. Il ressort de cette analyse que les principales options de sûreté sont abordées dans le DOS (cœur, barrières, principaux accidents, etc.) mais leur évaluation nécessiterait des éléments complémentaires de la part de Jimmy SAS. Pour cela, l'IRSN a noté que la conception du réacteur devait être approfondie ou parfois révisée,

notamment pour ce qui concerne le cœur et les circuits primaires, afin de disposer des éléments requis pour démontrer la crédibilité et la faisabilité des options actuellement proposées.

Ainsi, la conception du cœur avec les performances recherchées en termes notamment de durée de vie n'apparaît pas encore aboutie ; il en est de même de la faisabilité technique du concept de mini-cuve. Pour ce qui concerne la sûreté passive, la démonstration du maintien de l'intégrité du combustible en cas de transitoires de perte de refroidissement ou d'accroissement de puissance non protégés reste à apporter. Jimmy SAS devra également présenter une première évaluation convaincante des conséquences radiologiques des accidents de dépressurisation. En effet, ces deux points sont fondamentaux pour le concept HTR de la quatrième génération.

Enfin, le concept Jimmy met en avant un principe de démantèlement complet et rapide des unités après leur temps de service. Sur ce point, il conviendrait que Jimmy SAS précise sa stratégie pour faciliter le démantèlement et les options envisagées pour la gestion des déchets, en particulier le graphite du cœur » [[IRSN, 12/09/22](#)].

\*\*\*

### Sûreté et SMR avec l'IRSN

Dans une note d'information de 2021, l'IRSN « dresse un état des lieux des principales caractéristiques que pourraient présenter les SMR en termes de sûreté par comparaison avec des réacteurs de forte puissance » :

« Pour leurs promoteurs, ils constituent un moyen de production d'électricité pouvant satisfaire des besoins variés, comme d'exploiter la cogénération et se prêter à des applications non électriques (chaleur industrielle, production d'eau douce...) ; ils constituent une solution adaptée pour des régions isolées ou disposant d'infrastructures limitées. Leurs concepteurs affichent aussi des performances accrues en matière de sûreté grâce à des dispositifs de sûreté intrinsèque et passive. Certains concepts proposent une architecture permettant l'installation de plusieurs modules indépendants les uns des autres pour atteindre une puissance globale plus importante (de l'ordre de 600 – 800 MWe).

Pour répondre à la question de la rentabilité économique, les concepteurs de SMR mettent en avant une simplification de la conception et la limitation de la durée de construction par une construction modulaire, la standardisation et l'effet de série. Pour ce faire, ces concepteurs de SMR demandent une harmonisation des exigences de sûreté en vigueur dans les pays souhaitant se doter de tels réacteurs. Certains d'entre eux estiment que les exigences de sûreté devraient être adaptées du fait des caractéristiques de sûreté intrinsèques inhérentes à ces concepts.

**L'IRSN estime au contraire qu'il n'y a pas lieu de revoir à la baisse les exigences de sûreté pour les SMR, la simplification et les caractéristiques de sûreté inhérentes**

devant bénéficier à la sûreté et à la démonstration de celle-ci au travers du respect de ces exigences. (...)

Le niveau de sûreté d'une installation nucléaire dépend bien évidemment du type de réacteur, mais aussi des dispositions prévues pour prévenir et limiter les conséquences des accidents, de la qualité de la conception, de la fabrication et de leur exploitation. Du fait de leur faible puissance et de leur petite taille, les SMR permettent des choix variés en termes de conception, certains pouvant être favorables à la sûreté. **Il convient toutefois de souligner que la plupart des concepts font appel à des solutions techniques innovantes dont la faisabilité et l'efficacité restent à démontrer.** En tout état de cause, seul un examen détaillé des choix et des hypothèses de conception permettrait d'évaluer les gains possibles en matière de sûreté par rapport à des réacteurs de puissance plus élevée.

### **Des caractéristiques en termes de sûreté favorables du fait d'une puissance faible**

Au-delà de la quantité de matières radioactives plus limitée dans un réacteur de petite taille, il existe, pour une technologique donnée, un effet d'échelle fonction de la puissance du réacteur. Ainsi, du point de vue de la neutronique du cœur, on peut souligner que les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium de petite taille présentent de meilleures caractéristiques de sûreté par comparaison aux réacteurs refroidis au sodium de grande taille, du fait d'un effet de vide négatif ou nul ; pour les réacteurs à eau légère, l'effet est moins marqué ; la possibilité de concevoir des réacteurs sans bore est en revanche un atout en termes de sûreté, en écartant le

risque d'accident de dilution et en limitant la production d'effluents en fonctionnement normal.

Quel que soit le type de réacteurs, la puissance résiduelle à évacuer est moindre en cas d'accident, ce qui permet de combiner des systèmes de sûreté passifs et actifs, et devrait donc permettre d'améliorer la sûreté par une meilleure diversification des dispositions de conception ; c'est l'option retenue par EDF pour le réacteur Nuward.

Si la limitation de la puissance conduit, dans le principe, du fait de l'utilisation de systèmes passifs, la plupart des concepteurs de SMR à afficher un délai de l'ordre de 7 jours sans intervention humaine pour l'évacuation de la puissance résiduelle en situation accidentelle, il conviendrait de vérifier que ce délai est applicable pour toutes les situations plausibles susceptibles d'affecter l'installation ; la probabilité de fusion du cœur devrait ainsi pouvoir être notablement limitée par des choix de conception judicieux et le respect de règles de construction et d'exploitation rigoureuses.

La compacité des SMR conduit à limiter la taille des composants dont certains sont particulièrement importants pour la sûreté, ce qui facilite la maîtrise de la qualité de fabrication. La faisabilité du contrôle en fabrication et en exploitation pour certains composants de géométrie complexe (conception intégrée de certains composants) pourrait nécessiter de développer des moyens de contrôle et d'inspection adaptés.

Les concepts de type « eau légère » peuvent bénéficier de l'avancée des connaissances en matière de phénoménologie des accidents graves et être conçus de manière à permettre une rétention du corium en cuve en cas de fusion du cœur. Cela permet de limiter sensiblement le risque de défaillance de l'enveloppe de confinement. Pour les réacteurs Nuscale et Nuward, les enceintes de confinement sont des enceintes métalliques (taux de fuite limité par rapport aux enceintes en béton) plongées dans des bassins remplis d'eau, l'eau constituant en quelque sorte une 4<sup>ème</sup> « barrière de confinement ». L'évacuation de la puissance des enceintes est réalisée de façon passive, sans nécessité de disposer d'une source froide en eau. La compacité du concept permet d'inertiser l'enveloppe pour limiter le risque d'explosion d'hydrogène en cas de fusion du cœur. Ces dispositifs facilitent la gestion des situations avec fusion du cœur et les rejets associés pourraient être nettement plus faibles que ceux attendus pour un réacteur de puissance élevée.

Enfin, la compacité permet d'envisager des concepts enterrés ou semi-enterrés, conférant aux installations une robustesse supérieure aux réacteurs de forte puissance à l'égard de certaines agressions (séisme, chute d'avion, conditions climatiques extrêmes...).

## Des options technologiques à conforter et des performances en termes de sûreté à vérifier

Pour certains concepts, des options technologiques doivent être confortées avant d'envisager leur construction. C'est le cas pour le réacteur Nuward (mécanismes de commande grappe de commande immergés par exemple).

De même, pour les concepts innovants, notamment ceux valorisant des systèmes de sûreté passifs, la démonstration de sûreté nécessitera la réalisation d'expérimentation sur des maquettes représentatives, comme c'est le cas pour le réacteur Nuscale. La démonstration de caractéristiques intrinsèques de sûreté nécessitera une compréhension fine des phénomènes physiques en jeu, 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 est de nature à garantir un niveau de qualité supérieur à celui attendu avec un chantier de construction sur site.

## Conclusion

Au vu des éléments disponibles à l'IRSN, il apparaît que les SMR devraient pouvoir respecter des objectifs de sûreté plus exigeants que les réacteurs de forte puissance en termes de limitation des rejets en situation normale et accidentelle, y compris d'accident grave, et de fréquence de fusion du cœur.

(...)

Une quantité de matières radioactives moindre, le recours possible à un choix élargi d'options de conception, la simplification possible de la conception pour répondre aux exigences de sûreté en vigueur et la valorisation de caractéristiques de sûreté inhérentes sont autant de caractéristiques qui peuvent être exploitées par les concepteurs. De ce point de vue, les principes de conception retenus à ce stade pour le projet Nuward apparaissent intéressants. La mise en œuvre de systèmes innovants représente toutefois un aspect à ne pas négliger et les attentes des autorités de sûreté en matière de démonstration nécessiteront de recourir à des plateformes expérimentales.

La fabrication de tout ou partie des modules de réacteur en usine devrait permettre de garantir une qualité de réalisation accrue par rapport à un mode de construction plus traditionnel.

Pour autant, les caractéristiques des concepts doivent être examinés en détail afin de pouvoir se positionner plus avant sur le niveau de sûreté qui peut être atteint par ce type de réacteur » [IRSN, 7/10/21].



[irsrn.cfdt.fr](http://irsrn.cfdt.fr)

## Et ailleurs dans le monde

### SMR en exploitation commerciale

Quelques SMR sont en service dans le monde en cette année 2024.

En Russie, plusieurs brise-glaces disposent d'une propulsion nucléaire, chaque navire étant équipé de deux SMR à eau sous pression. Dérivés de la même technologie, les russes ont également eu une idée de barge (flottante) avec deux SMR installés sur l'Akademik Lomonosov en Sibérie.

De son côté, la Chine a développé un prototype HTGR à Shidao Bay, un modèle avancé de SMR (AMR).

#### Russie

##### Brise-glaces - Des SMR militaires aux SMR civils

Dans les années 1950, comme les USA, l'URSS s'est lancée dans la propulsion nucléaire pour équiper des sous-marins mais également un bâtiment civil capable de naviguer dans l'arctique avec plusieurs mois d'autonomie. L'Institut français des relations internationales nous l'explique :

« Simultanément à la réalisation de réacteurs pour des sous-marins, l'URSS développa un réacteur pour équiper un brise-glace, le *Lenin* [Cf. photo ci-contre]. Introduit en septembre 1959, il fut à la fois le premier navire de surface et le premier navire civil au monde à être équipé d'une propulsion atomique. Le *Lenin* était doté de trois REP OK-150 de 90 MWth environ, tous trois situés dans un même compartiment. Ces réacteurs furent également l'objet de deux accidents graves, l'un conduisant à une fusion partielle d'un cœur suite à une erreur humaine entraînant une fuite du réfrigérant primaire (1965), l'autre étant la conséquence des dommages engendrés sur la protection neutronique et sur l'un des réacteurs pour localiser une fuite primaire (1967). À la suite de ce dernier accident, l'ensemble du compartiment réacteurs fut remplacé en 1970 avec deux nouveaux réacteurs de seconde génération, OK-900, de 159 MWth chacun.

(...)

Le brise-glace *Lenin* fut suivi d'une série de six brise-glace de classe *Arktika*, d'une puissance de 159 MWth, puis par la série des brise-glace classe *Taymyr* pourvus d'une nouvelle génération de réacteurs, *KLT-40* de 171 MWth, comme le fut l'unique cargo conçu en URSS, le *Sevmorput* » [IFRI n°66, novembre 2023]. Le *KLT-40* est un petit REP traditionnel avec quatre générateurs de vapeur raccordés à la cuve.

Si cet été une croisière vous tente sur un brise-glaces équipé d'une propulsion nucléaire, c'est possible. Mais attention, prévoyez de faire chauffer la Carte bleue. Le tour opérateur *Baïkal Nature* propose une « croisière au pôle nord » de « 13 jours » à bord du « 50 ans de Victoire » (50 лет Победы) avec des « prix à partir de 29 690 € » [baikalnature.fr].

Pour la nouvelle classe de brise-glaces nucléaires (classe *Arktika II*), la Russie a en projet de développer un réacteur intégrant les générateurs de vapeur dans la cuve. Nom de code : *RITM-200M*. « La série *RITM* adopte un cœur d'assemblages faiblement enrichi similaire au *KLT-40S* » d'une puissance de 175 MWth délivrant 50 MWe [AIEA, 2022].

##### KLT-40S – Centrale flottante Akademik Lomonosov

Introduction avec l'AIEA : « Le *KLT-40S* est un réacteur à eau sous pression développé pour une centrale nucléaire



Brise-glaces Ленин

[motherhouse.ru](http://motherhouse.ru)

flottante (FNPP) afin de fournir une capacité [brute] de 35 MWe par module. Il s'agit d'une version avancée du réacteur qui permet l'exploitation à long terme des brise-glaces nucléaires ». La barge (sans propulsion) *Akademik Lomonosov* est équipée de deux réacteurs d'une puissance thermique unitaire de 150 MWth et permet d'alimenter le réseau électrique (2x30 MWe net, rendement 20%) de la région isolée de Pevek au fin fond de la Sibérie. Construite à Saint-Petersbourg, c'est après un long voyage vers Mourmansk, où les réacteurs ont été chargés en combustible, que l'*Akademik Lomonosov* est arrivé à Pevek. A l'issue d'un périple d'environ 9000 km (Cf. page suivante), l'unité de production d'électricité « a été connectée au réseau en décembre 2019 et a commencé à fonctionner commercialement en mai 2020 », avec bien du retard sur les prévisions comme nous le verrons plus loin [AIEA, 2022].

L'AIEA a développé la base de données ARIS (système d'information sur les réacteurs Avancé) où l'on trouve des fiches de renseignements de bon nombre de réacteurs. La fiche du *KLT-40S* a été éditée en 2013.

C'est un petit réacteur à eau sous pression (REP) à quatre boucles. Le cœur est chargé en  $UO_2$  enrichi en  $^{235}U$  aux environs de 15% (de 13 à 18,6% selon les sources).

La cuve a une hauteur d'environ 4 m, un diamètre de 2 m et une masse de « 70,5 t ».

Quatre pompes primaires assurent la circulation du fluide primaire de la cuve vers quatre générateurs de vapeur externes. Le module (cuve, pompes, GV) a une masse de 220 t. Il y a deux modules de ce genre sur l'*Akademik Lomonosov* ainsi que deux turbo-alternateurs pour convertir l'énergie thermique en énergie électrique. Avec toutes les équipements annexes (circuits et diesels de secours, piscine des combustibles irradiés, etc.), il faut tout de même une embarcation de 140 m de long et 30 m de

large pour loger l'ensemble de l'installation. La fiche ARIS indique une emprise sur la mer de « 15 000 m<sup>2</sup> » avec le quai d'amarrage et un « territoire côtier » de « 8000 m<sup>2</sup> » pour les installations basées à terre.

[\[aris.iaea.org/PDF/KLT-40S.pdf\]](https://aris.iaea.org/PDF/KLT-40S.pdf)

### L'Akademik Lomonosov basé à Pevek



**Академик Ломоносов**



**Navigation de l'Akademik Lomonosov de Saint-Petersbourg à Pevek avec escale à Mourmansk**

#### Densité surfacique de puissance

Le KLT-40S est bien un *small* réacteur de par sa taille compacte et de la faible masse de son circuit primaire. En connaissant la surface des installations et la puissance électrique installée, on peut calculer la densité surfacique de puissance de la centrale. Pour l'Akademik Lomonosov elle est de 70 m<sup>2</sup>/MWe (140x30=4200 m<sup>2</sup> pour 60 MWe). Comparons avec une grosse centrale nucléaire qui va nous servir d'étalon tout au long de ce dossier. Pioché dans le dernier Rapport annuel du Centre nucléaire de production d'électricité du Tricastin : « La centrale EDF occupe une surface de 55 hectares » [\[EDF, 2023\]](#) pour 3660 MWe de puissance nette installée. La densité surfacique de puissance du site du Tricastin est de 150 m<sup>2</sup>/MWe. La barge russe est donc à son avantage.

Mais en toute rigueur, il faudrait ajouter l'emprise au sol du *territoire côtier* qui abritent des installations annexes nécessaires au fonctionnement de l'Akademik Lomonosov (transformateurs électrique, cogénération, etc.) soit 8000 m<sup>2</sup>. La densité surfacique de puissance de

l'installation complète dans le port de Pevek serait alors de 203 m<sup>2</sup>/MWe.

#### Planning

Cela va sans dire, mais précisons tout de même qu'en Russie aussi les délais de construction s'allongent en regard des prévisions. Petit retour en arrière. Il y a vingt ans, dans un document de l'AIEA sur le design des projet de SMR, les « années de construction » de la centrale flottante sont estimées à « 4 » [\[AIEA, 2004\]](#).

En réalité, la construction s'est étalée sur treize années comme le fait remarquer Le Monde : « Commencée à Saint-Petersbourg en 2006, achevée en 2019 à Mourmansk » [\[Le Monde, 16/08/19\]](#).

L'AIEA estimait dans son rapport 2014 sur les SMR que l'exploitation commerciale débiterait en « 2016-2017 » [\[AIEA, 2014\]](#).

Deux années plus tard, lors de la mise à jour de son rapport, l'AIEA enregistrait le report de l'exploitation commerciale pour « 2019-2020 » [\[AIEA, 2016\]](#). Et les retards engendreront l'explosion des coûts de construction.

#### Coûts

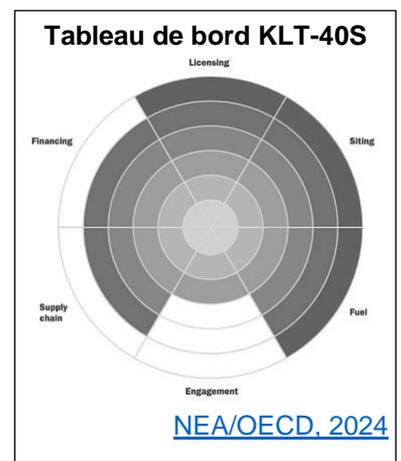
Petit retour en arrière. Il y a vingt ans, dans un document de 2004 de l'AIEA, l'investissement nécessaire à la construction de la centrale flottante est évalué à « 165 millions de dollars » [\[AIEA, 2004\]](#). Ramenée à la puissance nette installée, cette somme correspond à 2750 \$/kWe installé.

Selon la fiche de l'ARIS (2013), les « Investissements spécifiques pour la construction » sont évalués entre « 3500 et 4000 \$/kWe » installé [\[aris.iaea.org/PDF/KLT-40S.pdf\]](https://aris.iaea.org/PDF/KLT-40S.pdf).

En 2019, Le Rapport sur l'état de l'industrie nucléaire mondiale en 2019 (WNISR) donne une estimation du coût de construction : « 37 milliards de roubles (740 M\$<sub>2015</sub>) », soit plus de 12 300 \$<sub>2015</sub> par kWe installé. « Les retards et le coût élevé ont peut-être conduit Rosatom à conclure qu'il n'y aurait pas de marché pour cette configuration » [\[WNISR, 2019\]](#).

#### Énergie produite par l'Akademik Lomonosov

Le site « PRIS (Power reactor information system) » de l'AIEA indique une production cumulée de 0,45 TWh pour les deux réacteurs depuis la mise en service en 2019 avec un taux de disponibilité modeste de l'ordre de 70%. Les facteurs de charge en revanche sont faibles avec respectivement 34% et 22,4% pour les réacteurs 1 et 2 [\[pris.iaea.org\]](https://pris.iaea.org).



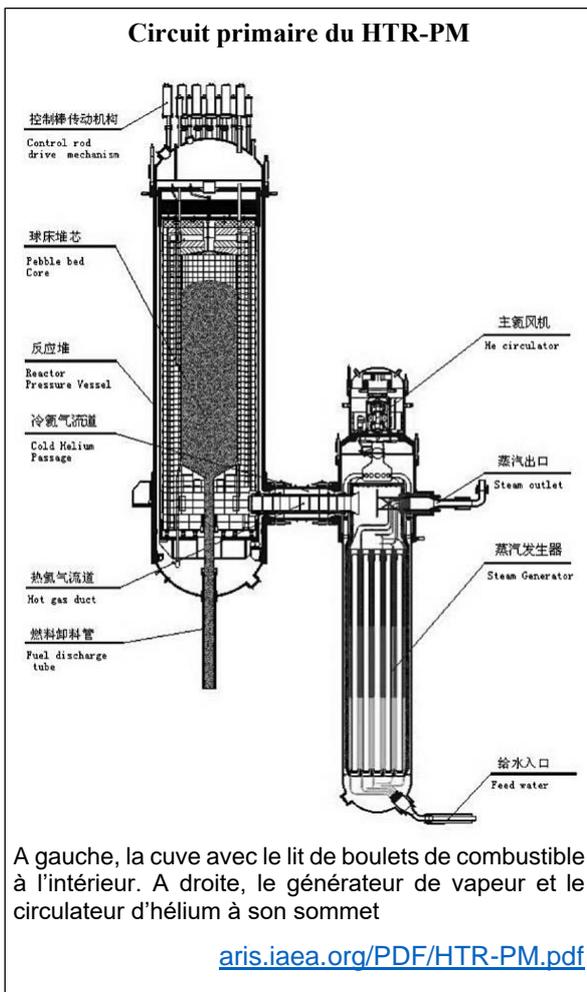
## Chine

### HTR-PM – Centrale de Shidao Bay-1 (ou Shidaowan-1)

Dans un premier temps, la Chine a développé un réacteur expérimental à haute température refroidi au gaz (HTR-10) à lit de boulets de 10 MWth (2,5 MWe) à l'Institut de technologie nucléaire et des énergies nouvelles (INET) de l'université de Tsinghua. La construction de ce mini réacteur a débuté en 1995 et il a divergé en 2000.

Selon l'AIEA, « La deuxième étape du développement des HTR en Chine a commencé en 2001 avec le lancement du projet de module de réacteur à haute température refroidi au gaz et à lit de boulets (HTR-PM) » [AIEA, 2022].

Shidaowan est une centrale prototype équipée d'une paire de réacteurs (neutrons thermiques) à haute température utilisant du graphite comme modérateur et de l'hélium comme caloporteur (HTGR). C'est un modèle dit "avancé" de 4<sup>ème</sup> génération. D'une puissance thermique unitaire de 250 MWth, les générateurs de vapeur (un seul par réacteur) alimentent une turbine commune de 210 MWe brut (200 MWe net – Rendement 40%). Un schéma du circuit primaire est présenté ci-après.



Quelques précisions sur le combustible utilisé avec *World nuclear news* : « Chaque réacteur est chargé de plus de 400 000 éléments combustibles sphériques ("boulets"), chacun d'un diamètre de 60 mm et contenant 7 g de combustible enrichi à 8,5%. Chaque boulet est recouvert d'une couche externe de graphite et contient quelques 12 000 particules de combustible recouvertes de quatre

couches de céramique dispersées dans une matrice de graphite » [WNN, 6/12/23]. C'est ce que l'on appelle le combustible TRISO (Cf. page 14).

Voici quelques infos tirées de Nuclear Reactor Systems (EDF Sciences, 2016) sur ce combustible.

Atouts : « Le haut rendement et les hautes températures qu'il permet, sa robustesse mécanique et thermique, sa très forte inertie thermique, et sa stabilité chimique du fait du refroidissement à l'hélium, (...) sa compatibilité avec tous les cycles de combustibles, sa faisabilité démontrée et le fait que les limites furent poussées très loin via le programme NERVA [concept de moteur de fusée], son intérêt remarquable dans les applications non électrogènes ».

Faiblesses : « Sa faible densité de puissance, et donc la nécessité d'atteindre des tailles de chaudières très conséquentes, avec un impact très à la hausse sur le coût de la chaudronnerie et du génie civil (certains projets abandonnaient en conséquence l'enceinte de confinement),

Sa sûreté, étant donné qu'exclure en totalité ou quasi-totalité le risque de fusion (en tout cas jusqu'à une certaine puissance) ne suffit pas à garantir la maîtrise de tous les risques : par exemple, une arrivée d'eau provenant du circuit secondaire [141 bar] était susceptible de provoquer une très forte corrosion des structures, une brutale montée de réactivité de la réaction en chaîne, ou une vaporisation rapide au contact du combustible brûlant et donc d'une très importante surpression dans le circuit [primaire – 70 bar], potentiellement dommageable pour son intégrité » [blog Dose Équivalent Banana].

### Planning

Retour dans l'empire du Milieu. La centrale de Shidaowan-1 a été « raccordée au réseau en décembre 2021 » [AIEA, 2022].

En décembre 2023, *World nuclear news* indique que « L'administration nationale chinoise de l'énergie a annoncé que la première centrale nucléaire à réacteur modulaire à haute température refroidie au gaz au monde est entrée en service commercial » [WNN, 6/12/23]. Avec 10 années de retard sur le calendrier prévu...

Les promoteurs de l'atome sont invariablement optimistes sur les délais de livraison de leurs réacteurs. Dans la base de données ARIS, le « Rapport de situation 96 » décrit le HTR-PM. Extrait :

« La durée prévue de la construction du projet, depuis le premier béton jusqu'à la production d'électricité sur le réseau, est de 50 mois. Bien que la charge de travail liée au bâtiment, à la construction et à l'installation soit relativement claire et directe, le calendrier du projet laisse néanmoins certaines marges de temps pour tenir compte d'éventuelles incertitudes. Le plan actuel vise à alimenter le réseau électrique national en 2013 ».

[[aris.iaea.org/PDF/HTR-PM.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/HTR-PM.pdf)]

Un planning difficile à tenir car « Le premier béton a été coulé fin 2012, marquant le début officiel de la construction de l'usine de démonstration » selon un article disponible sur le site de l'AIEA. « Parallèlement, une usine de production de combustible a été construite avec une capacité de production de 300 000 éléments combustibles

sphériques par an », les boulets constitués de particules TRISO [Wang Haitao et al. 2014].

Mais les délais de constructions d'installations nucléaires s'allongent, en Chine comme ailleurs. En 2016, lors de la livraison de la cuve d'un des réacteurs de Shidaowan, *World nuclear news* indiquait avec encore un certain optimisme que « L'exploitation commerciale devrait débuter fin 2017 » [WNN, 15/03/16].

### Coûts

Quant aux coûts de construction, même si la Chine ne communique pas aisément sur le sujet, on peut se faire une idée de leurs dérives. Tout d'abord, l'Institut français des relations internationales (IFRI) publie en mai 2019 une étude sur les SMR. Le coût de la centrale prototype de Shidaowan est estimé à « 4400 €/kWe », soit au taux de change utilisé par l'IFRI (1€=1,13\$), près de 5000 \$/kWe installé [IFRI, 2019].

Quatre années plus tard, un article de la *World nuclear association* évoque un « coût de 6000 \$ par kW » électrique installé [WNA, Décembre 2023].

Lü Hua Quan, président de l'Institut de recherche nucléaire de l'exploitant (China Huaneng group) de la centrale a répondu aux questions de la *World nuclear association* : « Quelles leçons et quels défis particuliers ont été tirés de la construction et de la mise en service du projet HTR-PM ?

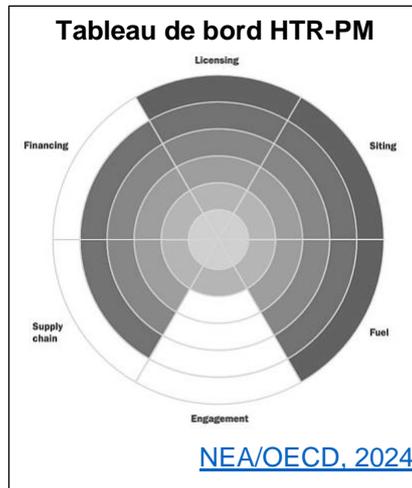
**Le projet HTR-PM est un projet de recherche. Les systèmes et équipements de l'îlot nucléaire ont posé certains problèmes, ce qui a entraîné un long cycle de construction et des coûts de construction élevés. Il sera nécessaire de résoudre ces problèmes pour que l'industrialisation des réacteurs à haute température refroidis au gaz soit couronnée de succès.**

(...)

En outre, l'expérience acquise sera appliquée aux futures constructions afin d'optimiser la conception des équipements et de réduire les coûts du projet. Le système auxiliaire sera partagé par plusieurs réacteurs afin de réduire le coût et la complexité du système. **Nous adopterons une conception modulaire** » [WNA, 2022]. Les réacteurs de Shidaowan ne sont donc pas modulaires ?

Pourtant, dans maints rapports, articles, etc. sur le réacteur chinois, il est question de SMR ou d'AMR voire de « **Modular pebble bed HTGR** » comme dans la documentation de référence de l'AIEA [AIEA, 2022].

En fait, le "PM" de HTR-PM signifie « **Pebble-bed Module** » et non « **Modular** » comme le confirme le rapport



de l'ARIS. Dans le futur, éventuellement, « Lorsque le marché le nécessitera, d'autres modules pourront être construits en série pour former une centrale nucléaire plus importante, d'une puissance appropriée. La conception de la centrale vise à la normalisation et à la modularisation ». A défaut de modulaires, les réacteurs de Shidaowan seraient donc modulables.

### Mensurations

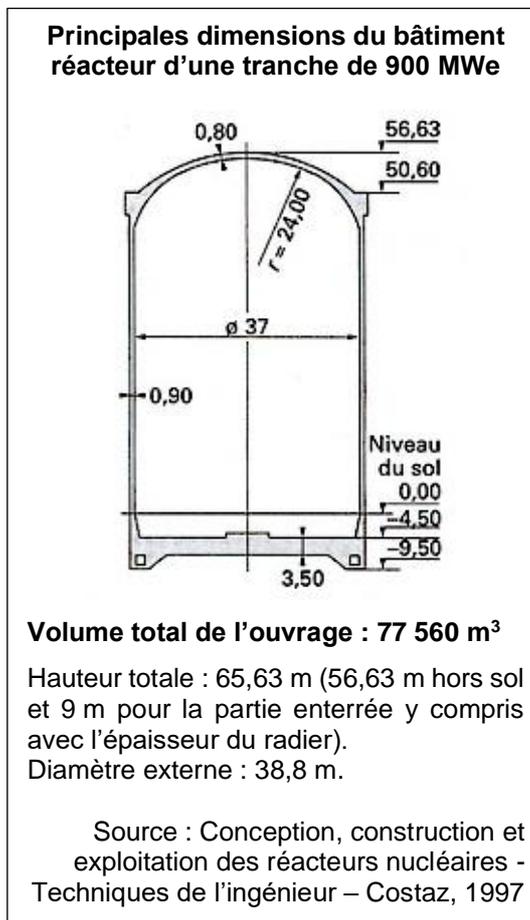
Qu'en est-il de leur dimension : sont-ils réellement *small* ? On trouve des éléments de réponse dans une publication de 2017, « *Considérations relatives à la sécurité du module*

*HTR* », du *Joint Research Centre* (JRC) de la Commission européenne. Avec une masse à vide de 800 t, la cuve d'un HTR-PM mesure « 25 m » de hauteur pour un diamètre intérieur de « 6 m ». La faible densité du combustible dispersé dans « 540 t » de graphite explique une telle dimension de cuve pour une puissance modeste de 250 MWth. Le générateur de vapeur est également d'un bon calibre avec un « diamètre de 4 m » et une « hauteur de 20 m » [JRC, 2017].

A comparer aux caractéristiques d'une cuve d'un REP de 900 MWe (2700 MWth) retrouvée dans les archives du GSIEN : « hauteur totale 12,3 m », « diamètre interne 4 m », « masse 330 t » [EDF SEPTEN, 1998].

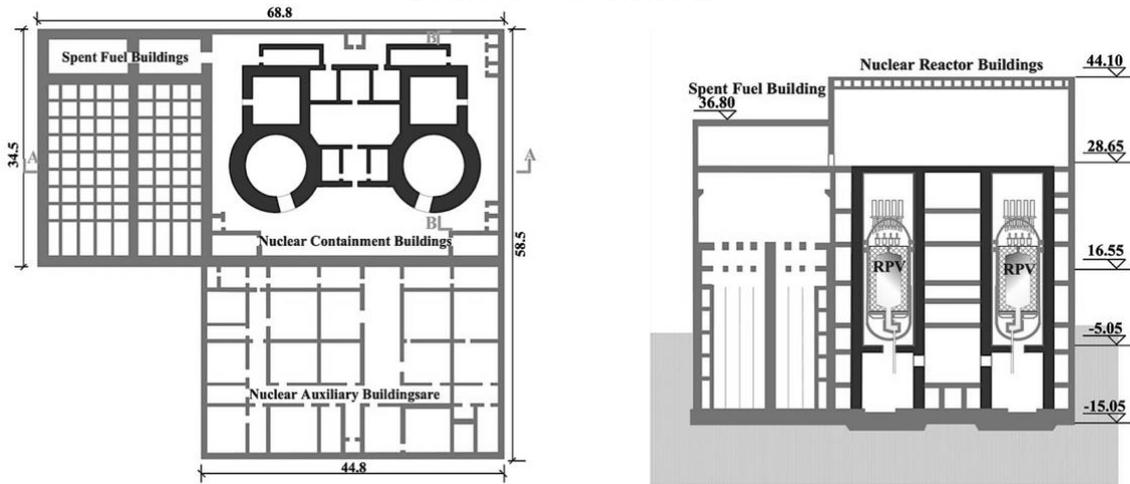
Dans un article paru dans *Nuclear Engineering and Technology*, on peut trouver quelques dimensions de l'îlot

nucléaire de Shidaowan-1. Sur le schéma d'implantation, le bâtiment abritant les deux réacteurs mesure « 44,8 m » de longueur et « 34,5 m » de largeur. La coupe transversale du bâtiment réacteurs révèle une hauteur de « 44,1 m » au-dessus du sol et de « -15,05 m » en sous-sol (Cf. page suivante) [Q. Guo et al. 2019]. La hauteur totale du bâtiment réacteurs est de 59,15 m (avec l'épaisseur du radier) et sa superficie de 1545,6 m<sup>2</sup>. Le volume total de l'ouvrage est 91 420 m<sup>3</sup>. Le volume du bâtiment réacteurs de la centrale de Shidaowan (200 MWe) est plus important que celui d'une tranche de 900 MWe qui ne fait que 77 560 m<sup>3</sup> (Cf. ci-contre).



**On comprend aisément que le HTR-PM n'a de *small* que sa puissance.**

**Présentation de l'îlot nucléaire de la centrale de démonstration de Shidaowan-1  
Deux réacteurs HTR-PM**



**Schéma d'implantation et coupe transversale**

[Q. Guo et al, 2019](#)

**Densité surfacique de puissance**

L'emprise au sol (*Plant footprint*) de la centrale de Shidaowan est également conséquente si l'on en croit l'AIEA qui indique le chiffre de « 256 100 m<sup>2</sup> », de l'ordre de 25 hectares [AIEA, 2022].

L'outil de mesure disponible sur [Google Earth](#) nous a permis de mesurer une aire de 112 000 m<sup>2</sup> (11,2 ha) pour la centrale de 200 MWe. **La densité surfacique de puissance est par conséquent de 560 m<sup>2</sup>/MWe net installé** (Tricastin : 150 m<sup>2</sup>/MWe).

**Fuites et rejets radioactifs**

Les fuites du circuit primaire sont un des problèmes des réacteurs refroidis avec un gaz. On pourrait citer l'exemple des centrales UNGG (Uranium naturel graphite gaz) où le fluide primaire était du gaz carbonique (CO<sub>2</sub>). Elles ont fonctionné en France jusqu'au début des années 1990. Les tranches de Saint-Laurent A, par exemple, présentaient une fuite primaire moyenne quotidienne de 3,4 tonnes de CO<sub>2</sub>. Avec une pression d'environ 28 bar sur un inventaire de 200 t par réacteur, les « Appoints pendant la marche » étaient supérieurs à 1250 t par an et par réacteur (moyenne établie sur trois années), des appoints largement supérieurs à l'inventaire initial [EDF – Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux – Rapports d'activité 1981/1982/1983 - Archive GSIEN].

La publication du JRC évoque les rejets radioactifs gazeux et les fuites du fluide primaire de la centrale de Shidao-

wan : « Les isotopes activés par les neutrons, comme l'argon (<sup>41</sup>Ar), contribuent très faiblement à la radioactivité formée pendant l'exploitation, principalement à l'intérieur du bâtiment du réacteur. Ces impuretés sont rejetées par le système de ventilation.

Les fuites d'hélium du système primaire peuvent également contenir de très petites quantités d'activité gazeuse.

D'après l'expérience des centrales HTR et des grandes installations dans lesquelles de l'hélium a été manipulé, environ 50 % à 100 % de l'inventaire d'hélium fuit chaque année. Là encore, ce rejet de radioactivité est très faible.

Les rejets lors des inspections, de la maintenance et des réparations requièrent une attention particulière » [JRC, 2017].

Le JRC a publié une « Estimation des rejets annuels d'isotopes radioactifs provenant d'une centrale de modules HTR ». Nous avons comparé l'activité radioactive estimée de ces rejets avec celle déclarée sur le site du Tricastin par EDF en 2022. Il n'y a pas photo... **L'activité estimée des rejets gazeux des deux *small* réacteurs "avancés" de Shidaowan (200 MWe) est bien plus importante que celle rejetée par les quatre vieux réacteurs de grosse puissance du Tricastin (3660 MWe).** En 2022, les rejets radioactifs liquides de Tricastin sont plus importants que ceux estimés de Shidaowan mais, ramenée à une puissance installée équivalente (Eq. TRI 200 MWe), ils restent inférieurs à ceux-ci (Cf. tableau ci-dessous).

Comparaison de l'activité radioactive déclarée dans les rejets du site du Tricastin (4x915 MWe) en 2022 et de celle estimée annuellement par le fonctionnement de la centrale de Shidaowan (2x100 MWe)						
Centrale	Rejets gazeux (GBq)				Rejets liquides (GBq)	
	Gaz rares	Tritium	<sup>14</sup> C	Iodes	Tritium	<sup>14</sup> C, Iodes et Autres
Tricastin	1370	1120	516	0,016	37 500	64,3
Shidaowan	74 000	3700	890	0,022	3700	9,2
Eq. Tricastin 200 MWe	74,9	61,2	28,2	0,0009	2044	3,5

On peut juger les rejets radioactifs des REP trop importants mais ils paraissent bien *small* en regard de ceux de réacteurs "avancés" de type HTGR.

Sources : [JRC, 2017](#) et [EDF, 2023](#)



L'ambitieux planning de réalisation du projet présenté par CNNC auprès de l'AIEA en 2015 prévoyait le début des opérations pour fin-2021/début-2022 [nucleus.iaea.org]. En réalité, c'est la construction de l'ACP 100 qui débutera en 2021 (juillet).

Dans les éditions suivantes sur les SMR (2016, 2018 et 2020), l'AIEA ne se hasarderait pas à un quelconque pronostic sur une date de démarrage de l'ACP 100. Toutefois dans le rapport 2022, l'exploitation commerciale est annoncée pour « 2026 » [AIEA, 2022].

Coûts

Un article publié sur le site du *Multidisciplinary Digital Publishing Institute* en donne une estimation, au conditionnel, réalisée avant le démarrage du chantier : « Une étude de faisabilité montre que le réacteur ACP 100 pourrait coûter environ 5000 \$/kW ». [Chireuding Zeliang, 2020]

En octobre 2013, l'*Institute for energy research* évalue la construction du réacteur Linglong 1 à « 5 milliards de yuans (700 millions de dollars) » soit 7000 \$/kWe [IER, 12/10/23].

Densité surfacique de puissance

L'AIEA indique une emprise au sol de « 200 000 m<sup>2</sup> » pour l'ACP 100 [AIEA, 2022].

Une présentation de la *China national nuclear corporation* (CNNC) indique une « emprise au sol de de 300 m par 300 m » soit 90 000 m<sup>2</sup> (9 ha) [CNNC, 2019]. Une rapide vérification sur Google Earth permet de valider cette superficie du chantier de construction de Linglong 1 (100 MWe). La densité surfacique de puissance sera par conséquent de 900 m<sup>2</sup>/kWe soit six fois plus élevée que celle d'un réacteur du Tricastin.

Mensurations

Les images diffusées par CNNC montrent des images du chantier avec, en sous-titre : « compact size » (Cf. photo ci-après), « taille compacte » selon la propagande chinoise. Compte-tenu de sa petite puissance, le réacteur intégré HTR 100 est classé parmi les *small* réacteurs, mais qu'en est-il de la dimension du bâtiment réacteur qui l'abrite ? Compact or large size ?

Les rares renseignements glanés deci delà révèlent un imposant bâtiment réacteur constitué d'une enceinte interne en acier et d'une enceinte externe en béton. Regardons plus en détails l'évolution de la construction. Selon *World nuclear news*, « l'épaisseur totale du radier en béton est supérieure à 7,5 mètre » [WNN, 9/03/23].

Sur ce radier, une enceinte métallique de confinement a été construite : « Le fond de l'enceinte de confinement, qui soutient la coque en acier de l'enceinte, a été assemblé sur place à partir de 50 plaques d'acier préfabriquées. Le composant assemblé a été mis en place à l'aide d'une grue sur le radier de fondation en béton de la centrale le 24 octobre 2021. La partie inférieure de l'enceinte de confinement -



**Le chantier de Linglong 1**

[CNNC, 26/10/2023](#), capture écran 2'40''



**Introduction de la cuve intégrée (Ø 3,35 m)**

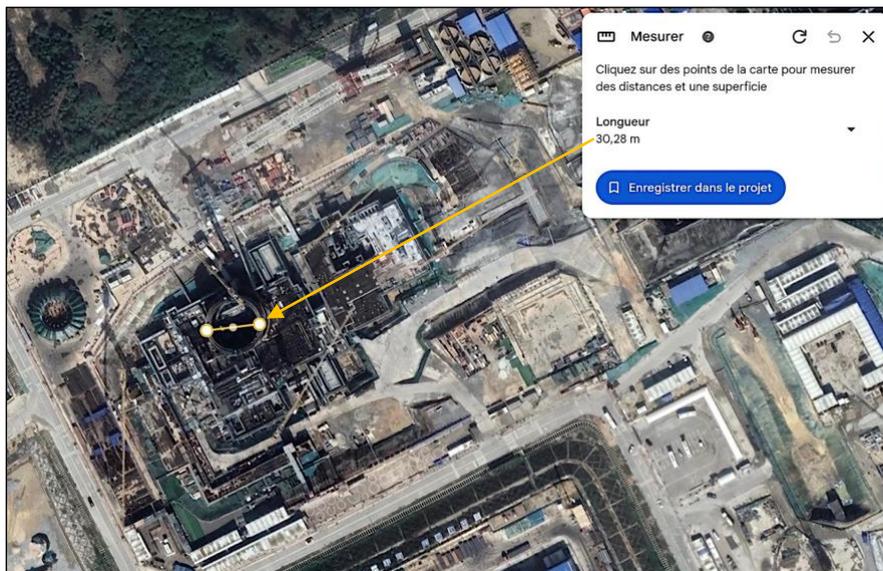
[China Daily, 29/09/23](#)

d'une hauteur de 15 mètres et d'un poids d'environ 450 tonnes - a été mise en place sur le fond de la cuve le 26 février 2022, avec 46 jours d'avance sur le calendrier. Le cylindre supérieur de l'enceinte de confinement - d'une hauteur d'environ 15 mètres et d'un poids d'environ 720 tonnes - a ensuite été mis en place le 6 juillet de l'année dernière » [WNN, 9/11/23].

Un couvercle en acier aux dimensions et à la masse inconnues est venu recouvrir cette coque métallique début novembre 2023. Préparé en amont à être bétonné, son dôme d'une masse de « 550 tonnes » a été positionné début février 2024 [CNNC, 7/02/24].



Aucun élément factuel ne permet de connaître les dimensions des installations. Néanmoins, une photo du chantier de construction, avec notamment l'introduction de la cuve (hauteur 10 m et diamètre de 3,35 m) dans le bâtiment réacteur, interpellent sur le diamètre de l'ouvrage en cours de réalisation (Cf. photo ci-dessus). Avec *Google Earth* nous avons pu estimer le diamètre du bâtiment réacteur à une trentaine de mètres (Cf. page suivante).



[Google Earth](#)

### Vue satellite de la centrale nucléaire de Linglong 1 (ACP 100) en construction

L'outil *Mesurer* de *Google Earth* permet d'estimer le diamètre du bâtiment réacteur de l'ACP 100 à environ 30 m



图9 ACP100 原厂模型示意图

Schéma de principe du modèle original ACP100

[Wang Hongliang, 2022](#)

Alors, SMR ou LMR (*Large modular reactor*) ?

#### Sûreté

Du point de vue de la sûreté de son réacteur, CNNC n'y va pas avec le dos de la cuillère en matière de propagande. Extrait de la présentation de l'ACP 100 auprès de l'AIEA : "Large LOCAs (loss-of-coolant accidents) are physically impossible". Traduit en français: « un APRP-GB (Accident de perte de réfrigérant primaire – Grosse brèche) est physiquement impossible » [[nucleus.iaea, 2016](#)]. Voilà qui devrait faire sourire Raymond...

A noter une innovation avec le système de refroidissement passif par convection naturelle de l'enceinte de confinement (coque métallique). Le bâtiment réacteur en béton entoure la coque métallique où est logée la cuve sur le modèle des poupées gigognes. L'espace laissé entre la paroi interne du bâtiment réacteur et la paroi externe de la coque métallique permet la circulation naturelle de l'air. Une bouche d'évacuation de l'air chaud est présente en partie haute du bâtiment réacteur. Un article (en chinois) de *Nuclear power engineering* de 2022 permet de visualiser la conception du refroidissement passif de l'ACP 100 (Cf. encadré ci-dessus) sensé refroidir la coque métallique « dans des conditions d'accident grave » sur le réacteur [[Wang Hongliang, 2022](#)].

#### Russie

**BREST-OD-300** – Complexe énergétique de démonstration pilote de Seversk  
Brest-OD-300 est un projet de réacteur avancé à métal (plomb) liquide et ayant un spectre de neutrons rapides (LMFR). Développé depuis 1995, il a une puissance électrique nette de 300 MWe pour 700 MWth (rendement 42,6%).

Origine de la filière de réacteurs russes à métal liquide : « Avec les sous-marins de la classe ALPHA, les Russes ont montré la voie pour ce type de filière ». Explications

trouvées dans un vieil article de Charles Fribourg, à l'époque directeur technique de Technicatome : « Les Russes ont fait fonctionner avec succès une flotte de 7 sous-marins de la classe ALPHA aux performances impressionnantes. (...) Recherchant la performance, ils ont équipé ces sous-marins d'un réacteur épithermique [neutron rapide] réfrigéré par l'eutectique Bismuth/Plomb. L'utilisation d'un métal liquide, dont les performances en termes d'échange thermique sont excellentes, permet de produire une vapeur à une température très élevée, sans nécessiter d'enceinte primaire sous forte pression » (...)

Compte tenu de leurs performances remarquables en vitesse, en immersion et de leur taille réduite, ces sous-marins sont certainement les plus performants jamais construits. Toutefois un bon nombre de difficultés sont apparues, notamment en entretien (Il est préférable en exploitation de maintenir liquide l'eutectique Bi/Pb, ceci implique une sujétion importante lors du retour à quai des sous-marins de façon à prévenir le gel intempestif de l'eutectique (maintien critique du réacteur ?? ou chauffage d'appoint ??)) [[inis.iaea.org](#)].

Des performances remarquables toutefois tempérées par l'IRSN dans le « Panorama des filières de réacteurs de quatrième génération (GEN IV) » à propos des « des sous-marins de classe Alpha de l'ex-Union soviétique » : « trois d'entre eux ont subi une « avarie » sérieuse, dont une fusion partielle dans l'un des cas » [[IRSN, 2012](#)].

Revenons à terre. Comme Rosatom l'explique, le réacteur s'insère dans le « Pilot-demonstration energy complex (PDEC) » : « Le complexe énergétique de démonstration pilote a pour but de démontrer pour la première fois au monde le fonctionnement stable d'un groupe complet d'installations qui assurent un cycle du combustible nucléaire fermé ». « L'installation se compose d'une usine de retraitement du combustible usé à nitrure mixte uranium-plutonium et d'une usine de fabrication-refabrication. L'usine de fabrication-refabrication fabrique

des assemblages combustibles de démarrage à partir de matériaux hors site et, à terme, du combustible nucléaire à partir de produits retraités » sur site [Rosatom, 2020]. Le PDEC fait partie de l'immense Combinat chimique de Sibérie de Rosatom (Cf. encadré).

### Kombinat chimique de Sibérie

Anciennement appelé Tomsk-7, il « est implanté dans la ville fermée de Seversk, dans l'oblast de Tomsk.

Seversk est l'une des 42 entités territoriales administratives fermées de la fédération de Russie. Ville d'environ 110 000 habitants comportant des restrictions d'accès, de déplacement et de résidence, elle est entièrement tournée vers son complexe nucléaire.

L'activité a débuté en 1953 par la séparation isotopique, pour des applications militaires. Le Combinat chimique de Sibérie est aujourd'hui le seul complexe regroupant en un même lieu l'ensemble des activités radiochimiques liées à l'enrichissement de l'uranium (qu'il s'agisse d'uranium naturel ou de retraitement) : la purification, la conversion (en hexafluorure d'uranium), la séparation isotopique. Le combinat comportait également cinq réacteurs, aujourd'hui fermés ».

[HCTISN, 2012](#)

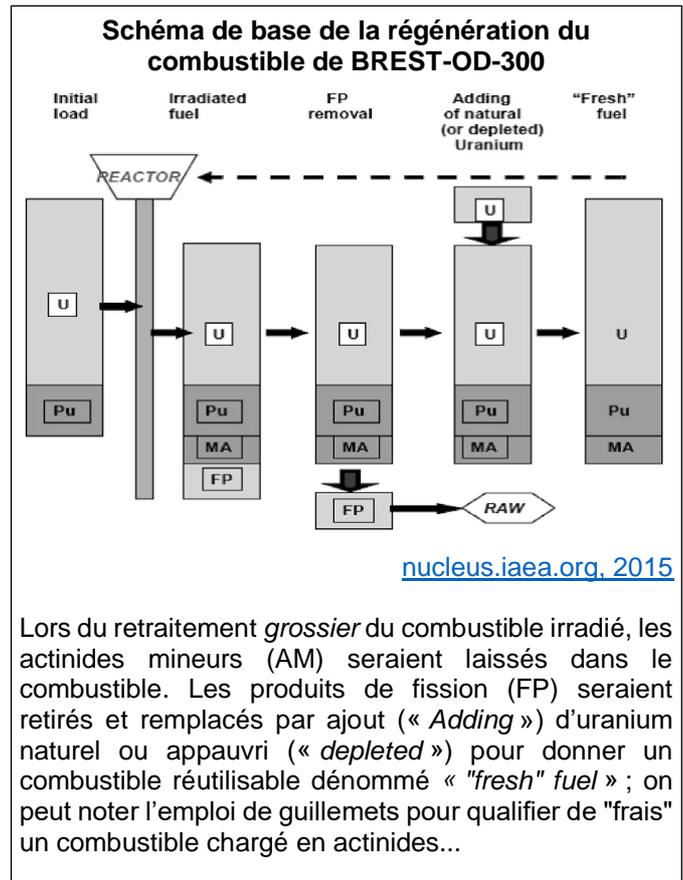
Avec ce projet, les russes espèrent atteindre le Graal de l'énergie nucléaire : la fermeture du cycle. L'idée fait rêver les nucléocrates depuis la nuit des temps atomiques. Le Système international d'information nucléaire (INIS) de l'AIEA présente l'approche conceptuelle du réacteur. Dans ce document, Rosatom évoque la « **Reproduction intégrale du combustible dans le cœur** » avec un « coefficient de reproduction du cœur (...) de ~ 1,05 » [inis.iaea.org, 2021].

Le cœur sera composé de 20,8 tonnes d'un combustible nouveau, le « mononitrate d'uranium et de plutonium (PuN-UN) » avec un enrichissement en plutonium « ~13,5% ». Il sera fabriqué et retraité sur site [aris.iaea.org/PDF/BREST-OD-300.pdf].

Un article de *Nuclear Energy and Technology* (NUCET) de l'an dernier donne des précisions sur les masses de plutonium : « 2,67 t » dans le cœur initial et entre « 4,8 t » et « 7,2 t » dans le cœur irradié en fonction du taux de combustion [NUCET, 8/03/23]. Mais le cycle sera-t-il aussi fermé qu'annoncé ?

En 2015, une présentation du projet par Rosatom auprès de l'AIEA révèle un cycle bancal : « **La fermeture du cycle du combustible dans le respect de l'environnement serait obtenue grâce à l'utilisation de technologies spécifiques de recyclage et de refabrication du combustible qui ne nécessitent qu'un traitement relativement grossier du combustible usé afin d'en retirer les produits de fission, l'ajout d'uranium appauvri (ou naturel) au mélange de combustible traité (U-Pu-actinides mineurs), la nitration et la fabrication d'un nouveau combustible** » [nucleus.iaea.org, 2015]. Car il faut bien compenser la masse du combustible fissionné

correspondant à la masse des produits de fission retirés du combustible irradié additionnée de la masse convertie en énergie. Si le process fonctionne, certes il y aura une économie de combustible avec le recyclage du plutonium produit mais il faudra de toute manière alimenter le réacteur avec de l'uranium extérieur au système. L'industrie nucléaire possède un stock d'uranium appauvri issu de l'enrichissement de l'uranium nécessaire aux centrales traditionnelles. L'utilisation de ce stock pourrait donner un temps l'illusion d'un bouclage du cycle. Mais si cette filière devait se développer, le recours à de l'uranium naturel deviendrait incontournable comme le suggère Rosatom dans sa présentation (Cf. ci-dessous).



Lors du retraitement grossier du combustible irradié, les actinides mineurs (AM) seraient laissés dans le combustible. Les produits de fission (FP) seraient retirés et remplacés par ajout (« Adding ») d'uranium naturel ou appauvri (« depleted ») pour donner un combustible réutilisable dénommé « "fresh" fuel » ; on peut noter l'emploi de guillemets pour qualifier de "frais" un combustible chargé en actinides...

**La fermeture du cycle est un mythe.** Tout au plus, cette technologie pourrait réduire le coût du combustible qui, d'après le CEA, a un « impact limité » sur le prix du kWh des vieilles centrales REP : « l'uranium naturel n'entre que pour une faible part dans le coût de production de l'énergie (5 à 7%) » [CEA, 2014]. Une possible économie de combustible mais à quel prix ?

### Coûts

A Seversk, « La construction de l'usine pilote de combustible nitrate [PuN-UN] a débuté en mars 2014 en vue d'une mise en service en 2017-18, à temps pour produire du combustible pour le premier réacteur BREST-300, dont la mise en service est désormais prévue vers 2024 ». World nuclear association indique que l'usine pilote, « d'une valeur de 20 milliards de roubles [260 M\$], aura une capacité de 5 tonnes par an de combustible usé provenant du BREST-300 », [WNA, 2021].

Selon l'agence Tass, « la construction d'un module de retraitement du combustible irradié devrait commencer

d'ici 2024 ». « Le coût du projet de construction [du réacteur] BREST-OD-300, (...) est estimé à environ 100 milliards de roubles (1,3 milliard de dollars), a déclaré à TASS le directeur de recherche [du projet] Proryv [« Прорыв » - la Percée], Evgueni Adamov » [Tass, 8/06/21].

Mais l'année suivante, cité par *Nuclear Engineering International*, Sergey Kotov, le directeur général du Combinat chimique de Sibérie a refait l'addition : « Le coût [du réacteur] est actuellement estimé à 113,7 milliards de roubles (1,94 milliard de dollars). La mise en service de toutes les installations de PDEC est prévue pour 2029, et les investissements totaux de Rosatom dans le développement du complexe sont estimés à 211,3 milliards de roubles (contre une estimation initiale de 188 milliards de roubles) ». Au taux de change utilisé par Tass, la somme de 211,3 milliards de roubles correspond à 3,6 milliards de dollars. Soit, rapportée à la puissance du réacteur, un coût de construction du complexe de 12 000 \$/kWe (50% plus cher que le coût overnight de l'EPR de Flamanville 3...). Une sacré percée !

Le boss du Combinat, Sergey Kotov, explique que « Le réacteur devait être mis en service en 2023, mais il a subi quelques retards » [neimagazine, 15/06/22], comme c'est bizarre.

#### Planning

Il y a douze ans, l'IRSN indiquait avec une certaine prudence « le démarrage » de BREST-OD-300 « vers 2020 » [IRSN, 2012].

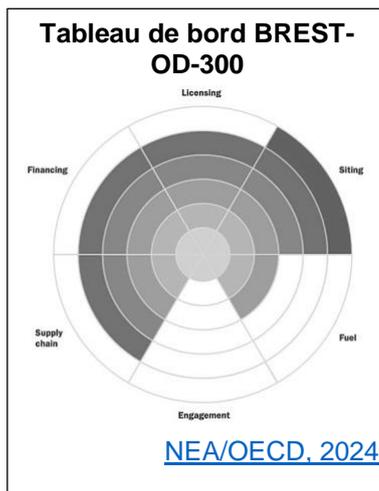
D'après l'AIEA, la construction du réacteur « a débuté en juin 2021 et devrait s'achever en 2026 » [AIEA, 2022]. Peut-être.

Dans sa Newsletter de mai dernier, Rosatom réécrit l'histoire de la construction : les « travaux se déroulent conformément au calendrier prévu. Le complexe énergétique de démonstration pilote devrait être mis en service dans son intégralité en 2030 » [Rosatom, mai 2023]...

#### Densité surfacique de puissance

Selon l'AIEA, l'emprise au sol de BREST-OD-300 serait « 80 x 80 m » [AIEA, 2022], 6400 m<sup>2</sup> soit moins d'un hectare. C'est en deçà de la réalité. Le chiffre de l'AIEA correspond au seul îlot nucléaire. Le site de BREST-OD-300 est bien plus vaste, de l'ordre de 40 hectares, localisé à Seversk (Sibérie), à près de 2900 km à l'est de Moscou. La densité surfacique de puissance de ce site de 300 MWe serait de 1333 m<sup>2</sup>/MWe, près de neuf fois plus que celle de la centrale du Tricastin.

Voir page suivante une vue satellite du chantier du Complexe énergétique de démonstration pilote (PDEC) avec une mesure de sa superficie ainsi que la représentation d'une maquette de l'ensemble des installations nécessaires au fonctionnement du réacteur.



#### Mensurations

L'AIEA donne les caractéristiques de la cuve de ce réacteur : « 17,5 m de hauteur et 26 m de diamètre » pour « 27 000 t » [AIEA, 2022]. Vingt-sept mille tonnes...

Dans un autre document de l'AIEA (INIS), une masse de « 11 800 t » est renseignée « y compris le béton » [inis.iaea.org, 2021]. Les informations de la masse de la cuve divergent entre les deux publications de l'AIEA mais on peut à l'évidence parler d'une cuve imposante. Il est vrai qu'elle intègre quatre générateurs de vapeur de 69 tonnes de masse unitaire et qu'elle fait office de bâtiment réacteur.

Explications avec Rosatom et « Vadim Lemekhov, concepteur en chef du réacteur BREST-OD-300 » : « Sa cuve n'est pas une structure entièrement métallique comme le VVER [REP de conception soviétique], mais une structure métal-béton avec des cavités métalliques pour accueillir l'équipement du circuit primaire. L'espace entre les cavités doit être progressivement rempli de béton pendant la construction. En outre, la cuve du BREST est plus grande, elle ne peut être livrée qu'en pièces détachées et l'assemblage final n'est possible que sur le site de construction du PDEC » [Rosatom, 17/01/24 – 12h16].

« L'enceinte de confinement est la partie extérieure de la cuve du réacteur » [Rosatom, 17/01/24 – 12h30].

#### Déchets et sûreté

Même s'il ne mettent pas en avant une prétendue "compact size" de leur réacteur, avec *Nuclear Engineering International* à la manœuvre, les russes ne font pas dans la dentelle en matière de communication : « Les experts de Rosatom s'attendent à ce que les technologies mises au point à PDEC améliorent qualitativement l'économie de l'énergie nucléaire grâce à l'utilisation répétée d'uranium naturel et de combustible nucléaire usagé, **en réduisant les déchets radioactifs à zéro et en éliminant virtuellement les accidents hors conception** » [neimagazine, 15/06/22]. Que les accidents soient théoriquement éliminés est une habitude de communication des exploitants nucléaires mais, pratiquement, cela n'a pas été toujours efficace pour les empêcher. Par contre, communiquer sur une réduction des déchets radioactifs à zéro alors que les produits de fissions seraient périodiquement extraits lors du retraitement grossier du combustible irradié est une prouesse.

**La Russie a enfin trouvé La solution économique pour la gestion des déchets radioactifs : les enfouir dans les couches profondes de la communication.**

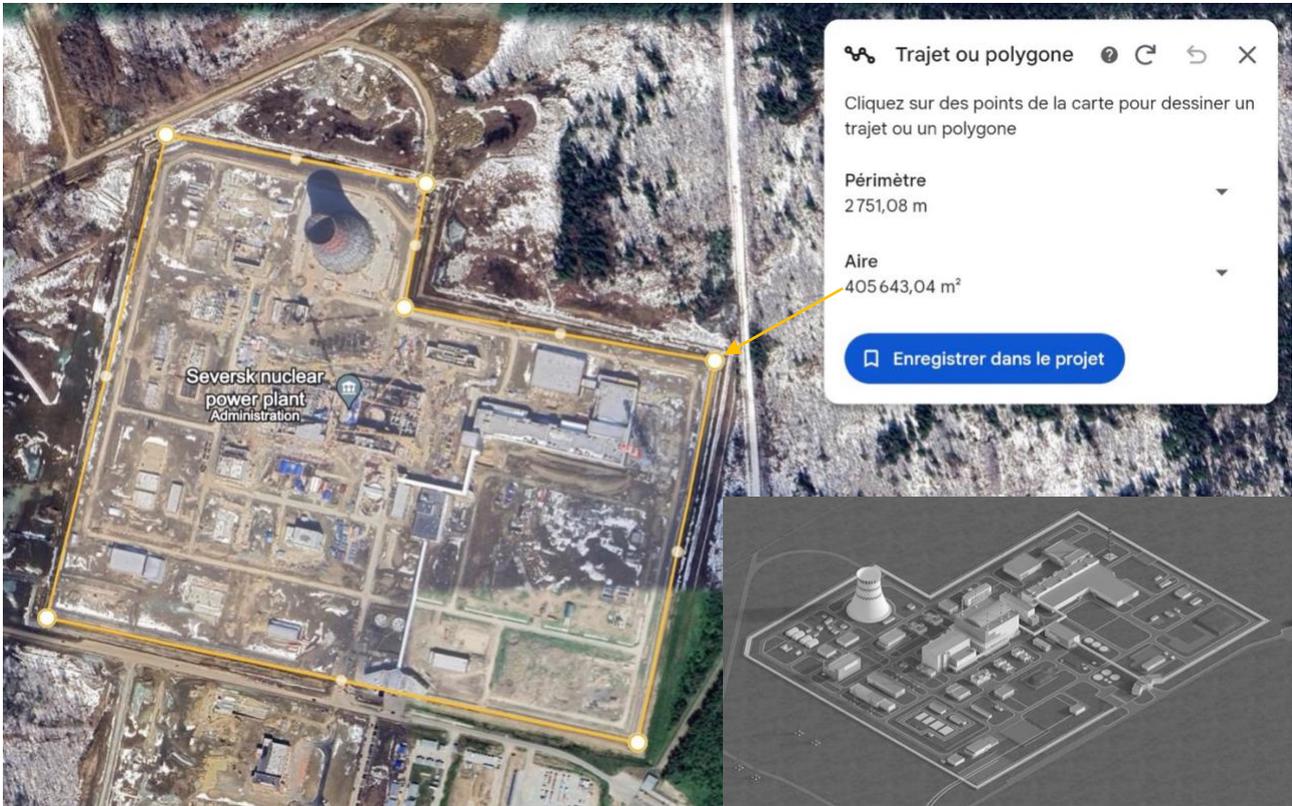
Côté sûreté, les russes ont grande confiance en leur gros bébé BREST construit à 8 km du centre-ville de Seversk (environ 110 000 habitants). Dans le document de l'INIS, Rosatom évoque l'analyse d'un accident de réactivité et conclut en une « élimination de la fusion du combustible » avec pour cible « L'exigence de limiter l'impact à l'extérieur du site - en excluant le besoin d'évacuation et de réinstallation de la population » [inis.iaea.org, 2021].

Mais l'impact du Combinat chimique de Sibérie en exploitation depuis 1953 se fait depuis longtemps sentir comme l'a fait remarquer Jacky Bonnemains de l'ONG Robin des Bois : « Selon l'étude réalisée en 2007 par des universitaires français, suisses, l'Institut de radioprotection

et de sûreté nucléaire et l'école polytechnique de Tomsk, la contamination radiologique de l'environnement est au nord de la ville secrète et au-delà de son périmètre interdit comparable à celle qui est observée non seulement près de Tchernobyl mais aussi près de Mayak dans l'Oural et

de Windscale au Royaume-Uni, deux sites atomiques historiques frappés dans les années 50 et 60 par des accidents nucléaires majeurs et peu documentés » [Robin des Bois, 2012].

**Vue satellite du chantier du Complexe énergétique de démonstration pilote (PDEC) et représentation d'un maquette de l'ensemble des installations prévues**



[GoogleEarth](#)

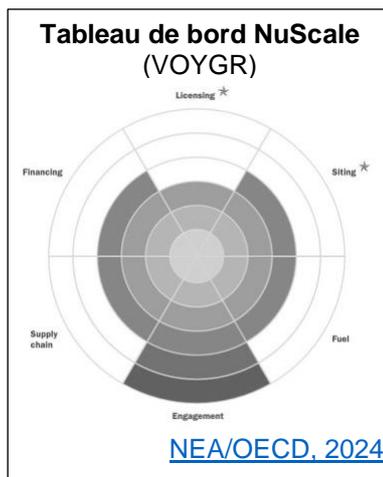
[nucnet.org](#)

\*\*\*

**SMR en gestation difficile**

**NuScale**

Nuscale Power développe aux USA, le projet de réacteur VOYGR™ à eau pressurisée dit « intégré » (« Integral PWR ») d'une puissance de 250 MWth (77 MWe brut – 73,6 MWe net – Rendement 29,5%). Il utiliserait du combustible standard UO<sub>2</sub> (enrichissement en <sup>235</sup>U < 4,95%). La réactivité serait contrôlée à l'aide de grappes de contrôle et de bore dans le fluide primaire. Ce dernier circulerait de façon naturelle (pas de pompe primaire) pour alimenter deux générateurs de vapeur intégrés dans la cuve du réacteur d'un « diamètre intérieur de 2,7 m » et de « 17,7 m de hauteur ». L'ensemble serait installé dans une enceinte de confinement « cylindrique en acier de 4,5 m de diamètre extérieur » pour « 23,1 m de hauteur » immergée dans une piscine [AIEA, 2022].



[NEA/OECD, 2024](#)

centrale composée de « 12 modules pour 924 MWe brut » (12x77 MWe) capable d'injecter sur le réseau une puissance électrique nette de « 884 MWe ». L'emprise au sol de la centrale aurait été d'environ « 14 hectares » [energiforsk.se].

Détail des évolutions du projet avec la Sfen : « Annoncé en 2015, le projet initial visait une capacité installée de 600 MWe via une centrale de 12 modules à eau pressurisée de 50 MWe (600 MWe) puis, en 2018, 12 modules de 60 MWe soit 720 MWe. L'ambition a ensuite été revue à la baisse en juin 2021 : six modules de 77 MWe pour une capacité de 462 MW » [Sfen, 17/11/23].

**Projet chaotique**

Dans un de ses projets présenté lors d'un séminaire en Suède (2021), NuScale envisageait la construction d'une

L'année dernière, World nuclear news (WNN) indiquait que « la technologie SMR de NuScale [était] la seule technologie SMR qui, à ce jour, a reçu l'approbation de conception de la Commission de réglementation nucléaire [NRC] des États-Unis ». WNN ajoutait : « Le module de

puissance de NuScale est un réacteur à eau pressurisée dont tous les composants pour la production de vapeur et l'échange de chaleur sont incorporés dans une seule unité de 77 MWe (250 MW thermiques). Le premier SMR de NuScale, le projet WIN, devrait être opérationnel en 2029, dans la centrale électrique sans carbone de l'Utah Associated Municipal Power Systems, qui doit être construite sur un site de l'Idaho National Laboratory » [\[WNN, 9/10/23\]](#).

Certes, début 2023, un réacteur NuScale a bien reçu la certification de la NRC (l'autorité de sûreté de l'Oncle Sam) mais il s'agit du modèle du projet initial abandonné de 50 MWe et non celui de 77 MWe comme l'indique le registre fédéral du gouvernement des États-Unis : « La Commission américaine de réglementation nucléaire (NRC) modifie sa réglementation afin de certifier la conception standard NuScale pour un petit réacteur modulaire. Les candidats ou titulaires de licences qui ont l'intention de construire et d'exploiter un réacteur de conception standard NuScale peuvent le faire en se référant à cette règle de certification de la conception. (...)

NuScale est la première conception de petit réacteur modulaire examinée par la NRC. NuScale est basé sur un petit réacteur à eau légère développé à l'Université d'État de l'Oregon au début des années 2000. Il se compose d'un ou de plusieurs modules de puissance (...). Le bâtiment du réacteur NuScale est conçu pour accueillir jusqu'à 12 modules de puissance. Chaque module de puissance a une puissance thermique nominale de 160 mégawatts thermiques (MWth) et une puissance électrique de 50 mégawatts électriques (MWe), soit une capacité totale de 600 MWe pour 12 modules de puissance » [\[Federal Register, 19/01/23\]](#). Le nouveau modèle NuScale de 77 MWe n'est pas encore certifié par la NRC.

### Coûts

Selon Reuters, « NuScale avait prévu de développer le projet de six réacteurs pour 462 mégawatts [6x77 MWe brut] avec l'Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) et de les démarrer en 2030, mais plusieurs villes se sont retirées du projet en raison de l'augmentation des coûts » [\[Reuters, 8/11/23\]](#).

En effet, comme le signale Global Chance, « UAMPS a publié un document (...) qui révèle une nouvelle estimation du coût du projet NuScale qui le ferait passer des 5,32 milliards de dollars jusqu'à alors prévus à 9,3 milliards de dollars » [\[Global Chance, novembre 2023\]](#).

Pour une puissance délivrée 462 MWe brut (6x77), soit 442 MWe net, cette somme rondelette de 9,3 Md\$ représentait un coût d'investissement total de 21 000 \$/kWe... ce qui, même pour un projet tête de série (« First of a kind » ou FOAK) est astronomique. Pour situer l'ordre de grandeur de l'écart entre prévisions optimistes et vérités du porte-monnaie, NuScale annonçait en 2021 que le coût de série (NOAK) d'une centrale de « 884 MWe net » (12 réacteurs) serait de « 2850 \$/kWe », [\[energiforsk.se\]](#). Le NOAK, pour « New Of A Kind », est le énième de la série, le FOAK étant la tête de série.

Pour l'Institut français des relations internationales (IFRI), à propos des SMR, « Typiquement, un réacteur New Of A Kind (NOAK) coûte 30 % moins cher qu'un FOAK » [\[IFRI,](#)

[2019\]](#). Si l'on en croit l'IFRI, les NuScale de série devraient par conséquent coûter 14 700 \$/kWe, s'ils sont un jour fabriqués en série dans des usines dédiées qui resteraient à construire. Cela pourrait refroidir les acheteurs éventuels.

Toujours d'après Reuters : « NuScale a déclaré qu'il semblait peu probable que le projet obtienne une souscription suffisante pour poursuivre son déploiement. (...)

NuScale met fin à son projet dans l'Utah, un coup dur pour les ambitions américaines en matière d'énergie nucléaire » [\[Reuters, 8/11/23\]](#).

En même temps, « l'action de NuScale perdait 33,70% à la Bourse de New York » [\[AFP, 9/11/23\]](#). Depuis son introduction en bourse en 2021, l'action avait perdu plus de 80% de sa valeur boursière début 2024 (Cf. graphique ci-après).



[crunchbase.com](https://crunchbase.com)

Un rapport de l'Institut sur les économies d'énergie et sur les analyses financières alertait début 2022 sur les risques du projet : « Trop tard, trop cher, trop risqué et trop incertain » : c'est ainsi qu'un nouveau rapport de l'Institute for Energy Economics and Financial Analysis (IEEFA) décrit le projet de petit réacteur modulaire (SMR) de NuScale ». Dans son rapport, l'IEEFA a remarqué « **des implications incertaines pour le coût, la performance et la fiabilité des unités** » et que NuScale fait des affirmations trop optimistes dans chacune de ces catégories » [\[Power Engineering, 18/02/22\]](#)...

### Densité surfacique de puissance

Regardons le projet de la centrale de 442 MWe net qui a avorté dans l'Utah. Installée sur un site de 14 ha, la densité surfacique de puissance de la centrale aurait été de 317 m<sup>2</sup>/MWe, contre 150 m<sup>2</sup>/MWe pour notre étalon de Tricastin.

### Projets

NuScale souhaite développer d'autres projets aux USA mais aussi au Canada, en Europe et en Asie mais cela pourrait s'avérer compliqué sans *licensing* ni prototype de démonstration. En attendant, « NuScale supprime des emplois » : « NuScale Power Corporation a annoncé des mesures, y compris la perte de 154 employés, qui, selon lui, permettront d'économiser 50 à 60 millions de dollars par an et de "mieux se positionner commercialement, financièrement et stratégiquement" » [\[WNN, 8/01/24\]](#).

La Sfen, la Société fanatique d'énergie nucléaire comme l'appelait Jean-Claude, ne doit pas vivre dans le même espace-temps que nous. En 2024, aucune centrale NuScale n'est en construction dans le monde. Voici pourtant ce qu'écrivait la Sfen en novembre 2022 : « La

*première centrale américaine (NuScale, d'une puissance de 720 MWe avec 12 unités de 60 MWe) est en cours de construction aux États-Unis »* [[Sfen, 2022](#)]...

\*\*\*

## Conclusion

Le chemin de la certification des SMR sera long et coûteux en termes de R&D afin de démontrer la faisabilité des solutions techniques innovantes et la sûreté des réacteurs. Viendrait ensuite le temps de constructions des prototypes et de leurs mises en service industrielles. En toute logique, ce n'est qu'après le retour d'expérience des prototypes que pourrait être envisagée la construction d'usines de fabrication en série des modules composant les SMR, si tant est que les carnets de commande soient suffisants pour amortir les investissements dans d'éventuelles usines à SMR.

Quelques projets de SMR sans ruptures technologiques majeures comme les modèles à eau sous pression pourraient voir le jour sur des sites nucléaires existants (Nuward à Marcoule ?), il faudra qu'ils prouvent d'abord leur sûreté et ensuite leur compétitivité pour être déployés en masse.

Olivier Gupta, directeur général de l'ASN a déclaré devant l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) : « *Nous avons été conduits à évoquer la question des petits réacteurs au cours d'auditions récentes et je voudrais ici en profiter pour dissiper toute ambiguïté. Trois principes fondamentaux s'appliquent à l'ensemble des réacteurs.*

***Le premier concerne la responsabilité première de l'exploitant. Il ne suffit pas de respecter des règles fixées par l'autorité. L'exploitant doit d'abord proposer une installation sûre et en apporter la démonstration.***

***Le deuxième principe porte sur l'exigence d'un haut niveau de protection des personnes et de l'environnement pour les réacteurs, mais aussi pour les usines de fabrication et de retraitement de leurs combustibles, ainsi que pour la gestion des déchets. L'ASN ne fera pas de compromis sur ce point.***

***Le troisième principe, extrêmement important, a trait aux règles de transparence, qui sont bien plus exigeantes que dans le reste de l'industrie.***

*Cela étant, ces réacteurs innovants posent naturellement des questions spécifiques, qui appellent des réponses elles aussi spécifiques. La première concerne le niveau de sûreté attendu. La différence essentielle entre les gros et les petits réacteurs porte sur les sites d'implantation. Les petits réacteurs ont vocation à être implantés sur des sites industriels, qui sont parfois bien plus proches de zones densément peuplées que ne le sont les gros sites nucléaires aujourd'hui. Il est inenvisageable d'évacuer la population dans de telles zones, contrairement à ce qui est prévu aujourd'hui dans les plans d'intervention autour des sites nucléaires. Dès lors, les démonstrations de sûreté de ces réacteurs doivent fournir la preuve que les rejets restent négligeables. De ce point de vue, les petits réacteurs ont des caractéristiques favorables, mais encore*

*faut-il le démontrer de façon rigoureuse. Ici, l'une des difficultés porte sur le moindre retour d'expérience sur ces technologies. Les deux conditions pour la sûreté sont donc la réduction des conséquences des accidents à proximité des zones densément peuplées et la rigueur des démonstrations attendues à cet effet »* [[senat.fr](#)].

Nous avons montré que Nuward générerait plus de déchets radioactifs qu'un EPR à énergie produite équivalente. Ce n'est pas un cas isolé comme le fait remarquer le ministère des finances allemand dans un rapport publié en 2022 sur les SMR « *Certains promoteurs ont affirmé que les SMR produiraient moins de déchets radioactifs, ce qui semble faux. Certains chercheurs pensent même que les SMR produiraient plus de combustible nucléaire usé (SNF) et peut-être plus de déchets radioactifs »* [[bmk.gv.at](#)].

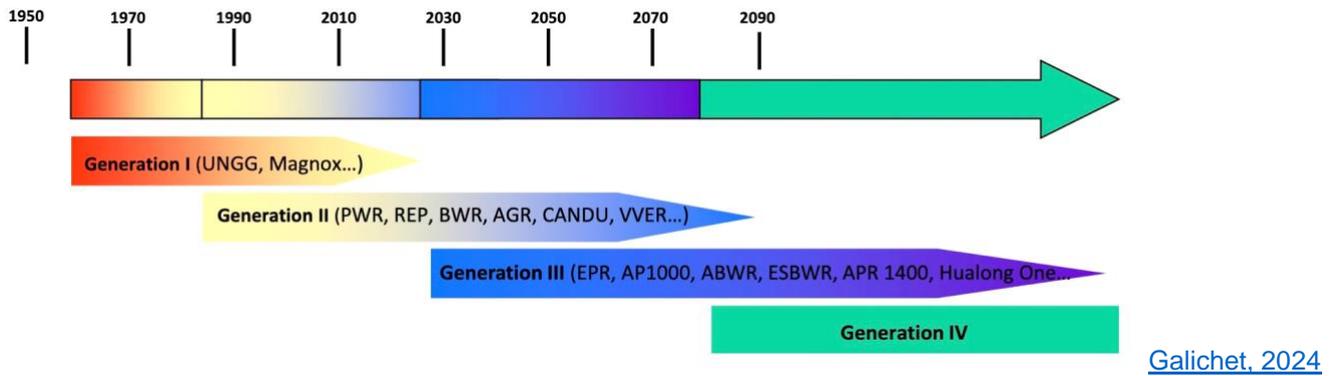
Pour les modèles dits avancés (AMR) de « *génération VI* », leur déploiement industriel éventuel n'est pas prévu pour demain. Emmanuelle Galichet, enseignante en sciences et technologies nucléaires au Conservatoire des arts et des métiers (CNAM), est présentée comme « *une enseignante au service de l'atome* » par la Sfen [[Sfen, 15/01/24](#)].

Madame Galichet a réalisé une conférence en janvier 2024 sur « *L'énergie nucléaire : quelles solutions pour le futur?* ». Dans un des slides présentés lors de sa conférence, elle évoque ce que pourrait être « *Le futur proche* » et « *Le futur lointain* ». Le déploiement des modèles de 4<sup>ème</sup> génération n'interviendrait qu'à l'orée des années 2080 ! (Cf. page suivante) [[Galichet, 2024](#)].

Bien qu'équipés de réacteurs de petite puissance, certains projets de SMR révèlent des installations de grandes dimensions. Nous avons résumé dans un tableau (page suivante) les principales données des quelques SMR étudiés dans ce dossier.

Le mot de la fin avec Raymond : le CEA lançât le programme Thermos (SMR de 100 MWth), dans la seconde moitié des années 1970. A cette époque, était à l'ordre du jour la rénovation de la centrale de chauffage du site de Saclay (CENS), d'où l'idée de la remplacer par un réacteur Thermos.

En ces temps héroïques, il y avait de nombreuses têtes pensantes à Saclay. Le résultat de leur réflexion fut le suivant. Si on remplace la centrale à fioul par un Thermos, pendant les périodes de changement de combustible nucléaire, les périodes de révisions périodiques, les pannes ... on va se geler les fesses sur le site. Donc il faut, en plus, maintenir en état de marche l'ancienne installation. Le bilan financier du projet le fit capoter en 1981. Combien de la centaine de projets existants dans le monde finiront comme Thermos ?



**Caractéristiques principales de SMR en exploitation, en construction et en projet en regard d'un réacteur de Tricastin**

Centrale	Akademik	Shidaowan	Site d'Atucha	Linglong	PDEC	Marcoule ?	?	Tricastin
<b>Pays</b>	Russie	Chine	Argentine	Chine	Russie	France	USA	France
<b>Réacteur</b>	<b>KLT-40S</b>	<b>HTR-PM</b>	<b>Carem 25</b>	<b>ACP 100</b>	<b>BREST</b>	<b>Nuward</b>	<b>NuScale</b>	W*
<b>Type</b>	REP	HTGR	REP	REP	LMFR	REP	REP	REP
<b>MWth</b>	2x150	2x250	100	385	700	2x540	250	2785
<b>MWe</b>	2x30	200	25	100	300	2x170	73,6	915
<b>Rendement</b>	20%	40%	25%	26%	42,6	31,5%	29,5%	32,9
<b>Densité surfacique de puissance (en m<sup>2</sup>/MWe) de chaque modèle</b>								
<b>Ilot nucléaire</b>	<b>70</b>	<b>17</b>	<b>/</b>	<b>150</b>	<b>21</b>	<b>19,1</b>	<b>11</b>	<b>5,7</b>
<b>Site</b>	<b>203</b>	<b>560</b>	<b>1200</b>	<b>900</b>	<b>1333</b>	<b>265</b>	<b>317</b>	<b>150</b>

\* Westinghouse

Source : Gazette nucléaire n° 302 – Mai 2024

\*\*\*

NUMEROS DEJA PARUS : <https://www.gazettenucleaire.org/>



**La Gazette Nucléaire** – Publication trimestrielle  
 2 Allée François Villon – 91400 ORSAY  
 Membres fondateurs : Monique et Raymond Sené  
 Directeur de la publication : Marc Denis  
 Responsable de rédaction : Michel Brun  
 Dépôt légal : à date de parution  
 ISSN 0153-7431  
 Imprimerie : Eurotimbre - 9 rue Charles Michels - 77 400 LAGNY sur MARNE



**BULLETIN D'ADHESION OU DE DON AU GSIEN**

Pour adhérer ou faire un don nous écrire à GSIEN – 2 Allée François Villon – 91400 Orsay  
 ou nous contacter à [contact@gazettenucleaire.org](mailto:contact@gazettenucleaire.org)

Nom : (en majuscules) \_\_\_\_\_ Prénom : \_\_\_\_\_  
 Adresse : \_\_\_\_\_  
 Code postal : \_\_\_\_\_ Ville : \_\_\_\_\_  
 Courriel : \_\_\_\_\_ Téléphone : \_\_\_\_\_  
**Je souhaite adhérer au GSIEN** oui • non •

Fonction/titre : \_\_\_\_\_ Établissement : \_\_\_\_\_  
 Compétences ou centre d'intérêt : \_\_\_\_\_

**Je souhaite faire un don au GSIEN de** \_\_\_\_\_ **euros** oui • non •

**Chèque de don à l'ordre du GSIEN**



**GSIEN**  
**GROUPEMENT DE SCIENTIFIQUES POUR**  
**L'INFORMATION SUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE**  
Un groupe de « lanceurs d'alerte » depuis 1975

**Le GSIEN est une association loi 1901 qui a été créée** suite à « l'appel des 400 » de février 1975, un appel de scientifiques dont 200 physiciens nucléaires. Cet appel "*A propos du programme nucléaire français*" se concluait sur les phrases suivantes : "*Nous pensons que la politique actuellement menée ne tient compte ni des vrais intérêts de la population ni de ceux des générations futures, et qu'elle qualifie de scientifique un choix politique. Il faut qu'un vrai débat s'instaure et non ce semblant de consultation fait dans la précipitation. Nous appelons la population à refuser l'installation de ces centrales tant qu'elle n'aura pas une claire conscience des risques et des conséquences. Nous appelons les scientifiques (chercheurs, ingénieurs, médecins, professeurs) à soutenir cet appel et à contribuer, par tous les moyens, à éclairer l'opinion.*"

Le GSIEN est aussi, en 2023, à l'initiative avec d'autres associations, de "*l'Appel de scientifiques contre un nouveau programme nucléaire*", signé par plus de 1000 scientifiques : médecins, enseignantes et enseignants, ingénieures et ingénieurs, universitaires et chercheurs.

Voir à : <https://appel-de-scientifiques-contre-un-nouveau-programme-nucleaire.org/>

### Les activités du GSIEN

Alors que les nombreux dysfonctionnements dans l'exploitation des réacteurs et les déboires des EPR montrent **l'absence de mémoire des industriels du nucléaire, depuis 1975, le GSIEN suit et surveille sans discontinuer cette industrie dangereuse.**

Composé de scientifiques, d'experts reconnus, de travailleurs du nucléaire et de militants, le GSIEN s'est doté d'un journal "**La Gazette Nucléaire**" qui a publié plus de 300 numéros et près de 200 dossiers thématiques et édité plusieurs livres. De Three Mile Island (1979) en passant par Tchernobyl (1986) et Fukushima (2011), le GSIEN suit l'actualité de l'industrie nucléaire et intervient régulièrement dans les organismes officiels où il est représenté et répond aux nombreuses demandes du public mais aussi des enseignants, journalistes et associations écologistes. Le GSIEN est notamment engagé auprès de certaines Commissions locales d'informations (CLI) et divers groupes d'expertises.

Le GSIEN possède aussi d'importantes archives qui se sont accumulées depuis 1975 et qui constituent une richesse historique et scientifique. Un projet d'archivage de ce fond est en cours de réalisation.

**L'existence d'une expertise scientifique indépendante sur l'utilisation de l'énergie nucléaire est nécessaire pour informer la population, garder un œil critique sur cette filière industrielle et interpeller le pouvoir politique qui veut lancer un nouveau programme nucléaire, sans avoir procédé à un réel bilan des choix passés et des options qui s'offrent aujourd'hui.** Plus que jamais, le GSIEN entend poursuivre et renforcer son activité d'information et de critique indépendante grâce au soutien et à la participation d'un plus grand nombre de membres de la communauté scientifique, de chercheurs de toutes disciplines et de militants de terrain.

## SOUTENIR LE GSIEN : C'EST IMPORTANT !

<https://gazettenucleaire.org/>



---

### Bulletin d'abonnement

À découper et à renvoyer avec le titre de paiement (CCP ou chèque bancaire) à l'ordre du **GSIEN** :  
**GSIEN – 2 Allée François Villon – 91400 ORSAY**

Nom : (en majuscules)

Prénom :

Adresse :

Code Postal :

Ville :

Téléphone :

Email :

**Je m'abonne à la Gazette Nucléaire :**

oui •

non •

(Pour un an : France : 24 € - Étranger : 30 € - Soutien : 30 € ou plus)