EXPERTNUC

Academy

ENERGIE NUCLEAIRE

Comprendre les aspects de l'énergie nucléaire et de la filière nucléaire

(et activités de REEL dans la filière)

PARTIE 2

Edition révisée pour tenir compte de l'actualité au 03/09/2024

03/09/2024 JY PERON

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

3 - LES REACTEURS NUCLEAIRES

- **Les Filières de Réacteurs Nucléaires**
- **Centrale Nucléaire**
- **Fonctionnement d'un réacteur** REP
- **Fonctionnement d'un réacteur** CANDU
- **Assemblage Combustible** (REP, REB, MOX, CANDU)
- **Gestion du Combustible**
- **Suivi de Charge** (pilotage, flexibilité)
- **Performances** (Facteur de Charge)

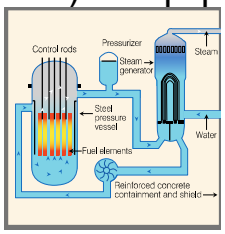
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

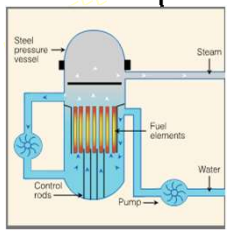
Le choix d'une combinaison **Combustible/Modérateur/Caloporteur** constitue une Filière

La filière à eau ordinaire (« légère ») et à uranium enrichi en U235

Dans cette filière, il existe deux types de réacteurs : les Réacteurs à **Eau Pressurisée** ou sous pression (**REP** ou PWR) et les Réacteurs à **Eau Bouillante** (**REB** ou BWR). Plus de 80% du parc nucléaire en fonctionnement dans le monde est constitué de réacteurs exploitant cette filière. Les réacteurs REP sont les plus utilisés dans le monde (plus de 65% du parc actuel en puissance installée) et équipent tout le parc français.

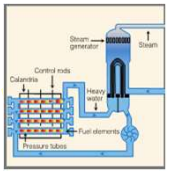
Pour cette filière **l'eau joue le rôle de caloporteur et de modérateur.**





La filière à eau lourde et à Uranium naturel (non enrichi)

Avec de nombreuses variantes, ces filières utilisent un combustible peu ou pas enrichi et un modérateur qui est l'eau lourde (oxyde de Deutérium). C'est la filière canadienne (CANDU) et Indienne (au départ une Licence CANDU). La centrale de BRENNILIS (en démantèlement) était de ce type.



La filière à neutrons rapides et à combustible plutonium et uranium naturel

Dans cette filière, le combustible utilisé est l'uranium 238 (99,28 % de l'Uranium naturel) transformé en plutonium 239 par absorption de neutrons rapides. Le plutonium généré est lui même fissionné par une partie des neutrons rapides.

Cette filière (à neutrons rapides ou surgénérateur) qui a connu un fort développement en France avant d'être arrêtée (Phénix et Superphénix) constitue toujours une voie d'avenir (**Génération IV** projet **ASTRID depuis arrêté – Reporté après 2050**) parce qu'elle permet d'organiser une réaction en chaîne avec du plutonium issu du retraitement de tous les types de combustibles et de transformer l'uranium 238 en plutonium. Ces réacteurs génèrent plus de matière fissile qu'ils n'en consomment et permettent de beaucoup mieux utiliser le minerai naturel. Ils multiplient par 70 la capacité énergétique des minerais disponibles sur la terre. **Mais est-ce vraiment faisable ? Une utopie ?**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les autres filières :

Les filières dites « **Graphite-Gaz** » développées initialement en Europe (principalement au Royaume-Uni avec les réacteurs de type **MAGNOX** & **AGR)** et dont il existe de nombreux exemples dans le monde qui ne sont plus développées. Elles utilisent le graphite comme modérateur, l'uranium naturel ou faiblement enrichi comme combustible et le CO_2 (voire l'hélium) ou l'eau bouillante (**RBMK**) comme caloporteur.

Quelle que soit la filière, les différents types de réacteurs, progressivement perfectionnés, ont été classés en catégories, appelées « générations ». Chaque génération apporte un progrès dans l'utilisation des combustibles, la sûreté nucléaire, la réduction des nuisances et des déchets.

Aujourd'hui, les réacteurs en construction ou en développement sont de la **Génération 3** (EPR, AP1000, APR1400, ABWR, ESBWR, VVER 1200) avec une sûreté accrue.
Les réacteurs en exploitation dans le monde sont de **Génération 2** (voire 2+ avec une sûreté accrue et post-Fukushima)
La **Génération 1** en France (Chooz A, Bugey 1, St Laurent 1,2, et Chinon 1,2,3) est en cours de démantèlement.

6 FILIERES : AGR (UK), RBMK (Russie), REP / REB, CANDU et RNR

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

MODERATEURS :

- **Eau lourde (deutérium)** : très efficace, absorbe peu les neutrons. Permet l'emploi d'Uranium naturel, mais très rare. Produit dès les années 30.

  Filière CANDU (Canada et Inde)

- **Graphite :** modérateur efficace, absorbant peu les neutrons. Mais doit être ultra-pur (procédé cher) - Problèmes potentiels de tenue sous irradiation - Découplage caloporteur/modérateur peut poser problème.

  Filières RBMK (*Russie*), UNGG, MAGNOX (*arrêtée*) et AGR (*Grande Bretagne*)

- **Eau ordinaire (ou légère) :** modérateur efficace, disponible en grande quantité et à faible coût. Absorbe légèrement les neutrons ⇒ nécessité d'un enrichissement en Uranium 235 (de 2% à 5%) .

  Filières REP et REB, les plus répandues dans le monde.

ABSORBEURS :

- **Solides** : Barres de contrôle en Argent-Indium-Cadmium ou en Carbure de Bore (B4C);
- **Liquide** : Bore sous forme d'acide borique ;
- **Produits de fission** : Xénon. Empoisonnement mais disparaît : attention lors de l'arrêt.

CALOPORTEURS (et ses propriétés) : Voir ci-après

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Caloporteurs (et ses propriétés) :

	EAU LEGERE (REP/ REB)	SODIUM LIQUIDE (RNR)	GAZ sous pression (CO_2)
Température maximale (rendement)	★ (Limitée par ébullition et corrosion)	★★	★★★
Transfert Thermique (capacité calorifique et conductivité thermique)	★★	★★★	★ (haute pression, fort débit = haute puissance de soufflage
Réaction avec les neutrons	★ (Absorption, forte modération = neutrons lents	★★ (faible absorption , faible modération = neutrons rapides possibles)	★★★ Ni absorption, ni modération = neutrons rapides possibles
Problème d'ordre technologique (corrosion, étanchéité)	★ (Corrosion à haute température) **La CHIMIE de l'eau est importante**	★★ (pas de corrosion , faibles pressions)	★ (problèmes d'étanchéité)
Transparence	★★★	★ (opaque)	★★★
Sûreté	★★ (risque de vaporisation)	★ Très ré »actifs avec l'air, l'au le ciment	★★ (risque de dépressurisation)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Principales caractéristiques des différentes filières électronucléaires

FILIÈRES REGROUPÉES reactor type groups	FILIÈRE type	CALOPORTEUR coolant		MODÉRATEUR moderator	COMBUSTIBLE fuel
GRAPHITE-GAZ gas-graphite	AGR MGUNGG HTGCR (GT-MHR, PBMR)	CO_2 CO_2 He	ADVANCED GAS COOLED MAGNOX GAS COOLED HIGH TEMPERATURE	GRAPHITE	UO_2 ENRICHI enriched UO_2 U NATUREL natural U UO_2, UC_2, ThO_2...
EAU LOURDE heavy water	PHWR	EAU LOURDE heavy water	SOUS PRESSION pressurized	EAU LOURDE heavy water	UO_2 NATUREL OU ENRICHI natural or enriched UO_2
EAU ORDINAIRE light water	BWR (ABWR) PWR (APWR, WWER)	EAU ORDINAIRE light water EAU ORDINAIRE light water	BOUILLANTE boiling SOUS PRESSION pressurized	EAU ORDINAIRE light water	UO_2 ENRICHI enriched UO_2 ou UO_2 ENRICHI ET MOX or enriched UO_2 and MOX
NEUTRONS RAPIDES fast reactor	SURGÉNÉRATEUR breeder	SODIUM sodium			UO_2 ENRICHI - PuO_2 enriched UO_2 - PuO_2
EAU-GRAPHITE water-graphite	RBMK (LWGR)	EAU ORDINAIRE light water	BOUILLANTE boiling	GRAPHITE	UO_2 ENRICHI enriched UO_2
EAU ORDINAIRE - EAU LOURDE light water - heavy water	HWLWR (ATR)	EAU ORDINAIRE light water	BOUILLANTE boiling	EAU LOURDE heavy water	UO_2 ENRICHI - PuO_2 enriched UO_2 - PuO_2

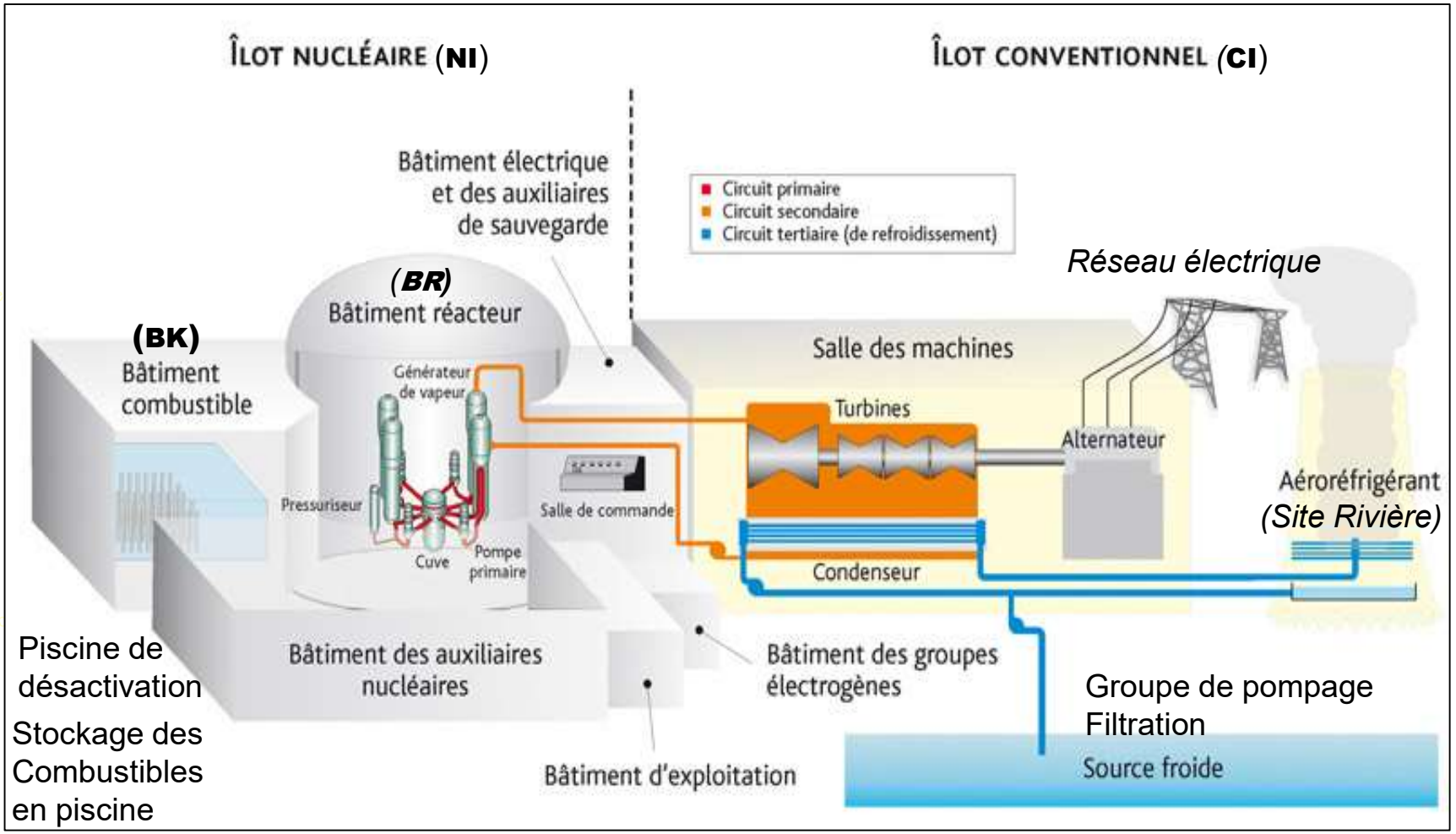
Une filière haute température HTR (Allemagne, Japon, Chine) permettant la cogénération avec la production d'Hydrogène

ABWR, APWR, GT-MHR , PBMR : MODÈLES AVANCÉS DE RÉACTEUR (Advanced reactor type).

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type REP)



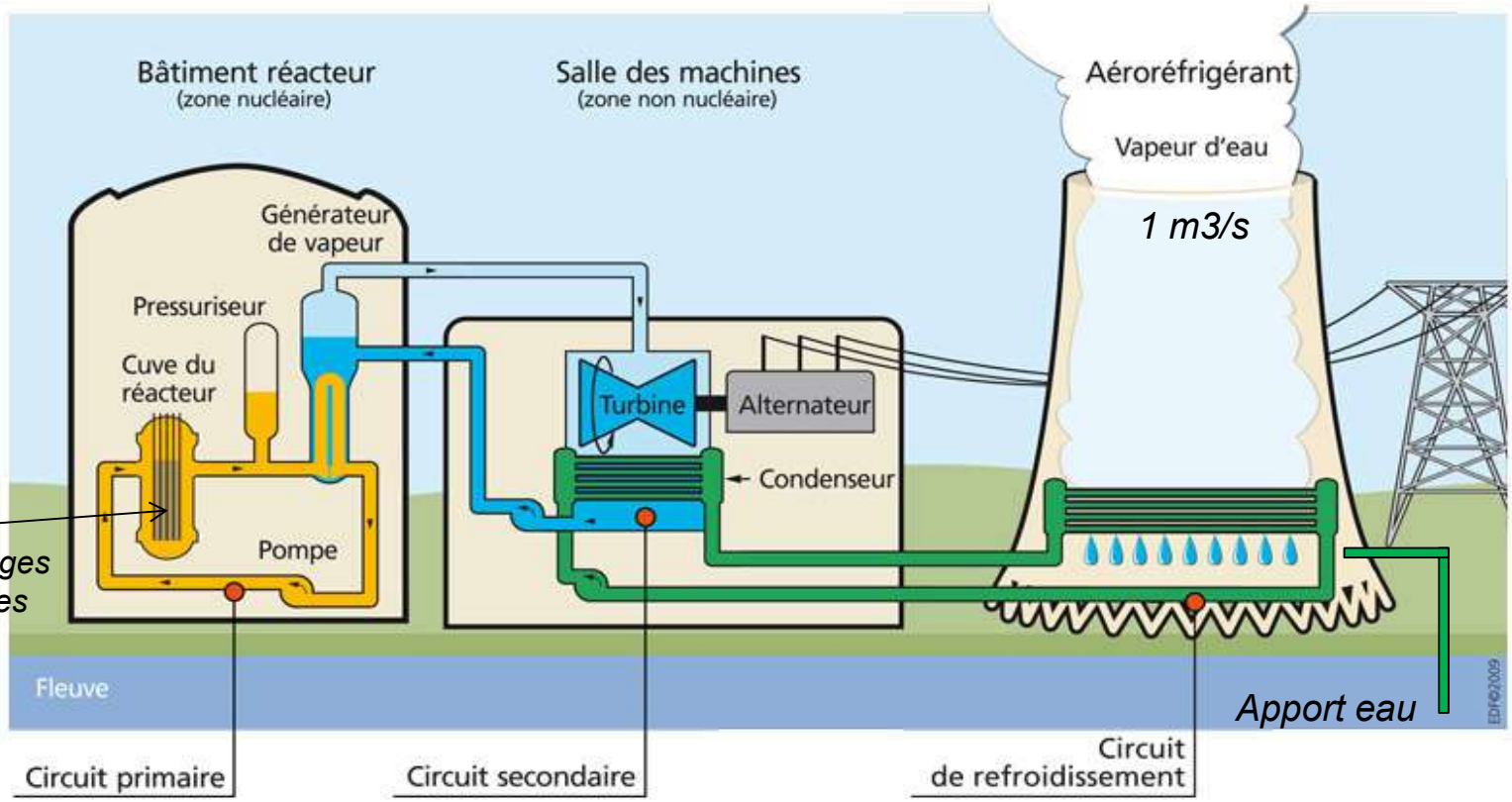
CIRCUIT FERME : L'eau prélevée dans la Source froide (Rivière) est réchauffée par le condenseur puis refroidie au sein d'une tour aéroréfrigérante par le courant d'air qui monte à l'intérieur. Une partie de l'eau s'évapore, l'autre partie est renvoyée dans le condenseur. Il faut alors compenser l'évaporation par un prélèvement modéré d'eau de la source froide (Rivière). La température de rejet est contrôlée et limitée à **+3°C** par rapport à la température de la Source.

CIRCUIT OUVERT : L'eau et prise dans la source froide, traverse le condenseur puis est directement et intégralement rejetée dans la source froide (légèrement plus chaude mais la T° n'influe pas sur l'environnement -Mer).

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type REP)



(*Cycle fermé*)

3 circuits indépendants :

- **Circuit Primaire**

Transmet la chaleur dégagée par le cœur des combustibles au Générateur de vapeur (GV) qui transforme cette chaleur en vapeur . Grâce aux pompes primaires, l'eau primaire circule en circuit fermé entre la Cuve et les GV.

- **Circuit Secondaire**

Alimente la turbine en vapeur générée dans le Générateur de Vapeur

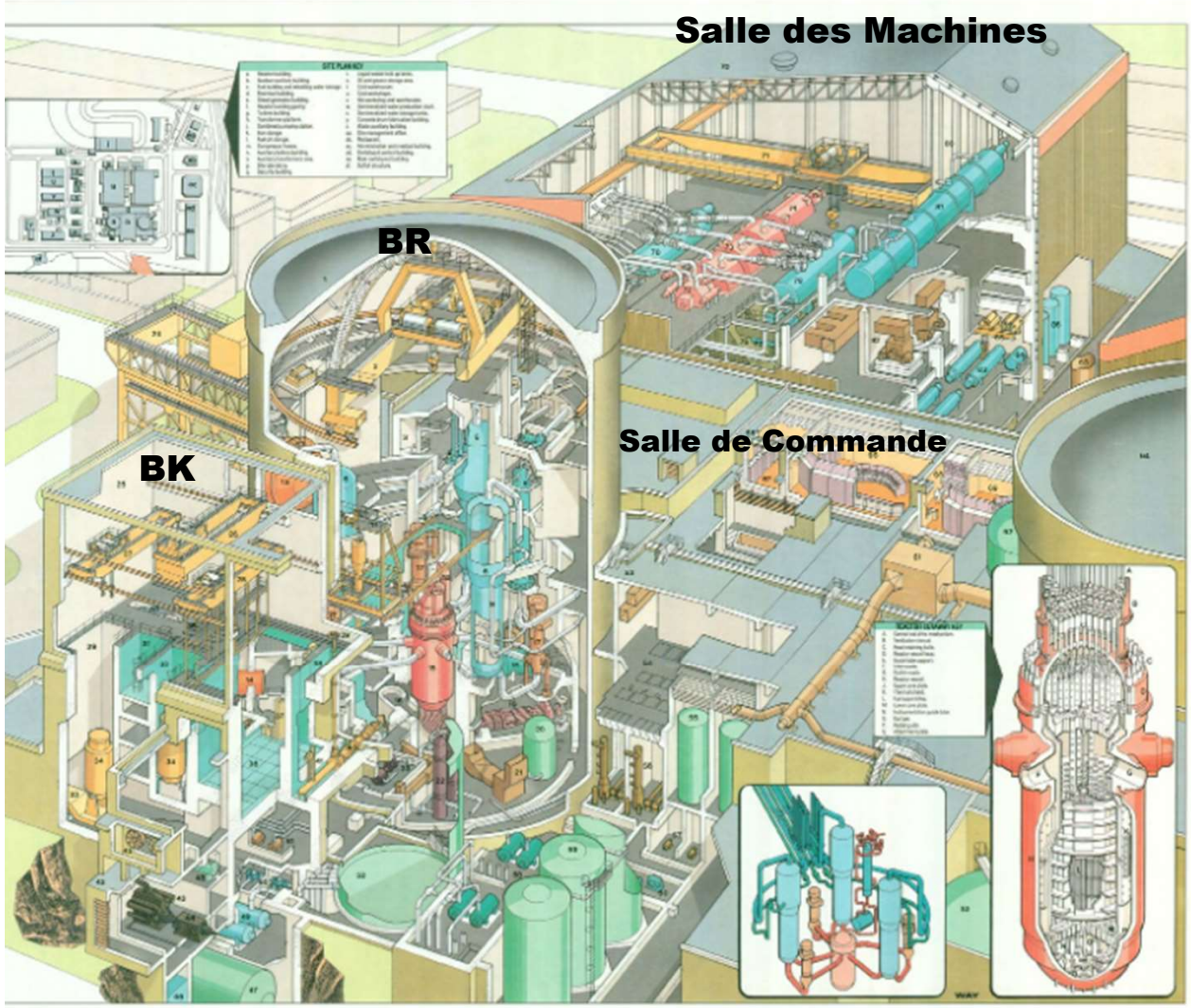
- **Circuit de Refroidissement**

Alimente en eau froide le condenseur afin de condenser la vapeur pour retour vers le Générateur de Vapeur.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Daya Bay Chine

Framatome
Mise en Service en 1993



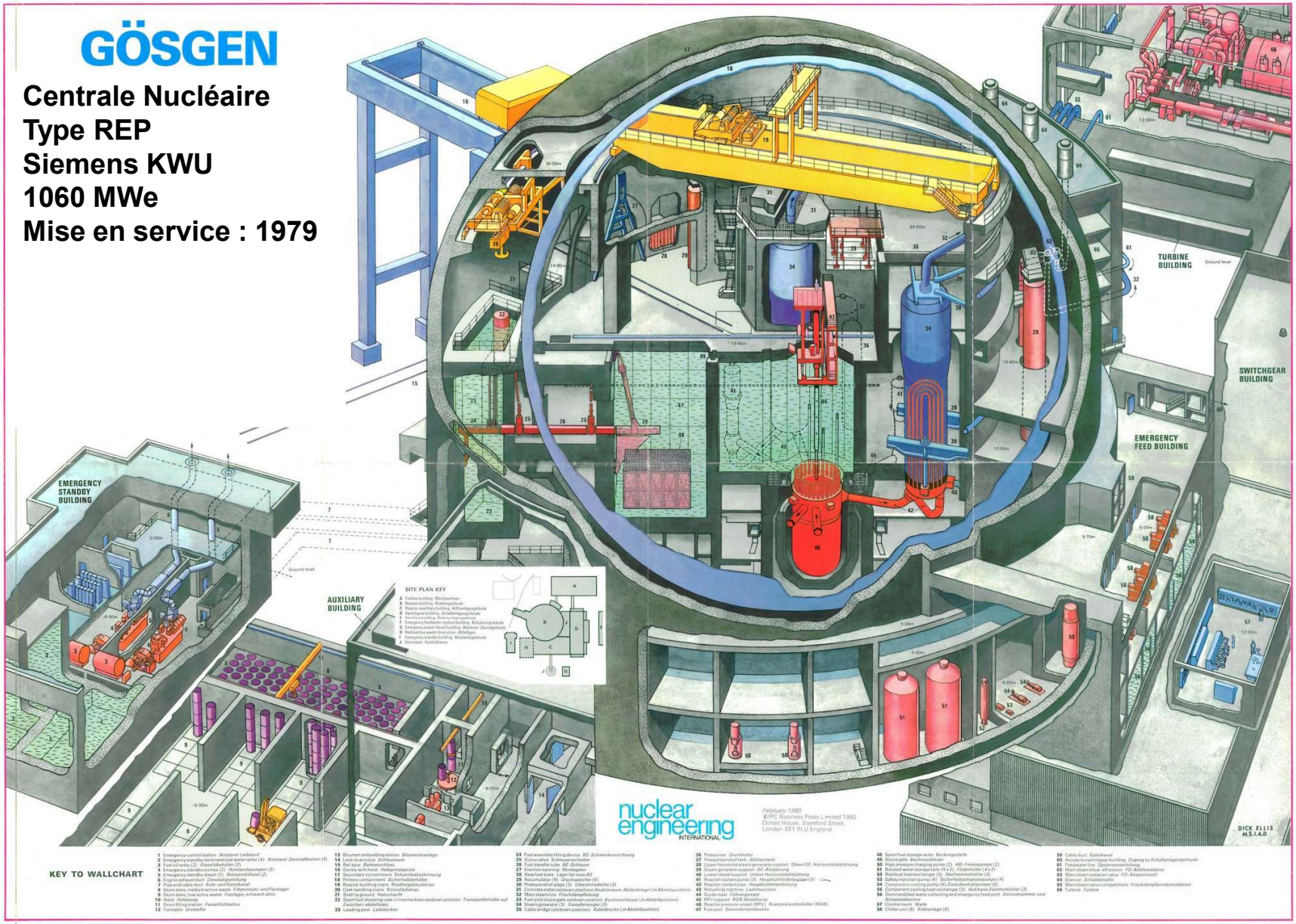
CENTRALE NUCLEAIRE de type REP de 900 MW

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type REP)



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

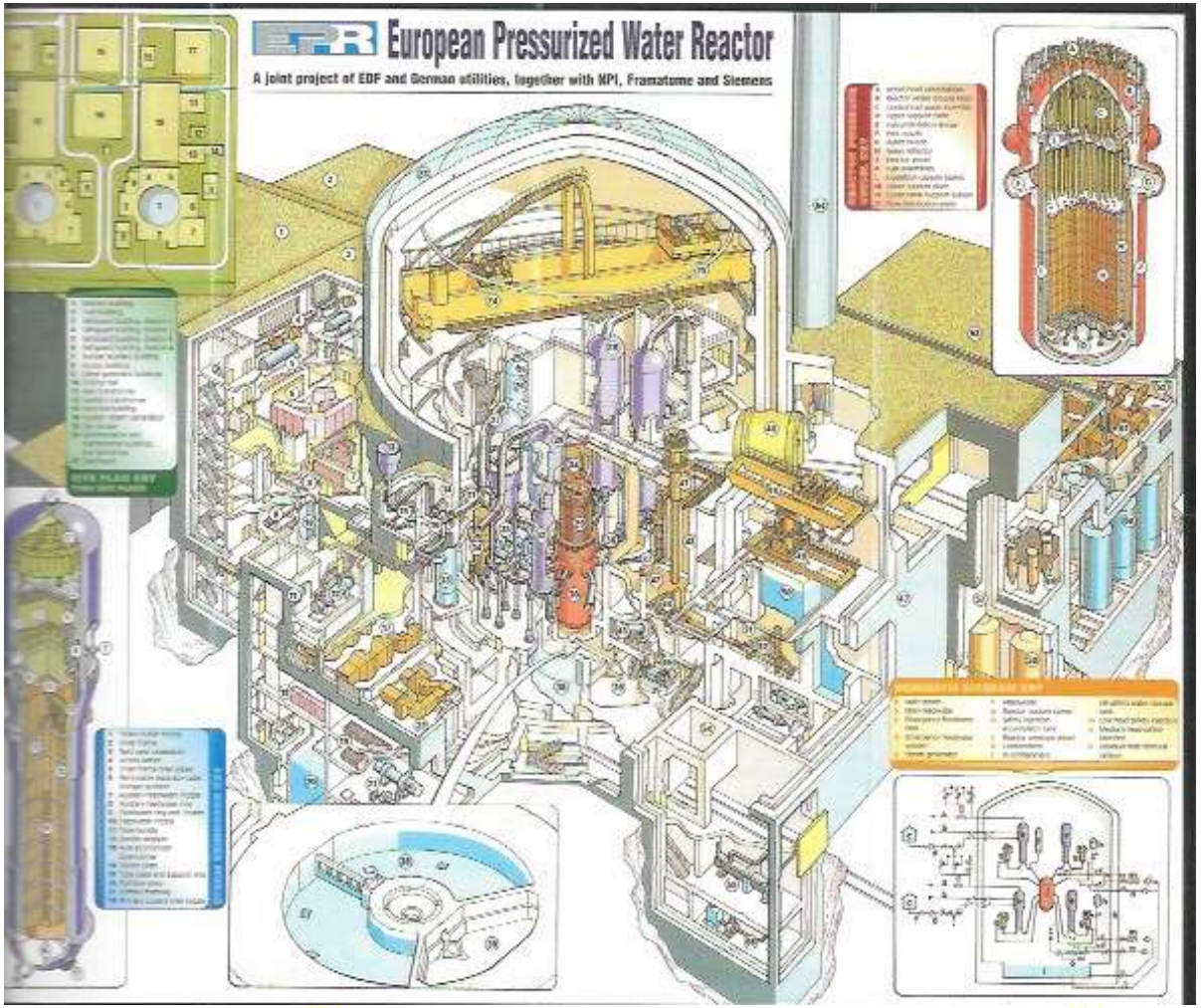
CENTRALE NUCLEAIRE (de type REP)

BK BR

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type REP)

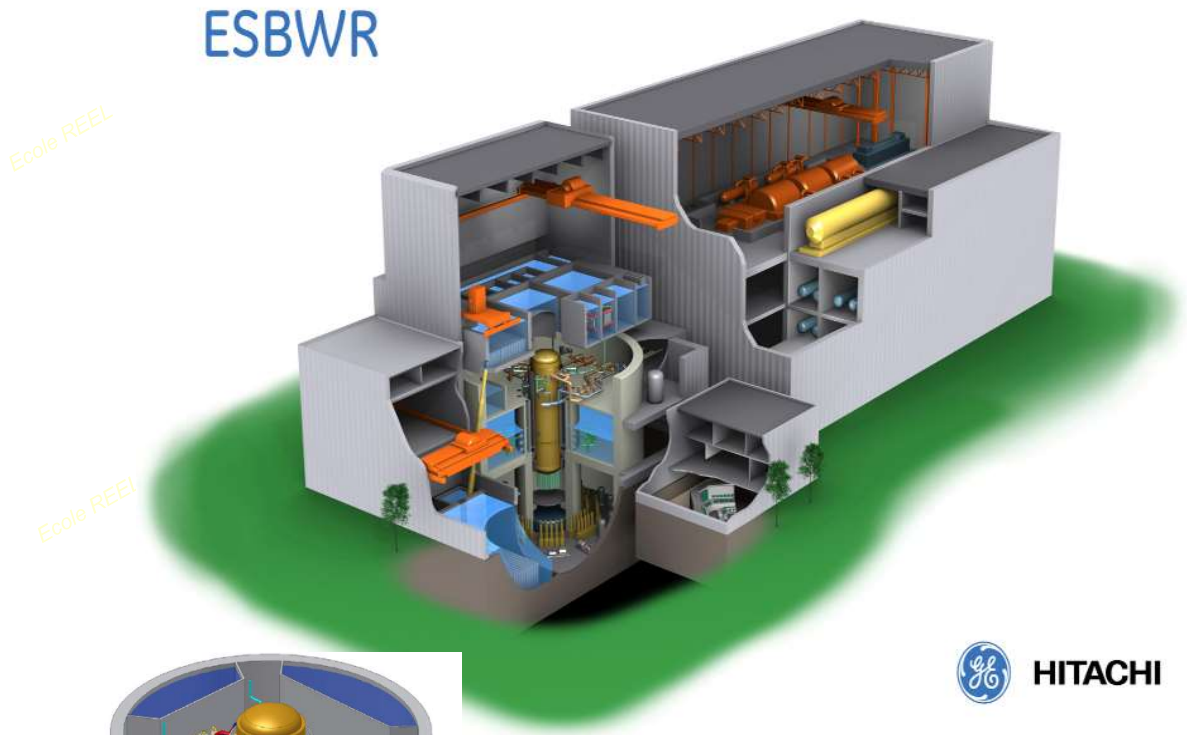


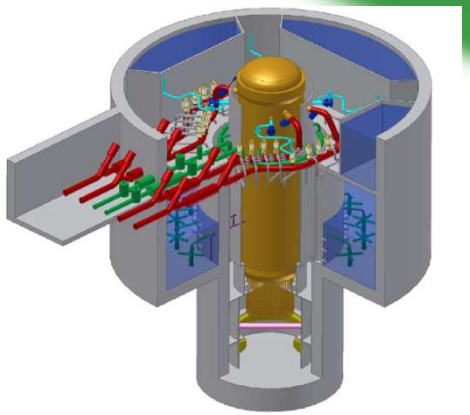
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type REB)

ESBWR : **Nouveau réacteur REB développé par GE-Hitachi 1200 MWe**





Bâtiment Réacteur d'un REB

HITACHI

Ecole REEL

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

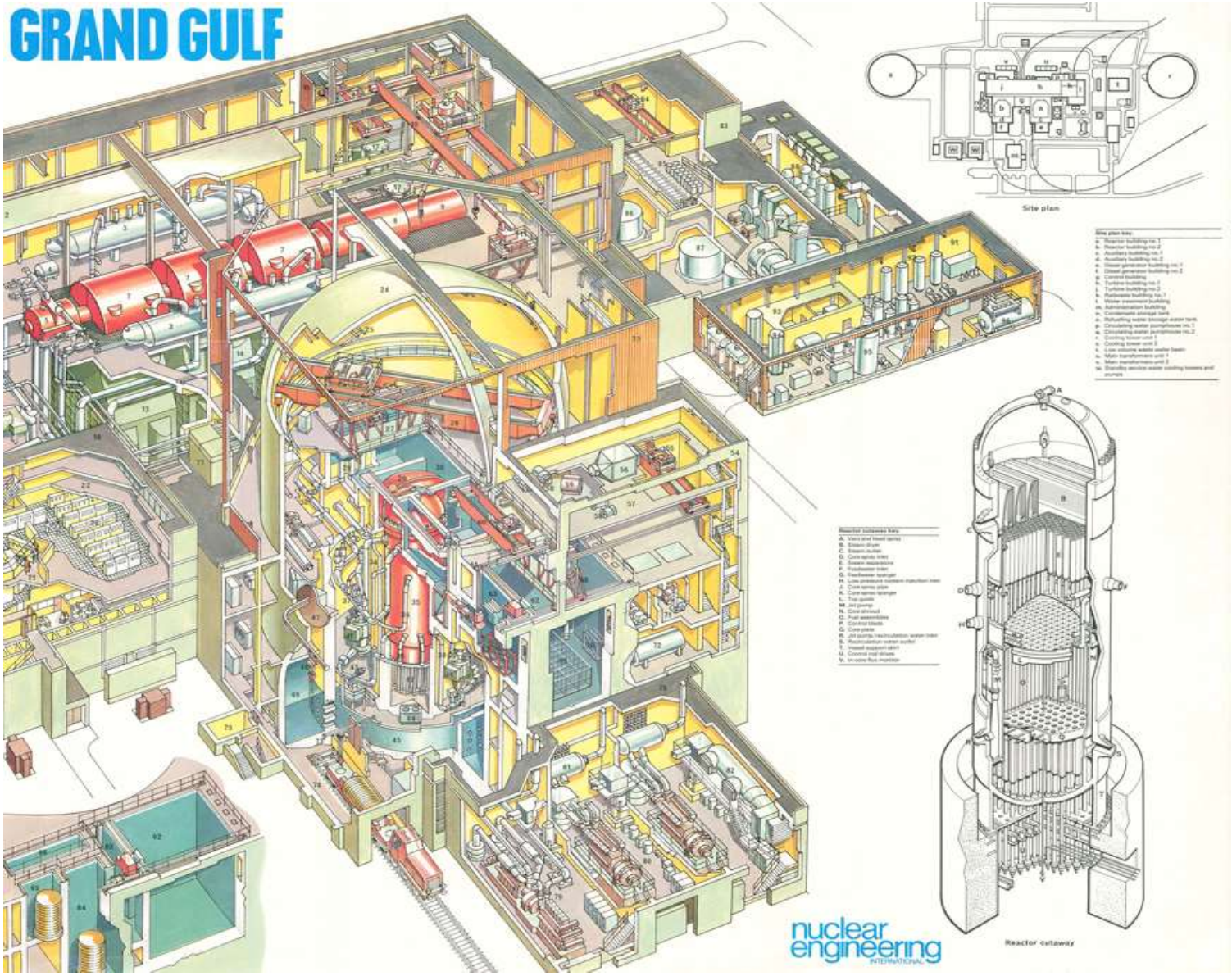
EXPERTNUC

Academy

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type Bouillant)

1500 MWe
1985
Le plus puissant BWR



Réacteur BWR (USA – GE - Entergy) : Filière eau légère bouillant

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CENTRALE NUCLEAIRE (de type Eau Lourde)

Réacteur CANDU (Canada) : Filière eau Lourde

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT

Un réacteur nucléaire permet de produire une réaction de fission en chaine et d'en contrôler l'intensité (et donc la puissance fournie) avec les 4 principaux constituants suivants :

- Un **Combustible Nucléaire** avec de l'Uranium 235 (**enrichi** à au moins 3 % afin d'utiliser l'eau comme modérateur efficace) ou du plutonium 239/241 dans lequel se produit la fission.
- Un **fluide caloporteur,** liquide (eau ou Eau Lourde) ou gazeux, qui transporte la chaleur hors du cœur du réacteur pour ensuite actionner un turbine (turboalternateur) permettant la production d'électricité ;
- Un **modérateur** (sauf pour les réacteurs à neutrons rapides) qui permet de ralentir les neutrons (thermalisation) afin de favoriser leur absorption et la réaction en chaîne et de l'entretenir. L'eau est aujourd'hui le principal liquide caloporteur et modérateur (Réacteurs REP et REB).
- Un **moyen de contrôle de la réaction en chaîne.** Il en existe essentiellement deux types :
  - Des **barres de commande** (grises ou noires) constituées de matériaux absorbant les neutrons (type Gadolinium, Cadmium, B^4C) que l'on fait plus ou moins rentrer dans le cœur du réacteur ; En les faisant rentrer sur toute la hauteur du cœur, on provoque l'arrêt de la réaction en chaîne (absorption des neutrons) et l'arrêt du réacteur qui doit être néanmoins refroidi pour atteindre un état stable à l'arrêt (évacuation de la puissance résiduelle)
  - Des **corps dissous dans l'eau** dont on peut faire varier la concentration au cours du temps (par exemple du bore sous forme d'**acide borique**).
- Le **contrôle de la neutronique du cœur** par l'instrumentation (dans le cœur – **InCore** et à l'extérieur – **ExCore**). L'Incore sert à calibrer l'Excore pour l'obtention des **cartes de flux.**

On doit aussi considérer la composition du cœur avec des barres absorbantes (gadolinium), des grappes poison consommable ainsi que le contrôle de la température et de la pression.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PRINCIPES DE FONCTIONNEMENT D'UN REACTEUR (le cas du REP)

Démarrage :

Les fissions spontanées de l'Uranium 235 à faible enrichissement (moins de 5%) sont quasi inexistantes. Le premier neutron est produit par des **grappes source de neutrons** (Radium, Berylium, Californium). Une fois démarré, il y a suffisamment de neutrons pour **diverger**. Au démarrage, on chauffe l'eau par rotation des pompes primaires et on forme la bulle de vapeur dans le pressuriseur avec les cannes chauffantes de ce dernier.

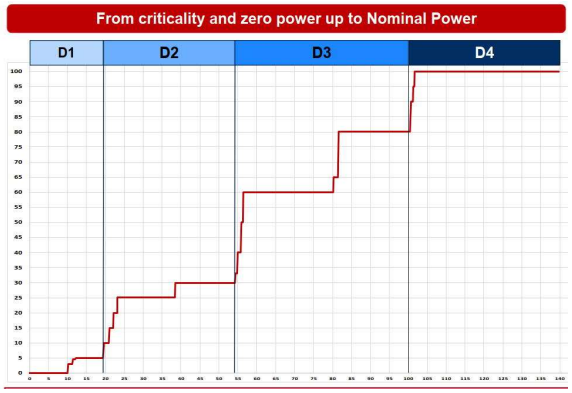
Fonctionnement / Contrôle (Exemple)

Le réacteur étant en fonctionnement stable à 100 % de puissance, une réduction à 50 % de la puissance appelée par la turbine survient en quelques minutes. Elle se traduit par une diminution du débit vapeur secondaire qui provoque une élévation de la température primaire de sortie des générateurs de vapeur, laquelle provoque une élévation de la température de l'eau dans le cœur. La diminution de réactivité provoquée par l'augmentation de la température du modérateur (eau) conduit à une diminution de la puissance du réacteur. Le débit primaire reste constant. Au terme de quelques minutes un nouvel état stable est obtenu.
Dans cet exemple la réduction de puissance de 100 % à 50 % est obtenue au prix d'une augmentation de la température moyenne primaire de 12 °C par auto-régulation du réacteur sans aucune manœuvre des absorbants de contrôle de la réactivité ni de changement du débit primaire. La température de sortie du cœur est quasiment inchangée. La pression vapeur est augmentée de 28 bars environ. La dilatation de l'eau primaire provoque une entrée d'eau au pressuriseur.

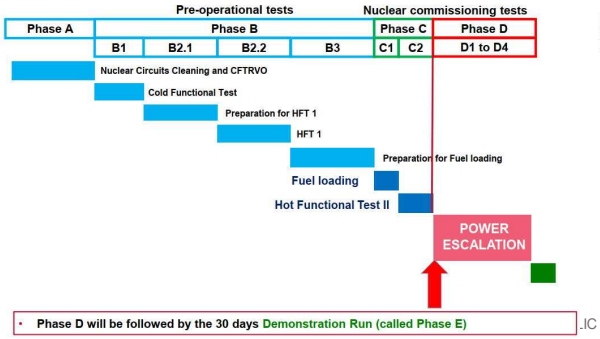
En pratique, une action sur les barres de contrôle permet de respecter plus précisément le programme de température primaire (généralement légèrement croissant avec la puissance) ce qui évite une montée trop importante de la pression vapeur secondaire, limite l'entrée d'eau au pressuriseur et le réchauffement de la température d'entrée cuve, mais on peut concevoir que, dès lors que la réponse naturelle du réacteur permet seule de réguler la puissance, l'action des opérateurs ou des automatismes en est d'autant facilitée.

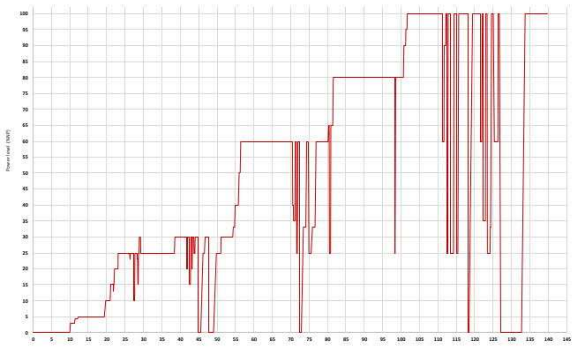
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

DEMARRAGE DU REACTEUR (cas de l'EPR OL3)



- Power is escalated in 4 phases
  - D1 0-5 %NP (finished January 3rd, 2022)
  - **D2 5-30 %NP (started January 4th, 2022)**
  - D3 30-80 %NP
  - D4 80-100 %NP
  - Planned 192 test steps (29 systems or pseudo systems) on nuclear island and 231 test steps on turbine island (35 systems)





tvo

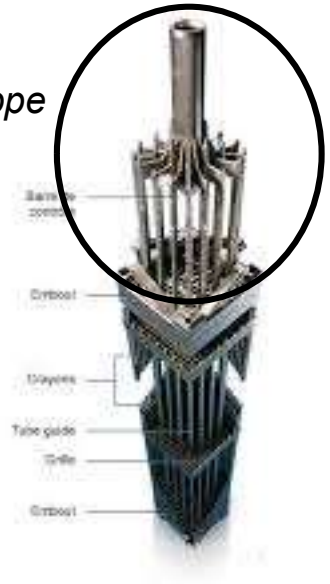
Mise en Service commercial le 16 avril 2023
14% de l'électricité de la Finlande

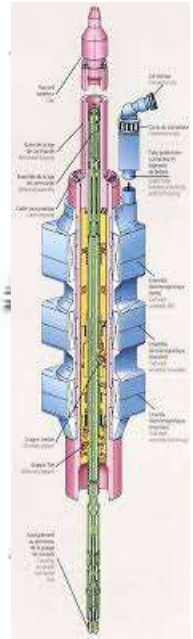
Pour la divergence on joue sur le taux de dilution du bore et sur l'extraction des barres de contrôle
On vérifie aussi différentes configuration des barre de contrôle et la réactivité du cœur qui y est associée
Cartes de flux neutronique pour vérifier que la réactivité mesurée est conforme aux calculs neutroniques

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

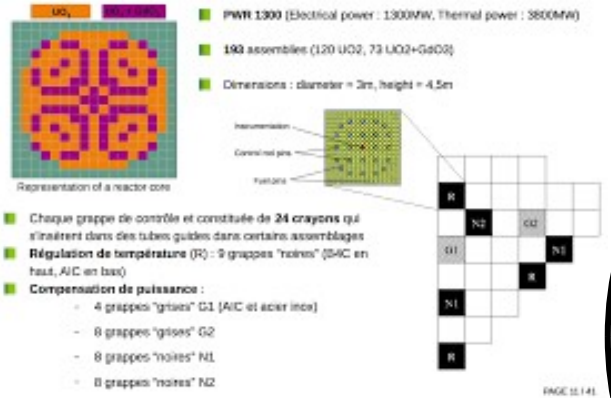
Les Barres de Contrôle (ou de commande)

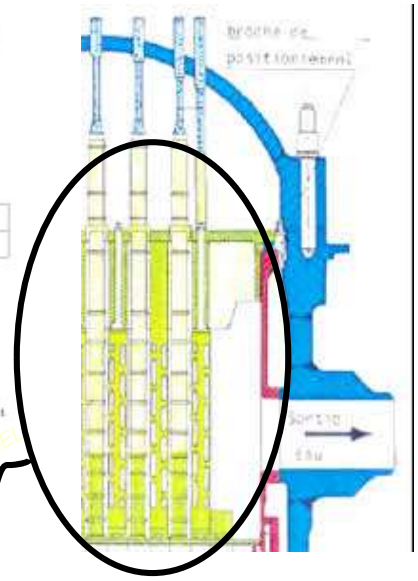
Grappe



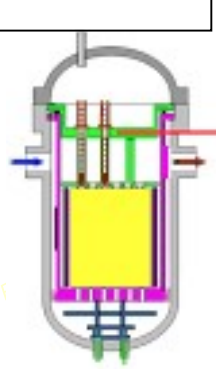


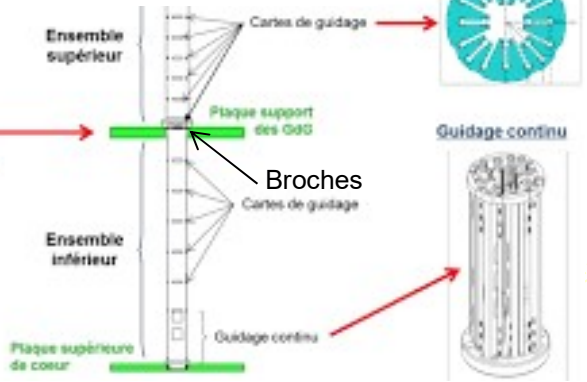
Mécanisme de commande de grappe

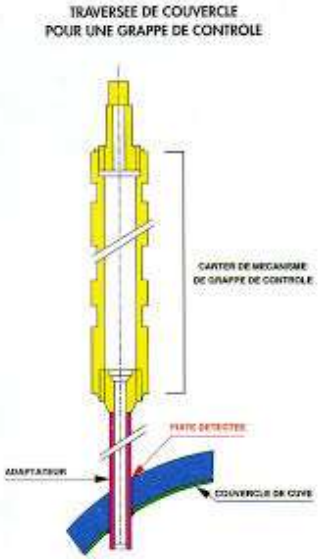


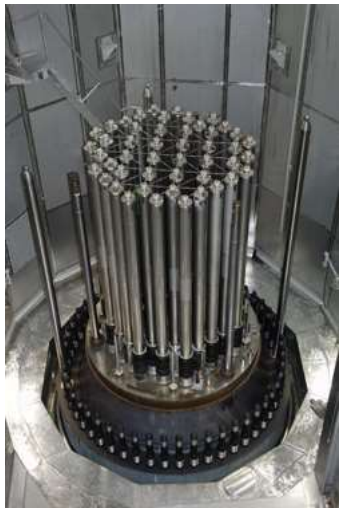


Guides de grappe (Fabrication REEL)









De **48** à **69** grappes selon les réacteurs

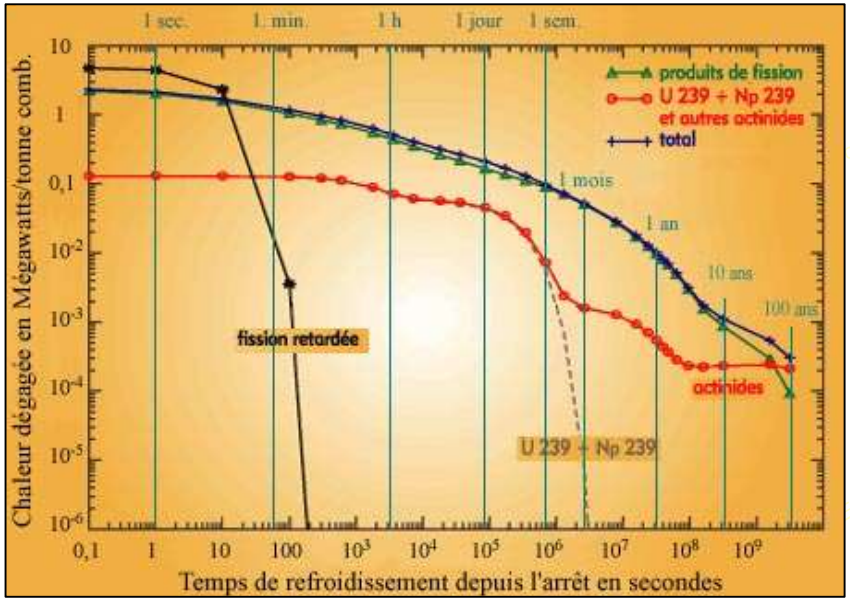
03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ARRÊT DU REACTEUR

Lors de l'arrêt du réacteur par insertion des barres de contrôle, il est impératif et ce ***pendant une durée assez longue***, de continuer à refroidir le cœur en raison de la chaleur que le combustible irradié continue de dégager.

La réaction en chaine est bien interrompue mais les produit de fission présents continuent de dégager de la chaleur par leurs désintégrations : c'est la **Puissance Résiduelle.**

Cette chaleur résiduelle est d'abord évacuée par les GV. Après une baisse suffisante de la température et de la pression du circuit primaire (30 bars), il est alors possible d'utiliser le circuit de **R**efroidissement du **R**éacteur à l'**A**rrêt (**RRA**).



Puissance thermique dégagée avant et après l'arrêt du réacteur

	en %	*REP 900*	*REP 1300*
Avant l'arrêt	100 %	2 700 MW	3 900 MW
Après 1 seconde	7 %	190 MW	270 MW
Après 1 minute	5 %	135 MW	195 MW
Après 1 heure	1,5 %	40 MW	58 MW
Après 1 jour	0,6 %	16 MW	24 MW
Après 1 semaine	0,3 %	8 MW	12 MW
Après 1 mois	0,15 %	4 MW	6 MW

Une forte chaleur résiduelle
Décroissance de la puissance résiduelle en fonction du temps pour les réacteurs à eau pressurisée de 900 et 1300 mégawatts (MW) de puissance électrique. Une quantité considérable de chaleur continue d'être dégagée après l'arrêt. Cette chaleur va décroître de plusieurs ordres de grandeur au cours du temps, mais son évacuation par l'intermédiaire des générateurs de vapeur est cruciale dans les premiers instants pour éviter la fusion du cœur du réacteur, un accident majeur. Ensuite la chaleur dégagée ayant suffisamment décru, un dispositif de refroidissement du réacteur à l'arrêt prend le relais.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

COMBUSTIBLE REP

L' **A**ssemblage **C**ombustible est l'élément centrale de la performance d'un parc de réacteurs. Il doit assurer :

La sûreté :

- Première barrière (gaine)
- Peu de déformation (rester dans les temps de chute des barres de contrôle)

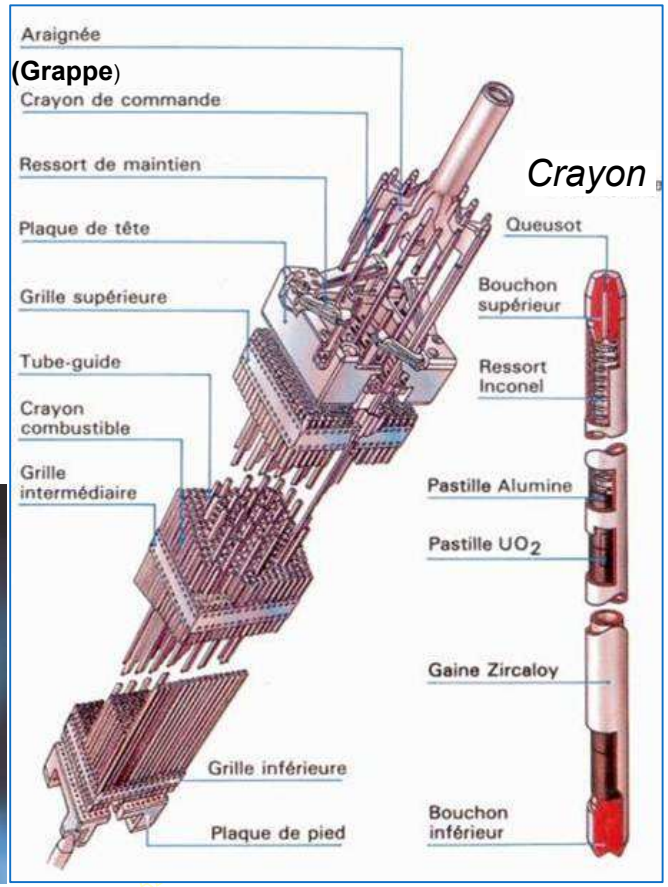
La fiabilité : le moins d'AC défectueux (fuites)
(1 AC non étanche sur 1000 déchargés)

La Performance :

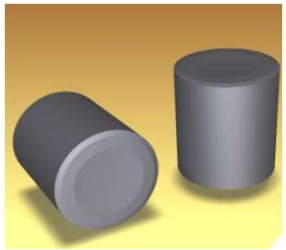
- Enrichissement (3 à 5 %)
- Taux d'épuisement (40 à 60 GWj/t) optimal en relation avec la durée de cycle prévue (12, 18 ou 24 mois)

COMBUSTIBLE REP (type AFA-3G 17 x 17	
Hauteur	**5 m** (4,2 m de hauteur active)
Poids	**750 kg** (dont 500 kg UO_2)
Enrichissement UO_2 (235)	Jusqu'à 4,5 %
Taux d'épuisement	Jusqu'à 60 GWj/t
Crayon	**265**
Tubes Guide	**24**
Déformation potentielle	Jusqu'à 40 mm

Combustible Russe
Réacteur VVER



Nouveaux crayons avec un revêtement chrome pour les gaines



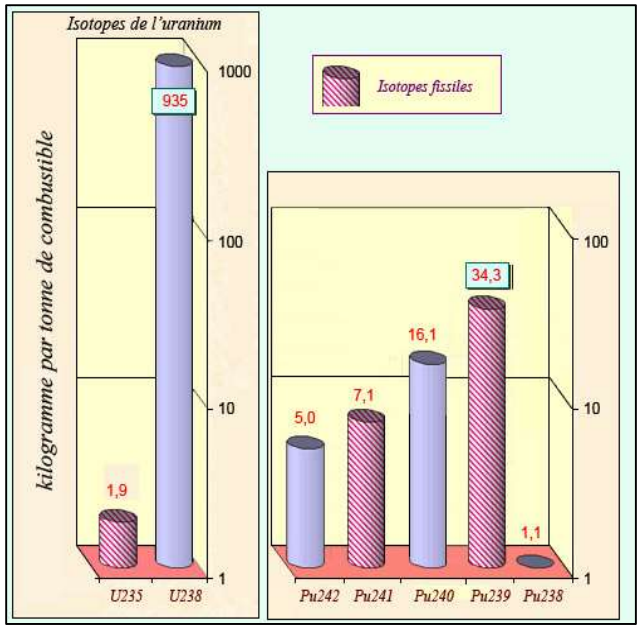
Pastilles d"oxyde d'Uranium

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE COMBUSTIBLE MOX

Initialement, le plutonium était prévu pour les réacteurs à neutrons rapides (RNR). Après l'arrêt de la filière (Superphénix), il a été introduit dans les REP mais ces réacteurs sont nettement moins efficaces que les RNR pour bien utiliser un combustible à base de plutonium.
En effet on ne peut pas, aujourd'hui, recycler le Plutonium une 2ième fois. C'est un **mono-recyclage.**
On fabrique un combustible MOX à partir du Plutonium récupéré dans 7 Assemblages usés.
Il y a donc un accroissement continu du stock de plutonium.
Avec les REP on ne peut détruire au mieux que 1/3 . Les autres 2/3 restent pour l'instant des matières nucléaires entreposées (Combustibles MOX irradiés et non traités et donc entreposés en tant que tel). Ce plutonium est de mauvais qualité isotopique pour une utilisation militaire.
Le Plutonium représente environ 90 % de la radio-toxicité à long terme des combustibles usés, les 10 % restant provenant pour l'essentiel des actinides mineurs (neptunium, américium, curium, …) et de quelques produits de fission à vie longue.

Le Plutonium pourrait devenir un déchet dont il faudrait se débarrasser.
C'est la différence entre matière valorisable et déchet.



Composition du combustible MOX
Composition d'un assemblage de MOX neuf, ramenée à une (1) tonne de métal (Uranium et Plutonium).
Les isotopes fissiles (Uranium-235, Plutonium-239 et 241) représentent **4,3 %** du total. L'Uranium-235 ne constitue que **0,2 %**, car l'on a recyclé de l'Uranium « appauvri » pour confectionner les Assemblages MOX.
Les isotopes du Plutonium, beaucoup plus radioactifs que ceux de l'Uranium, génèrent une radioactivité très supérieure à celles des combustibles UOX à l'Uranium enrichi.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

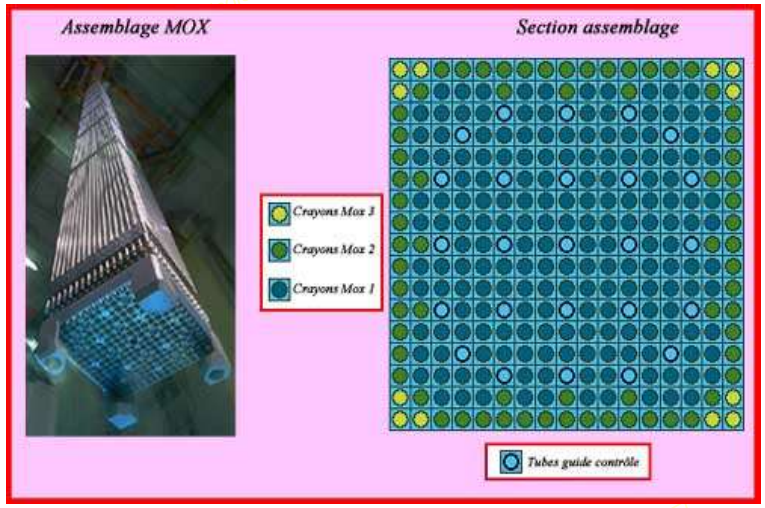
Pour l'instant on ne charge pas un cœur complet en combustible MOX. Les réacteurs de Générations 2 n'ont pas été conçu pour un 100 % MOX.
On les charges à 30 % de combustible Plutonium. L'EPR permet un fonctionnement 100 % MOX.

Des voies de multi-recyclage ont été étudiées. Il faut éviter l'accumulation trop important de l'isotope 242 du plutonium qui s'avère un poison neutronique obligeant à accroitre l'enrichissement.

Eliminer le stock de plutonium militaire : Stock pour chacun des 2 principaux détenteurs (USA et Russie) de l'ordre de 500t d'Uranium hautement enrichi en isotope 235 (HEU) et de 50t de plutonium de qualité militaire (WPu) très peu chargé en isotope 240 et au-delà. Ces 1 100t de matière fissile correspondent à 240 000t d'Uranium naturel
(7 années de production à raison de 35 000t par an)

De 1987 à 2017 (30 ans) : **5 200 AC MOX ont été Chargés** soit **1 400t de Pu recyclées** et 18 000t d'Uranium naturel économisées

Le concept MIX (Assemblage Homogène) :
Disperser le Plutonium (à 8%, 9,54 % ou12%) dans tous les éléments combustibles avec de l'Uranium moins enrichi (< 5%) que s'il était seul.



Voir Partie 4 section R&D

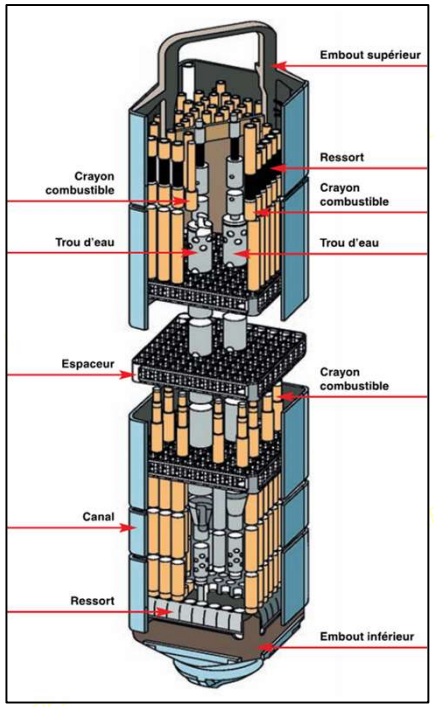
Production (Tréf 5 ans)	EPR UOX	EPR 30% MOX	EPR 100% MOX	CORAIL 2000	CORAIL-A	MIX 9.54% Pu
Pu (kg/TWhe)	+28	+3	-58	~0	-19,5	-43
AM (kg/TWhe)	+3,3	+4,7	+13,3	+8,6	+9,83	+10,2

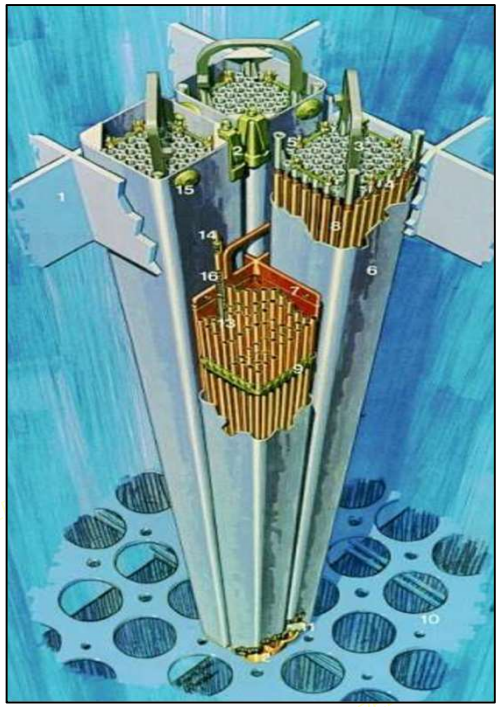
Nouveaux Assemblages U – PU étudiés

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Assemblage Combustible BWR

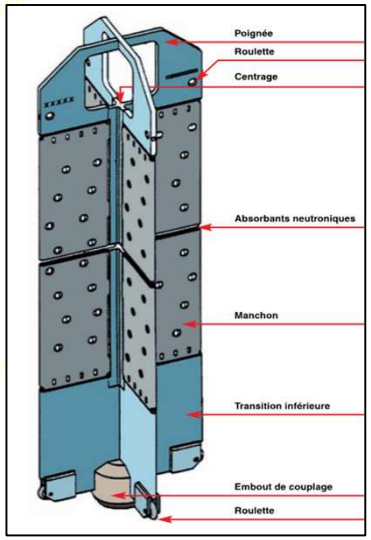
avec son canal (Channel) en Zircaloy.
Dans le BWR, l'eau comme réfrigérant et modérateur est sous forme diphasique. La densité de fluide varie de façon très importante selon la cote axiale et la position radiale dans le cœur. Il faut éviter les écoulements transverses. On regroupe donc les crayons dans des boitiers carrés ou canaux.

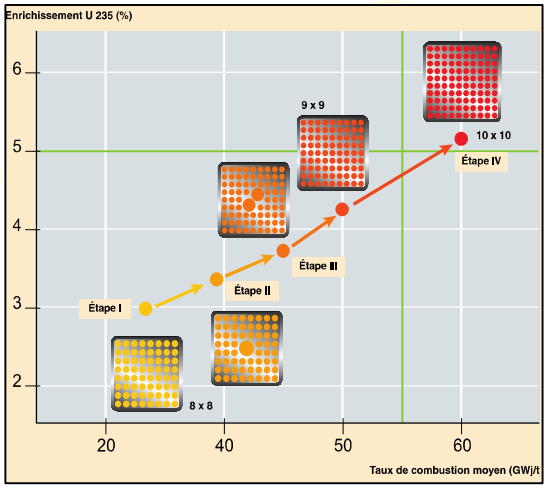




Bare (croix) de contrôle BWR

Les croix d'absorbant (B_4C) coulissent entre un ensemble de 4 Assemblages et assurent la marge d'anti réactivité avec en plus l'adjonction de poisons consommables (*gadolinium*). En fonctionnement et en liaison avec la variation du débit de recirculation, les croix permettent d'ajuster la puissance du réacteur et sa marge de stabilité.
Nb de croix ~ Nb d'assemblages /4





03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

COMBUSTIBLE REP
Incident Taishan 1

Depuis octobre 2020, une augmentation de la présence de gaz rares (Krypton, Hélium, Xénon, Néon, …) et radioactifs issus de la fission a été détectée dans le circuit d'eau primaire du réacteur N°1. Nécessité d'évacuer le surcroit de pression liée à al présence des gaz dissous dans l'eau primaire.

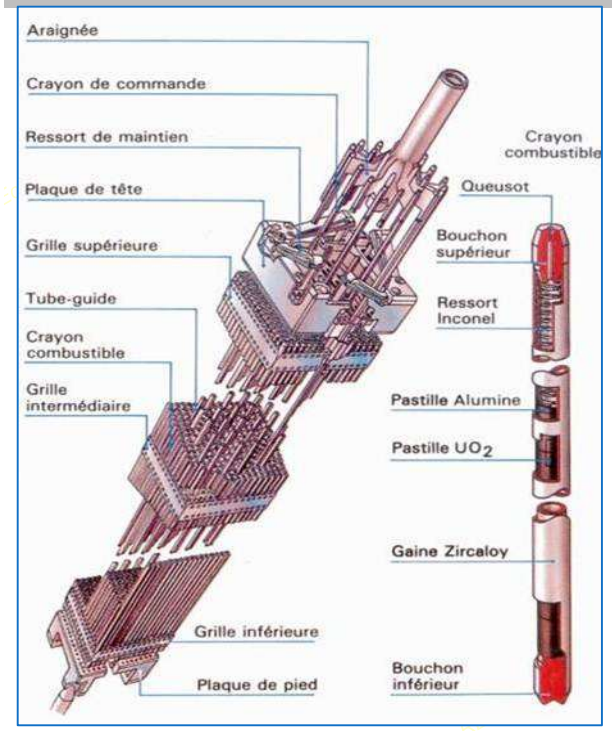
Cette augmentation pourrait être la conséquence d'une fuite au niveau de la gaine de ou des crayons de certains combustibles. Ce n'est pas un accident mais un défaut d'exploitation que tout exploitant s'est gérer. Ce type de défaut n'est pas nouveau. Il est prévu dans les procédures d'exploitation avec les contrôles et mesures appropriés. Voir les systèmes REN et KRT.

L'EPR est un réacteur très puissant (1750 MWe) et les Assemblages Combustibles (241) sont soumis à de plus fortes sollicitations (vibrations hydrodynamiques) que dans un réacteur moins puissant, en particulier dans le contexte de suivi de charge. Défauts du matériau des gaines (Alliage zirconium M5)? Usure prématurée déjà observée sur le N4 (Chooz).

Conséquences :

Lors du déchargement, repérer les AC fuitards (Machine de ressuage en ligne) et les isoler pour une éventuelle réparation. Nettoyer l'eau des circuits et piscines ce qui peut prendre du temps car l'ensemble de l'eau (BR et BK) aura été contaminée.

C'est un accident plus complexe en termes politiques qu'industriels ou environnementaux. Il affectera le démarrage de FA3. **Arrêt de TN 1 le 30/07/ 2021. Redémarrage en 07/2022**



265 crayons par Assemblage
241 Assemblages Combustibles pour un cœur d'EPR, soient un total de plus de 63 000 crayons.
On parlerait de 81 crayons fuitards (0,13% de la charge).

Un possible défaut de fabrication, de fragilisation des gaines ? Problème lié à l'hydrodynamique et défaut des ressorts de maintien au niveau des grilles inférieures

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

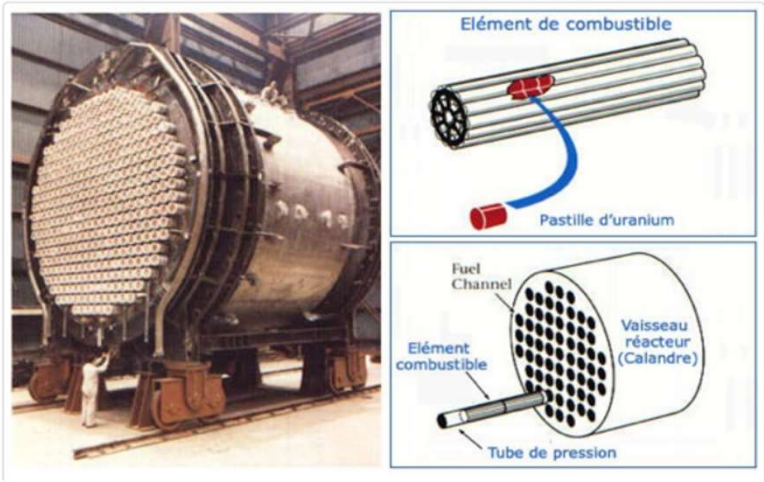
Les Grappes et les pastilles :

La fabrication des pastilles de combustible commence par la compression de poudre d'UO2 naturel (ou légèrement enrichi) dans des petits cylindres d'environ 10 à 13 mm de long et 8 à 13,5 mm de diamètre . Ces pastilles sont ensuite cuites à haute température (1600 à 1700 °C) pour les rendre plus résistantes.

Les surface des pastilles sont ensuite meulées à des dimensions précises afin d'être insérées dans les gaines pour former une grappe combustible.

Grappe combustible : 37 gaines de 500 mm de long en Zircaloy 4. Une couche lubrifiante de graphite entre la gaine et la pastille (CANLUB). Masse de la Grappe (Bundle) : 24 kg
Nombre de Grappe Combustible par tube de force : 12 à 13
Nombre de tubes de force : 386 (CANDU 6) ou 480 (CANDU 800 MW)
Pour un CANDU 800 MW, c'est donc 5760 grappes et 5 millions de pastilles d'U235

Les surfaces des pastilles sont ensuite meulées et finies à des dimensions précises pour que ces dernières puissent être insérées dans les grappes de combustible.



Après combustion :

- 0,7 % ⇨ 0,2 % d'U235
- 4 % de Plutonium 239
- Tritium

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

Au fur et à mesure qu'il produit de l'énergie, les combustibles s'appauvrissent (épuisement) en élément fissile. Au bout de 3 à 4 ans , le combustible est devenu trop pauvre et il faut le remplacer. On remplace le combustible usé sur plusieurs cycle de 12 à 24 mois et ce par 1/3 ou par 1/4.

Le combustible se caractérise par son **Taux d'Epuisement ou de Combustion** (50 à 60 GWj/t). Les combustibles les plus performant ont un enrichissement (4 à 4,5 %) et un taux d'épuisement (de l'ordre 60 GWj/t pour l'EPR) les plus élevés possibles. Au-delà d'un taux de 60 GWj/t, on ne gagnerait plus sur le plan économique. **GWj/t :** GigaWatt – jours / tonne de Combustible initial

Lors du fonctionnement du cœur, les combustibles se déforment plus ou moins. Un combustible à fort rendement pour des réacteurs de forte puissance (N4 et EPR) se déformera (torsion, déflection) d'avantage (des déformations pouvant atteindre 40 mm). La conception essaie de limiter ces déformations afin de ne pas nuire à la sûreté (temps de chute des barres de contrôle)

A chaque arrêt, la totalité du cœur (en France et dans beaucoup d'autres pays) est déchargé dans la piscine du BK. On écarte les combustibles les plus usés et on permute les autre combustibles irradiés afin de les positionner dans le cœur pour un rendement maximum.

Pendant l'arrêt, les combustibles continuent à se refroidir dans la piscine. Les combustibles trop épuisés restent dans la piscine pendant 3 ans pour refroidir et se désactiver puis ils sont évacués vers l'usine de retraitement (le cas de la France) pour le recyclage (à ce jour un **mono-recyclage**).

Pour les autres pays sans retraitement, les combustibles restent entreposés dans la piscine et lorsque celle-ci est pleine, des combustibles son évacués vers des piscines hors BR (piscines centralisées) ou vers des centres d'entreposage à sec en attente d'être évacués vers le centre de stockage définitif. Après 40 ans d'exploitation, il y a un réel problème d'entreposage en piscine dont la capacité doit être multipliée par 2 à 3 (densification par « **Reracking** » pour augmenter la capacité d'entreposage – « Reracking » une opération maitrisée par **REEL** avec plusieurs références).

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le premier facteur qui joue sur la **disponibilité des tranches** est la longueur des cycles. Le coefficient de disponibilité (Kd) s'améliore lorsque l'on passe d'une durée de cycle de 12 mois à une durée de 18 mois. Gain d'environ 4% entre le palier 900 MWe CPY géré en cycle annuel et le palier 1300 MWe géré en cycle de 18 mois. Aussi, un gain significatif en disponibilité est attendu avec le passage à la gestion ALCADE sur les réacteurs N4 grâce a l'allongement des campagnes de 11 à 17 mois. C'est l'intérêt essentiel de cette évolution de gestion qui nécessite cependant d'adapter les programmes de maintenance.

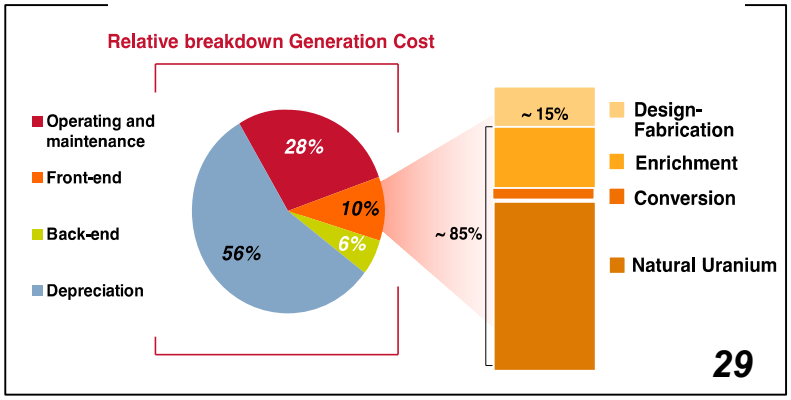
Les deux autres évolutions de gestion « Parité MOX » et « GALICE » ne s'accompagnent pas de changement significatif des longueurs de cycle .

Par ailleurs, l'augmentation du taux de combustion de décharge du combustible, associée à des nouvelles gestions, entraîne une augmentation de la puissance résiduelle dans les piscines. Le respect de la température maximale acceptable en piscine de 50°C peut conduire, suivant la température de la source froide et le type de gestion, à un allongement du temps (1/2 journée à 1 journée) de refroidissement en cuve avant déchargement, pouvant impacter la durée de l'arrêt . De façon à réduire le risque d'impact sur la durée des arrêts, les performances du système de refroidissement piscine seront renforcées .

Le Parc Français de 58 réacteurs c'est :

- **2000 années réacteurs d'expérience**
- **10 200** AC en réacteurs
- **2 400** AC neufs chargés annuellement

Décomposition des coûts d'exploitation (EDF)



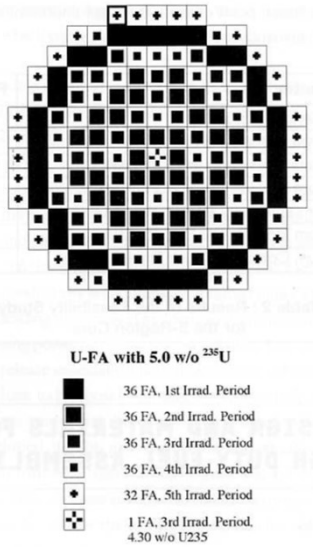
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les modes de gestion du combustible envisagés pour le futur amènent à faire fonctionner le combustible dans des conditions plus dures (fonctionnement en **suivi de charge**). Le point faible du combustible reste le gainage (limite de résistance à 60 GWj/t)

Le combustible n'intervient pas de façon prépondérante dans le coût du MWh : environ 5 € /MWh

La part Uranium naturel (le cours de l'Uranium) intervient pour moins de 10 % dans le coût

Réacteur	900 MW	1300 MW	1450 MW	EPR	AP1000	Hualong 1
Nombre Assemblage	**157**	**193**	**205**	**241**	**157**	**177**
Hauteur Aiguilles	3,66	4,27	4,27	4,20		
Hauteur Totale						
Nombre Grappes absorbant	57 Ag-In-Cd	65 Ag-In-Cd+ B,C	73 Ag-In-Cd+	89 Ag-In-Cd+ B,C		
Masse Uranium Enrichi (t)	72,5	104	110,5	144,2		



Gestions actuelles des tranches du parc EDF

Réacteurs	Nombre d'assemblages	Nombre de tranches	Combustible	Fraction-nement	Longueurs des campagnes	Gestion
900 MWe	157	20	UOX 3,7 % MOX 7,1 %	1/4 1/3	12 mois, 45 GWj/t 12 mois, 37 GWj/t	GARANCE
900 MWe	157	8 dont 2 avec URE	UOX 3,7 %	1/4	12 mois 48 GWj/t	
900 MWe	157	6	UOX 4,2 %	1/3	18 mois, 52 GWj/t	CYCLADE
1 300 MWe	193	20	UOX 4 %	1/3	18 mois , 47 GWj/t	GEMMES
1 450 MWe	205	4	UOX 3,4 %	1/4	11 mois, 42 GWj/t	

SUIVI DE CHARGE

Gestions étudiées pour les tranches actuelles d'EDF

Réacteurs	Nombre d'assemblages	Nombre de tranches	Combustible	Fraction-nement	Longueurs des campagnes	Gestion
900 MWe	157	20	UOX 3,7% MOX 8,6 %	1/4 1/4	12 mois, 48 GWj/t 12 mois, 48 GWj/t	Parité MOX
1 300 MWe	193	20	UOX 4,5%	1/3 - 1/4	18 mois, 55 GWj/t	GALICE
1 450 MWe	205	4	UOX	1/3	17 mois, 47 GWj/t	ALCADE

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

FLEXIBILITE – SUIVI DE CHARGE

Plus de 70 % de l'électricité produite en France provient du nucléaire. Mais si cette proportion serait réduite avec une augmentation de la part des renouvelables (**EnR**) entrainant une certaine intermittence, il faut que le nucléaire prenne à sa charge :

- L'ajustement aux productions intermittentes (éolien et solaire). L'énergie non produite à l'instant est disponible plus tard ce qui permet d'ajuster le placement des arrêts de tranche, programmés tous les ans
- L'ajustement à la consommation (été, hiver - nuits, dimanche, congés)
- La régulation de la fréquence et de la tension (sûreté du réseau)
- Les besoins de consommation nationale et export (interconnexion des réseaux européens). Ajuster l'offre à la demande au meilleur prix.

On peut ajuster la puissance d'un réacteur à +/_ 80% en 30 minutes

L'augmentation de la part des énergies renouvelables et intermittentes conduit le nucléaire à davantage de modulation (donc de flexibilité). Ceci et possible à conception et référentiel constant. Il faut donc agir sur le mode d'exploitation avec le suivi de charge

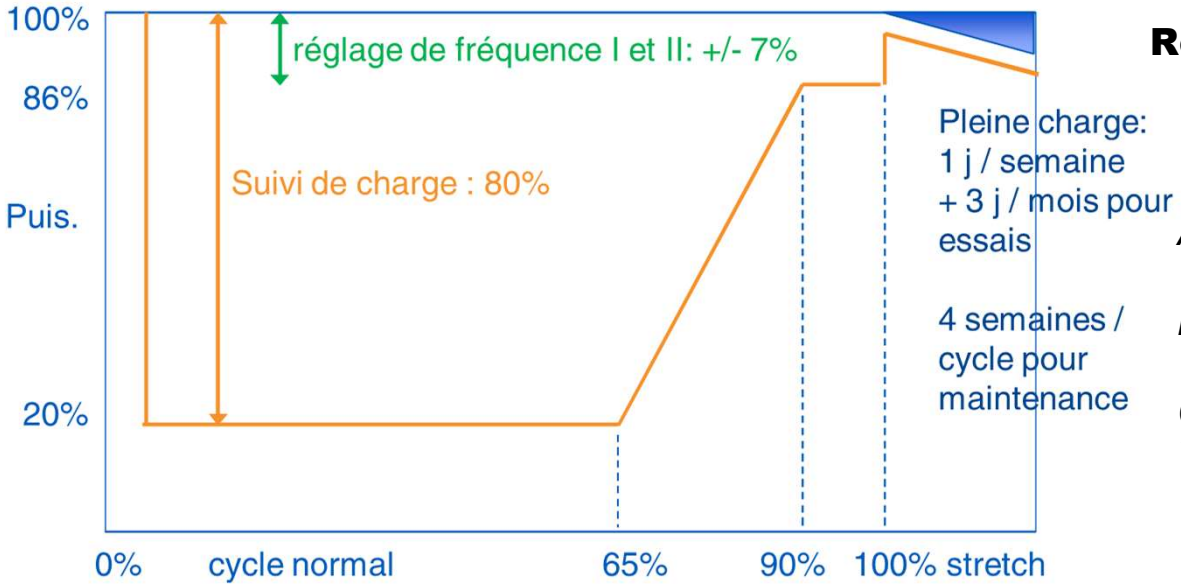
L'objectif est d'éviter d'arrêter des réacteurs car une réponse en tout ou rien d'une durée bloquée nous éloigne de l'optimum économique. Un arrêt est aussi une source de fortuits au redémarrage. Un nucléaire **pilotable** (suivi de charge) facilite l'intégration des **EnR** intermittentes dans le paysage électrique d'autant que la part des intermittentes deviendraient plus importante et cela sans ajout de $C0^2$ (centrales au fuel ou au charbon)

Au-delà de 2035 et compte tenu d'une part potentiellement réduite du nucléaire dans le nouveau mix, il faudrait revoir les facteurs déterminants : niveau et profil de la consommation - interconnexions – Entreposage / stockage

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

SUIVI DE CHARGE

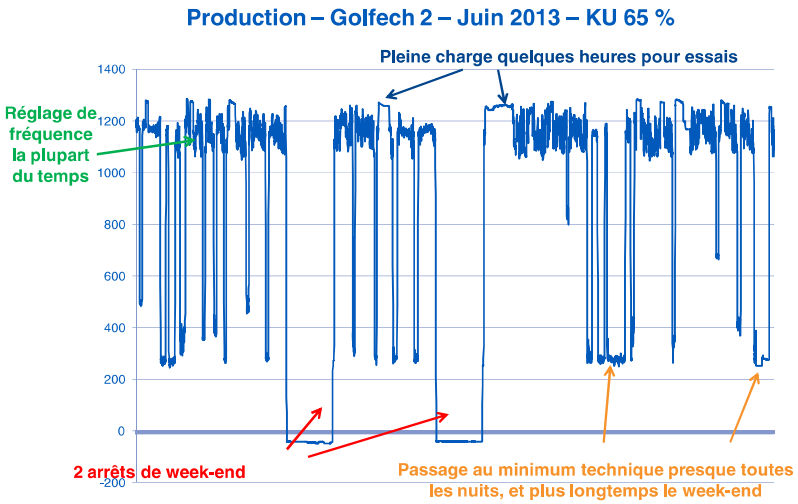


Réglage de la Fréquence

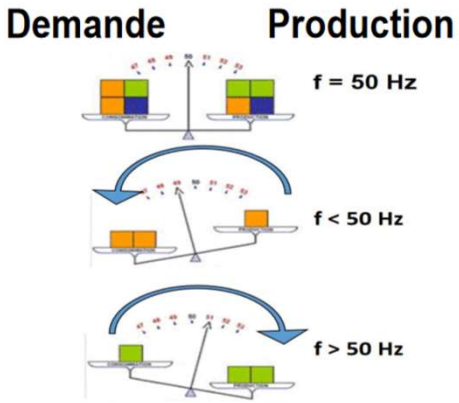
Amplitude variation : 20MW

Flexibilité : 3% / minute

Cas de CIVAUX :
Variation de 1500 à 400 MW



- La fréquence d'un réseau doit rester très proche d'une valeur de référence
  - f # 50 Hz dans le réseau continental européen et dans les îles françaises
- Cette fréquence traduit instantanément l'équilibre « Production = Consommation »
- Tout déséquilibre se reflète immédiatement sur la fréquence et peut, s'il n'est pas corrigé rapidement, entraîner des délestages



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

NOTION DE PUISSANCE :

Puissance brute = Puissance en sortie de turbine
Puissance nette = Puissance réellement disponible à l'entrée du réseau électrique. **MWe**

Le réacteur absorbe une partie de l'électricité pour ses propres besoins de fonctionnement (consommation d'auxiliaires et pertes dans le transformateur)

Puissance Nette = **95 %** de la Puissance Brute

Puissance Thermique = Puissance à l'entrée de la turbine (la chaleur qui va être turbinée) **MW th**

La transformation de l'énergie thermique en énergie mécanique puis électrique a un rendement de l'ordre de 30 à 40 %
Dans l'alternateur (énergie mécanique transformée en énergie électrique), le rendement est de 98 %

La Puissance électrique générée = Energie Thermique disponible / 3.
Un point à améliorer avec les nouveaux réacteurs : objectif un rapport de 2

On génère une puissance en kW mais on consomme cette puissance en kWh

1 kWh = Energie délivrée par un appareil d'une puissance de 1 kW pendant 1 heure

L'électricité n'est pas une énergie primaire (pétrole, gaz, charbon, vent, biomasse, solaire, géothermie) mais un vecteur d'énergie.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

FACTEUR DE CHARGE (KP) ou « Capacity Factor »

Ce coefficient illustre le fonctionnement réel d'un réacteur

KP = Energie effectivement fournie durant une période de temps déterminée / Puissance nominale en régime continu sur la période concernée

TAUX de DISPONIBILITE (KD) :

KD = Energie disponible durant une période de temps déterminée / Puissance nominale en régime continu sur la période concernée

Le KD est lié aux arrêts programmés et fortuits durant la période considérée.

TAUX d'UTILISATION (KU) :

KU coefficient d'utilisation = KP / KD

Très faible disponibilité en 2022 (en pleine crise énergétique) avec 26 réacteurs arrêtés et une production d'électricité à moins de 300 TWh.

Pour un parc de 63 GW installés et un KU de 90%, la production devrait être de 500 TWh.

France : Evolution du KP

	Le Parc Français (58 Réacteurs REP puis 56 à partir de 2020)					Le parc US (2018) 65 Réacteurs REP
En %	2016	2017	2018	2019	2020	
KP	69,2	69,4	71,59	68	62	93,22
KD	75,4	73,3	76,41	74	79	92,73
KU	91,78	94,7	93,9			1,005
Production **TWh**	384	378	392	379	335	

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

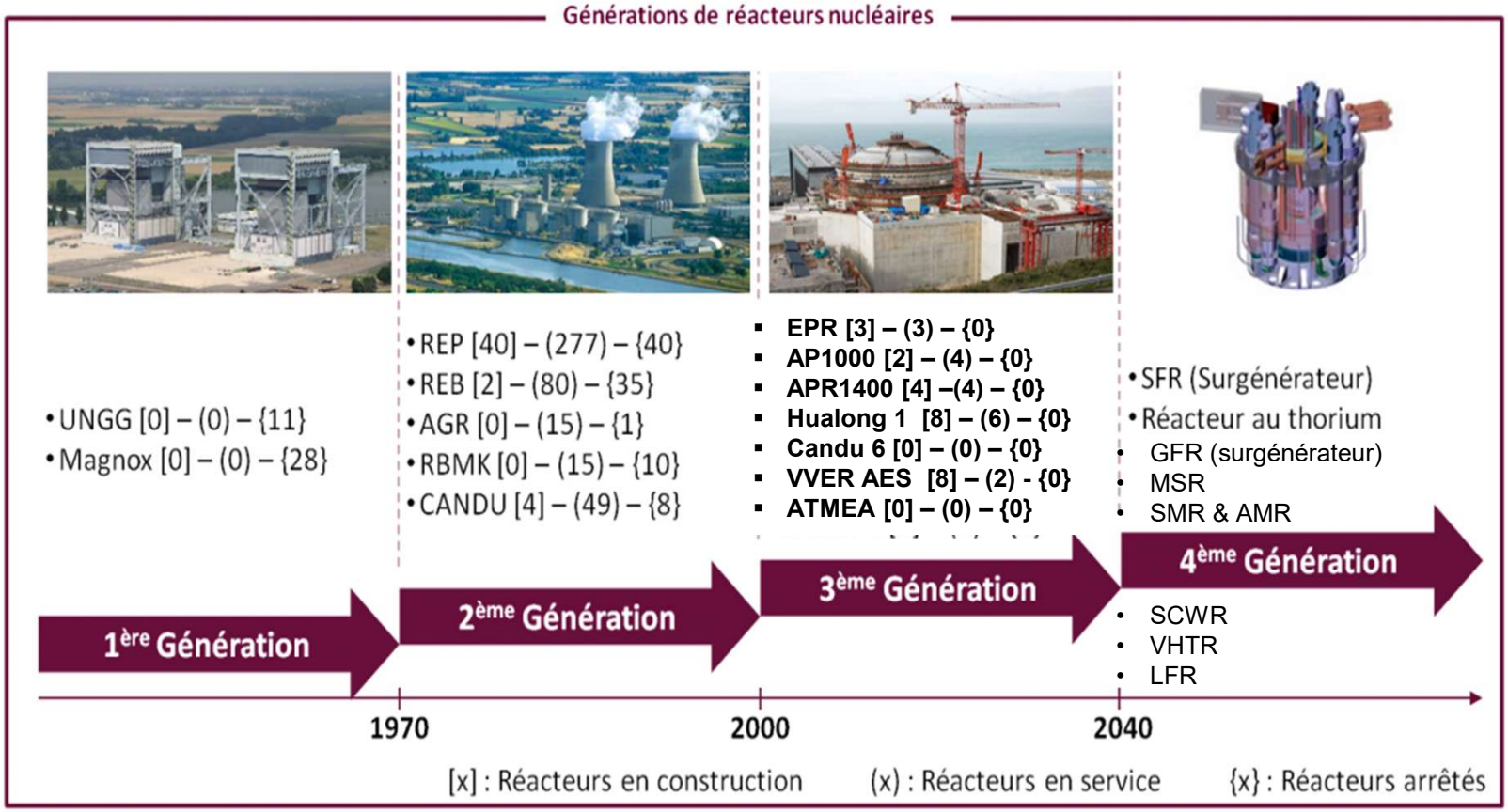
4 – LES MODELES DE REACTEURS

- **Evolution** (les Générations de Réacteurs)
- **REP** (PWR) - Généralités
- **EPR** (France)
- **Hualong 1 ou HPR1000** (Chine)
- **AP1000** (USA – Chine) et **CAP1400** (Chine)
- **ATMEA** (France – Japon)
- **APR1400** (Corée du Sud)
- **VVER** (REP Russe)
- **REB** (ABWR et ESBWR) – (USA & Japon)
- **REP versus REB** (les deux grandes Filières - Comparatif)
- **CANDU** (Eau Lourde – Principalement Canada et Inde)
- **SYSTEME PMC** (REP – REB - CANDU) – **MANUTENTION BK & BR**
- **R**éacteur à **N**eutron **R**apide **(Surgénérateur)**
- **SMR** (petits réacteurs modulaires) – Plusieurs modèles
- **Chaufferie nucléaire** (Propulsion Navale)
- **Génération IV** (6 modèles dont les **HTR**)
- **AMR**
- **Réacteur de Recherche : RJH**
- **La Fusion : ITER** - Projet **SPARC** – Autres projets Fusion
- **LMJ** (pour la Défense et la Recherche)
- **Nucléaire** et **Hydrogène**
- **Radio-Isotopes** (Médecine Nucléaire)
- **Armes Nucléaires** (il ne faut pas l'ignorer) – **Aviation** – **Spatial** - **Automobile**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - EVOLUTION



Source : Analyse Sia Partners d'après GEN IV International Forum

Evolution des modèles de réacteurs : de la Génération I (en démantèlement) à la Génération II (en exploitation) puis la Génération III (en construction) vers la Génération IV (en développement).

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES QUATRE GENERATIONS DE REACTEURS

La 1ière Génération

Elle comprend les prototypes développés juste après la guerre et les 1er réacteurs de taille industrielle à usage commercial pour la production d'électricité . Développés dans les années 1950-1960 et mis en service à la fin des années 60. C'est le début de l'énergie nucléaire civile. La puissance reste inférieure à 500 MW.

L'enrichissement n'étant pas développé (hors USA), la majorité de ces réacteurs utilisaient l'Uranium Naturel comme combustible : UNGG en France, MAGNOX en GB, Réacteur Eau lourde refroidi au gaz.

La 2ième Génération

Mis en service dans les années 1970 (d'abord aux USA puis en Europe).

Ce sont principalement des réacteurs à eau pressurisée (REP ou REB ou VVER) . Ils utilisent de l'Uranium enrichi à 3 - 4 %. Ce sont les réacteurs des grands programmes dans le monde. C'est la technologie (REP) utilisée par EDF avec des réacteurs construits par Framatome sous licence Westinghouse.

Il y a aussi des réacteurs refroidis au gaz (AGR) en Grande Bretagne et des réacteurs à eau lourde (Candu ou PHWR) principalement au Canada et en Inde et des réacteurs RBMK (eau bouillante modérée au graphite) en Russie.

Réacteurs de grande puissance supérieure à 500 MWe (jusqu'à 1450 MWe pour le N4)

C'est la génération de réacteurs principalement en exploitation aujourd'hui

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES QUATRE GENERATIONS DE REACTEURS

La 3ième Génération

Réacteurs conçus à partir des années 1990 et qui prennent le relais des réacteurs de Génération 2.

Ces réacteurs prennent en compte le REX (Retour d'EXpérience) des accidents nucléaires (*Three Mile Island, Tchernobyl, Fukushima*) et des risques d'attentats (11 septembre 2011)

Ils intègrent de nouveaux systèmes de sûreté avec redondances supplémentaires et une protection aux agressions externes. Ils réduisent les risques de fusion du cœur et de rejets de la contamination vers l'extérieure.

Ce sont les nouveaux réacteurs en construction mais déjà plusieurs sont en exploitation : EPR, AP1000 (USA, Chine), APR 1400 (Corée du Sud), Hualong1 (Chine), Candu EC6, les nouveaux VVER Russes (AES 2006) et les ABWR (Japon).

La 4ième Génération (après 2050)

Ce sont les réacteurs en cours de développement pour un déploiement après 2040/2050

Ces réacteurs sont en rupture technologique totale. Ce sont surtout des réacteurs à Neutrons Rapides (RNR) qui permettraient de produire 50 à 100 fois plus d'électricité.

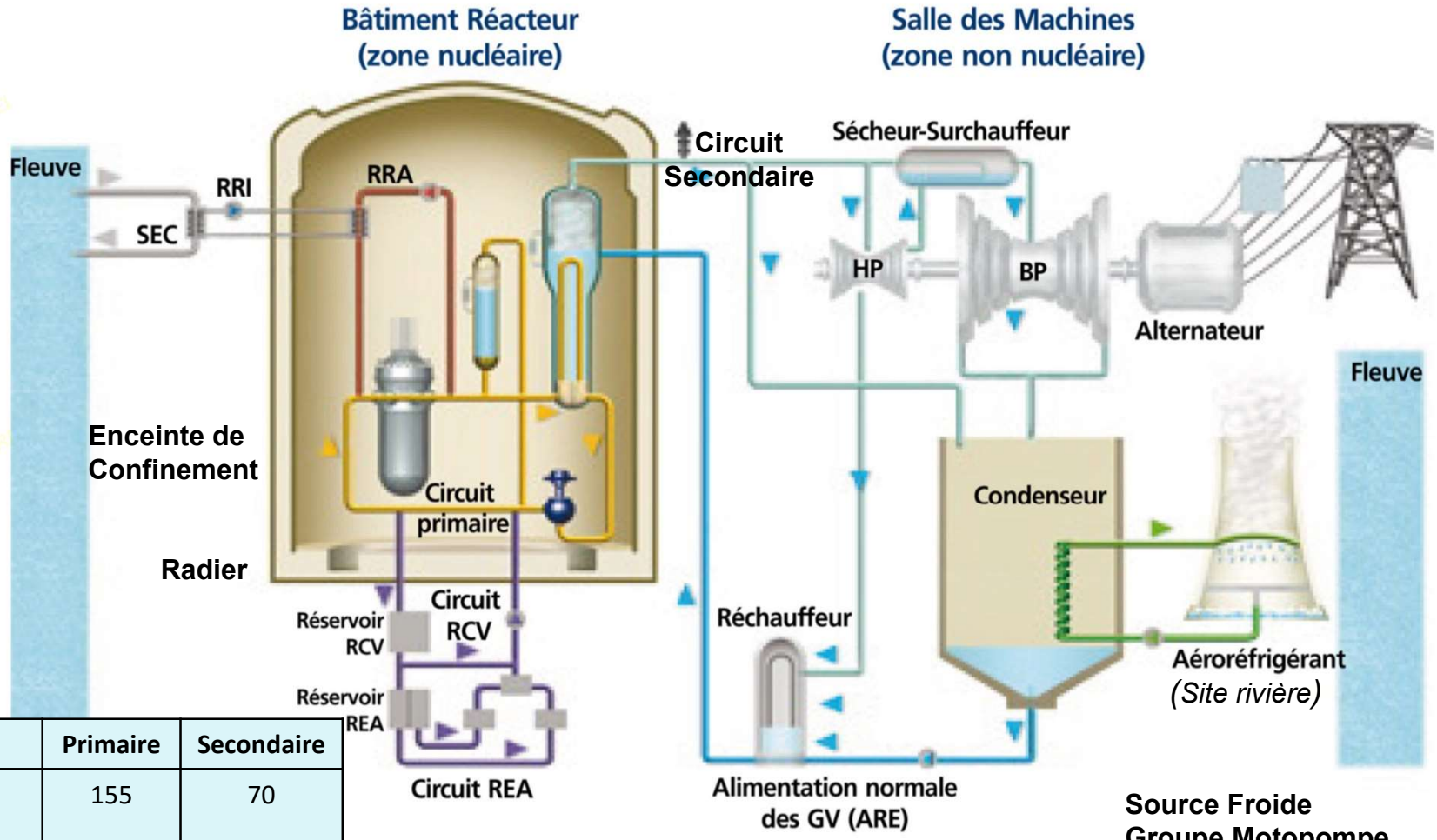
Il y a aussi les réacteurs modulaires de faible capacité (SMR) destinés aux lieux isolés et les réacteurs avancés (AMR) à sel fondu et au Thorium.

Au-delà : LA FUSION (de nombreux projets à l'étude)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Principe des REP

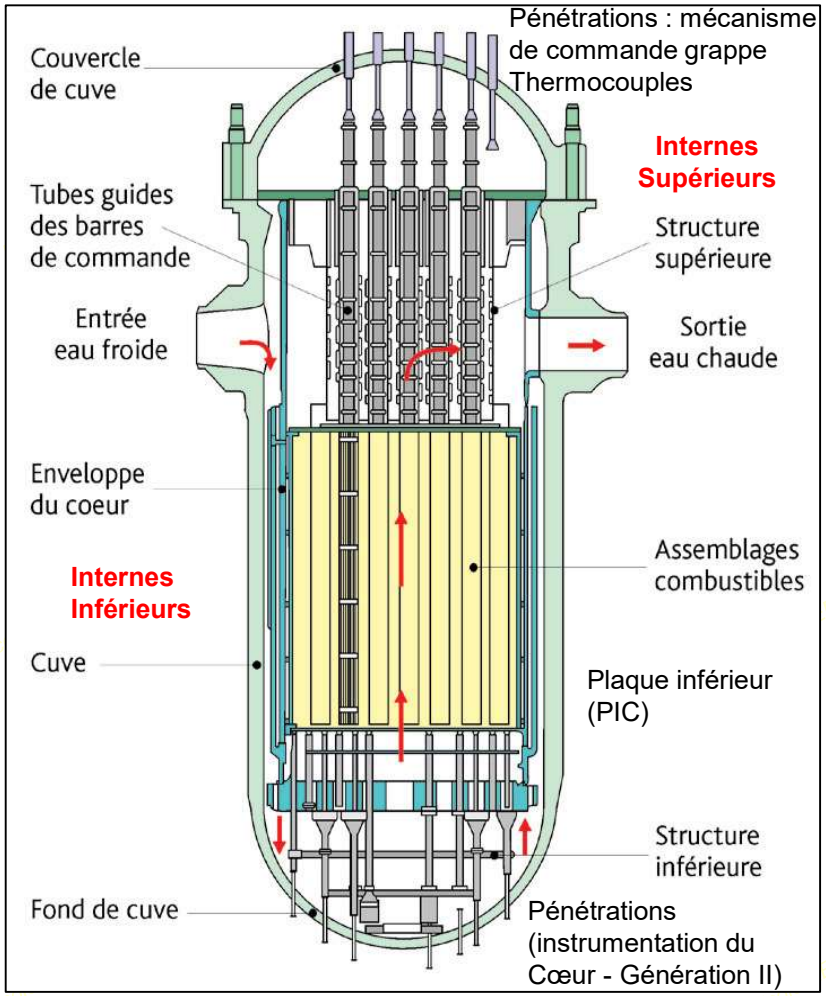
Nuclear Steam Supply System (NSSS) du BR :
Boucle primaire (jusqu'à la sortie GV)
et circuits auxiliaires de sûreté associés



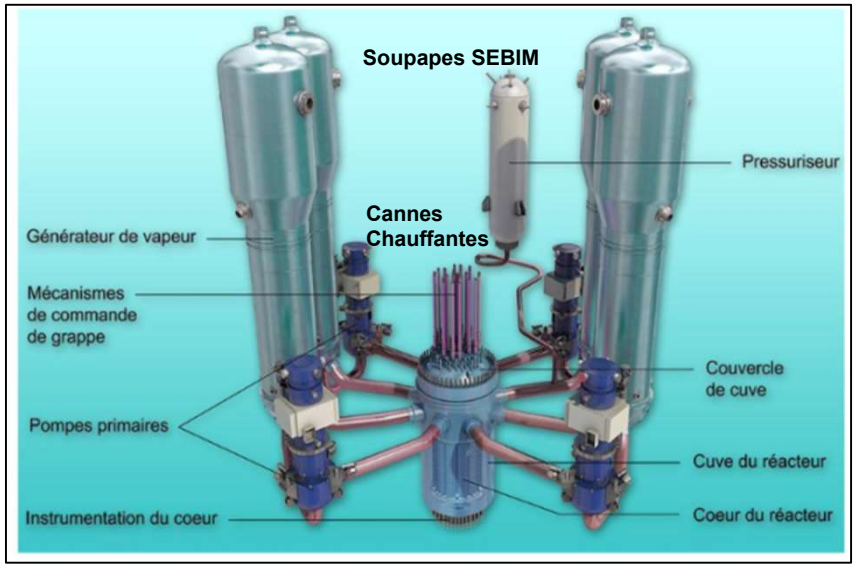
	Primaire	Secondaire
Pression (bar)	155	70
Temp. (°C)	300 -350	230-290

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

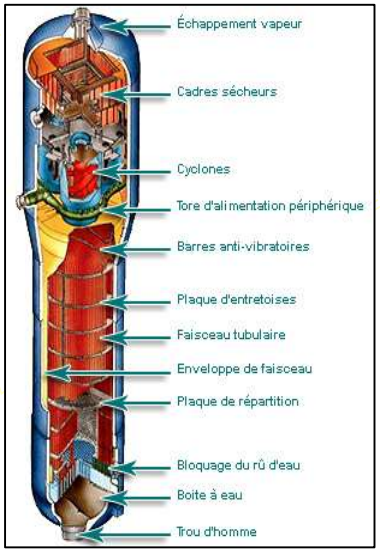
LA BOUCLE PRIMAIRE



La Cuve



Boucle Primaire

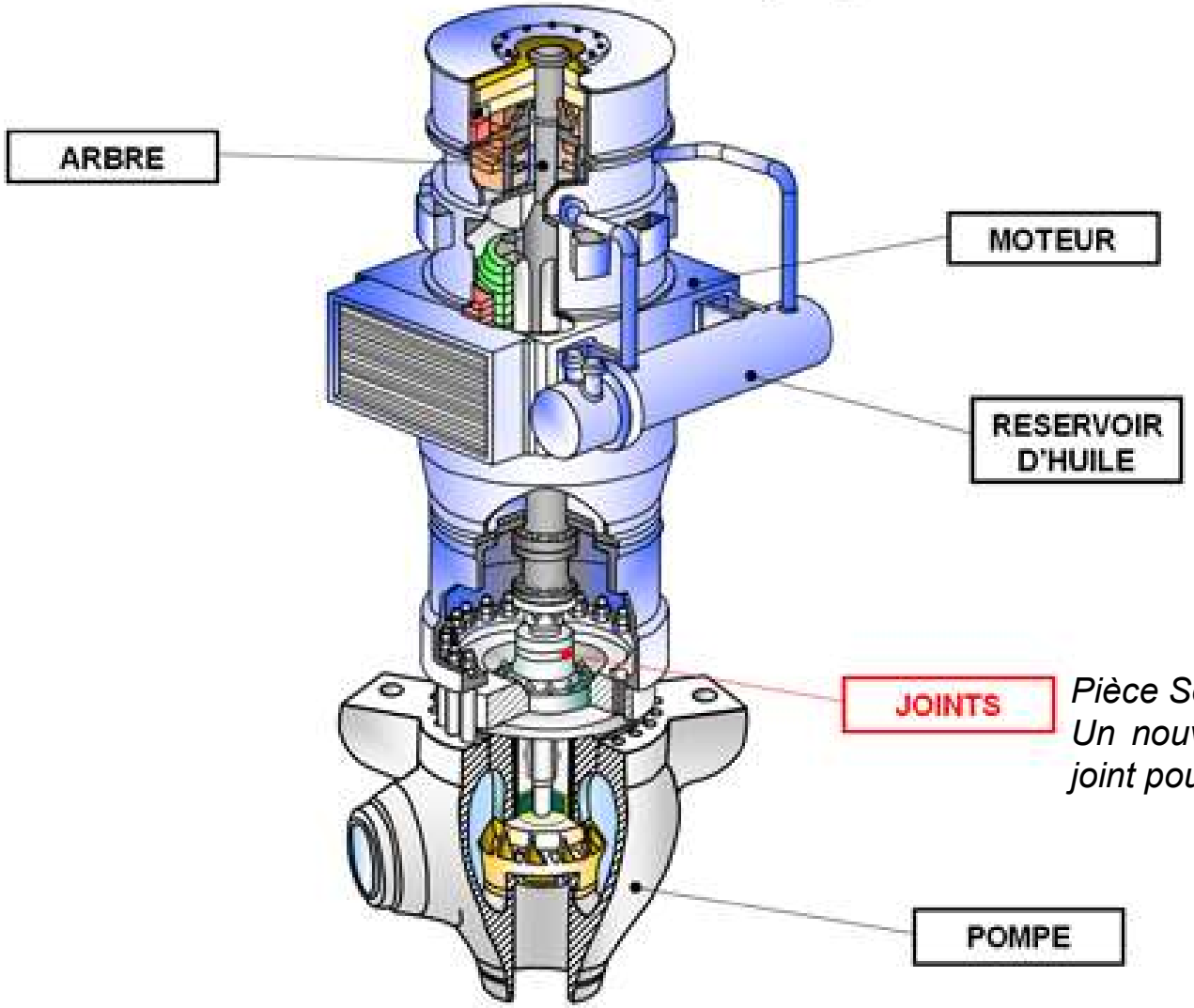


Générateur de Vapeur

EPR	CUVE	GV	Pressu
Hauteur (m)	12,7	24,1	13,9
Diamètre (m)	5,4	3,86 à 5,15	4
Masse (tonne)	526	500	146

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Schéma d'une pompe primaire

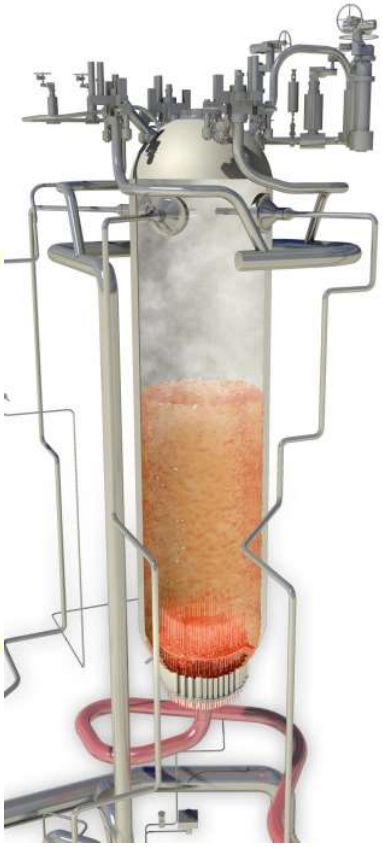


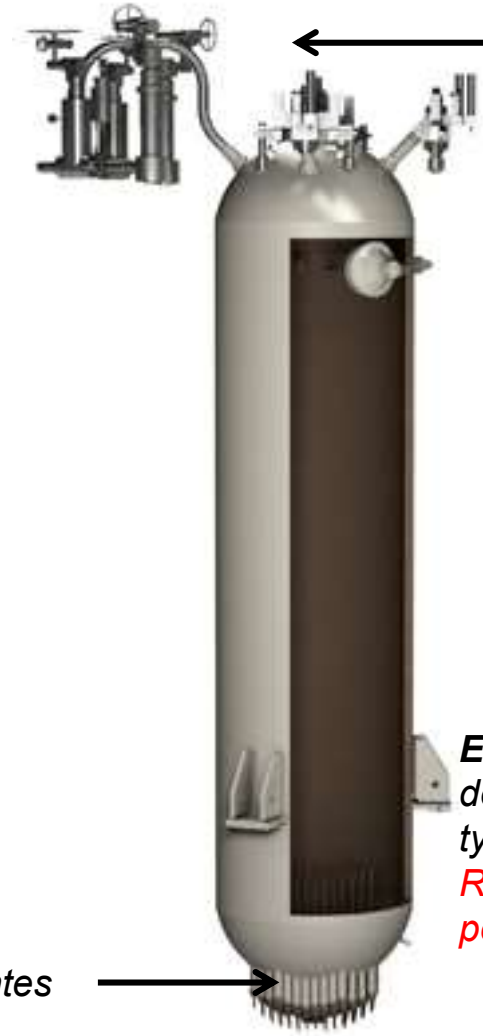
Pièce Sensible
Un nouveau type de joint pour l'EPR2

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

ENERGIE NUCLEAIRE

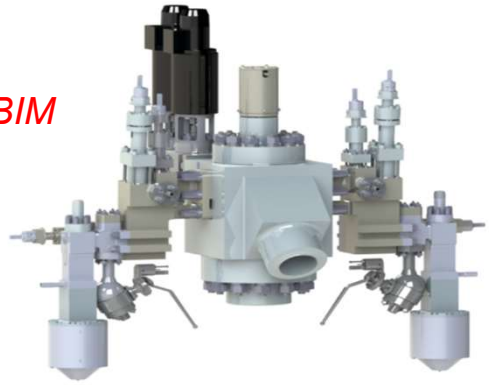
REACTEUR REP





Soupape de Sûreté Type SEBIM

***EPR** : 3 x Soupapes de Sûreté type SEMPELL*
Retour aux SEBIM pour l'EPR2



Soupape de sûreté pilotée de l'EPR avec les pilotes mécaniques sur les flancs, Sempell, 2017.

Cannes Chauffantes

PRESSURISEUR

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Composants Primaires ○ Fonction ○ Remplaçable	**Matériaux (Alliage)**	**Composition chimique** **Etat métallurgique**	**Conditions de service**	**Propriété déterminante**
Gaine de combustible ○ Barrière de sûreté ○ Remplaçable	**Zircaloy 4** (transparence au neutron)	Zr-1,3% Sn-1 200ppmO Fe 0,2% Cr 0,1% Détendu	300 à 400 °C +/- 90 Mpa 5 dpa (5 ans) (dose d'irradiation : *déplacement par atome*)	**Croissance (allongement sous irradiation)** **Fluage** d'irradiation Corrosion/hydruration Tenue aux conditions accidentelles
	Alliage M5 (AREVA)	Zr-1 % Nb-0,025 Fe -1250 ppmO Recristallisé		
	Alliage Zirlo (Westinhouse)	Zr-1 % Nb-1 % Sn-1000ppm Détensionné		
CUVE ○ Barrière de sûreté ○ Non remplaçable	**Acier Faiblement allié** Revêtement inoxydable (beurrage) pour le protéger de la corrosion aqueuse	Fe-Mn-Ni (Cu-P) de type 16MND5 Bainitique revenu	290 °C 150 bars 0,2 dpa (60 ans)	**Tenacité** (baisse avec l'irradiation et l'acier se fragilise)
Structures Internes de Cuve ○ Thermo-hydraulique ○ Remplaçable Visserie	**Acier Austénitique** (Inoxydable)	304 L (Cr18%- Ni 10%) Hyper-trempé 316 (Cr 17%- Ni 11%- Mo 2,5 % Ecroui	290 – 380°C 60 dpa (60 ans)	**Ductilité , tenacité** Fluage d'irradiation Fissuration par corrosion sous contrainte aidée par l'irradiation Gonflement

Matériaux soumis à la :
Corrosion uniforme (aqueuse) : Importance de la chimie de l'eau - Importance du traitement (passivation) de l'acier inoxydable
Corrosion sous contrainte :
Corrosion – usure (tribo-corrosion) : action conjuguée de la corrosion et de frottement entre deux surfaces glissantes en contact

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Cuve 4 boucles en cours de montage avec le Pont Polaire

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les 3 fonctions de sûreté

Elles permettent de suppléer à la défaillance des **3 barrières** (Voir Sûreté)

1
Contrôler la réaction en chaîne

- Position des grappes de commande
- Concentration du bore dans l'eau

2
Refroidir le combustible

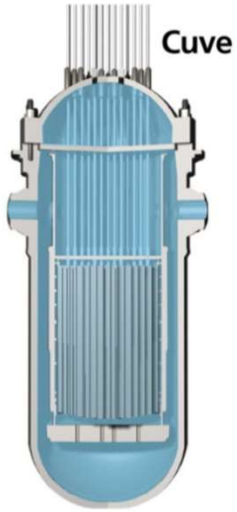
Evacuation de la chaleur

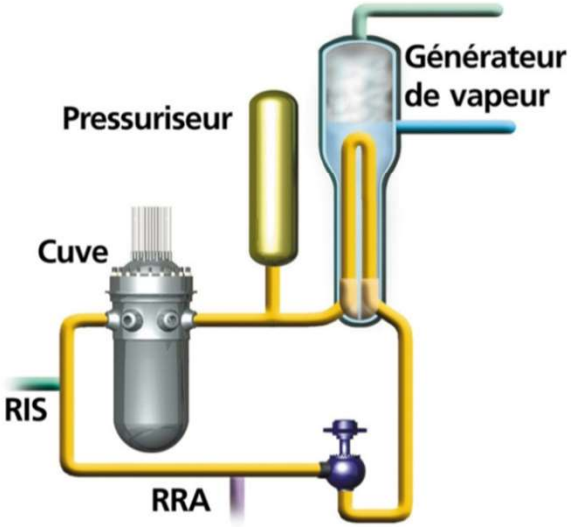
- par les générateurs de vapeur en fonctionnement normal,
- par le circuit de réfrigération à l'arrêt du réacteur (RRA)
- par les systèmes d'injection de sécurité (RIS)

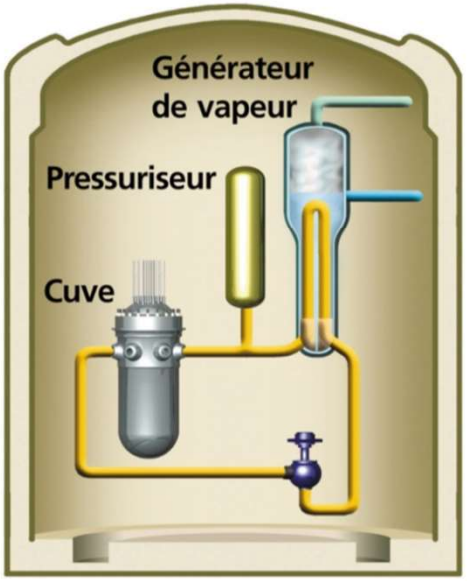
3
Confiner la radioactivité

Par les trois barrières :

- Gaine du combustible
- Circuit primaire fermé
- Enceinte de confinement







03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

CIRCUITS AUXILLIAIRES

- **Circuit de contrôle Chimique et Volumétrique du réacteur (RCV)** :
  - Ajuster la concentration du bore dans l'eau du circuit primaire en fonction des variations de la puissance.
  - Ajuster la masse d'eau dans le circuit primaire en fonction des variations de température ;
  - Maintenir la qualité de l'eau du circuit primaire, en réduisant sa teneur en produits de corrosion grâce à l'injection de substances chimiques

- **Circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA)** a pour fonction, lors d'une mise à l'arrêt du réacteur, d'évacuer la **chaleur résiduelle** produite par le combustible dans la cuve du réacteur et d'éviter l'échauffement de l'eau du circuit primaire dû à la présence de combustible

CIRCUITS DE SAUVEGARDE (de 3 à 4 systèmes indépendants ou Trains)

Le rôle est de **maîtriser les situations accidentelles (voir Partie 3) et d'en limiter les conséquences.**

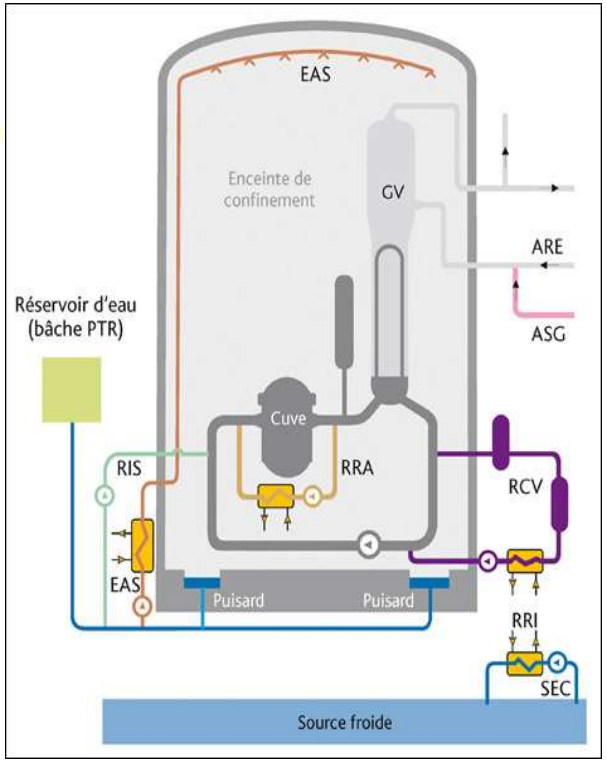
- **Circuit d'Injection de Sécurité (RIS)** qui permet d'injecter de l'eau borée dans le cœur du réacteur afin de stopper la réaction nucléaire et de maintenir le volume d'eau dans le circuit primaire en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire ;

- **Circuit d'Aspersion dans l'enceinte (EAS)** qui, en cas d'accident conduisant à une augmentation significative de la pression dans le bâtiment du réacteur, permet de faire décroître cette pression et de préserver ainsi l'intégrité de l'enceinte de confinement. Ce circuit permet également de rabattre au sol les éléments radioactifs sous forme d'aérosols éventuellement relâchés dans cette enceinte ;

- **Circuit d'Alimentation de Secours en eau des Générateurs de vapeur (ASG)** qui permet de maintenir le niveau d'eau dans la partie secondaire des générateurs de vapeur et donc de refroidir l'eau du circuit primaire en cas d'indisponibilité du circuit normal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

AUTRES CIRCUITS IMPORTANTS POUR LA SURETE :



- **Circuit de réfrigération intermédiaire (RRI)** qui assure le refroidissement d'un certain nombre d'équipements importants pour la sûreté du réacteur (RCV, RIS, EAS, RRA et circuits de ventilation) ;

- **Circuit d'eau brute secouru (SEC)** qui assure le refroidissement du RRI au moyen de la source froide ;

- **Circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines (PTR)** qui permet, entre autres, d'évacuer la chaleur résiduelle des Assemblages Combustibles usé entreposés dans la piscine de désactivation ; Mesure du niveau d'eau piscine depuis Fukushima.

- **Circuits de ventilation** qui jouent un rôle essentiel dans le confinement des matières radioactives par la mise en dépression des locaux et la filtration des rejets ;

- **Circuits destinés à la lutte contre l'incendie** (avec les portes coupe feu). Une **préocupation constante**.

- **Circuit de contrôle-commande et les circuits électriques** (pilotage du réacteur)

- **Circuit de refroidissement de la piscine de désactivation**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les systèmes liés au circuit primaire

En dehors du circuit de Contrôle Chimique et Volumértrique du réacteur (Circuit RCV) on trouve :

- Le circuit d'appoint en eau et en acide borique (circuit **REA**)
- Le circuit d'échantillonnage nucléaire (circuit **REN**) qui permet de surveiller par prélèvements la concentration en acide borique de l'eau du circuit primaire et son activité dans certaines conditions de fonctionnement. L'ensemble des traversées enceinte du système REN contribuant au confinement des subsistances radioactives sont des équipements du « Noyau Dur ».Ce système est dédié aux mesures manuelles ainsi qu'aux mesures par automates. Les lignes du circuit REN sont réfrigérées à environ 40 °C
- Les chaînes du système **KRT** (voir **Partie 3 : Radioprotection**)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

GENIE CIVIL : ENCEINTE DE CONFINEMENT

C'est la 3ième barrière de sureté.
Elle n'est pas remplaçable et sa durée de vie conditionne la durée d'exploitation au-delà des 40 ans.
Pré-contrainte pour résister à la traction en ajoutant une compression.

Tous les 10 ans elle subit une épreuve hydraulique de requalification dans le cadre des arrêts décennales et le prolongement de l'exploitation pour les 10 ans à venir.

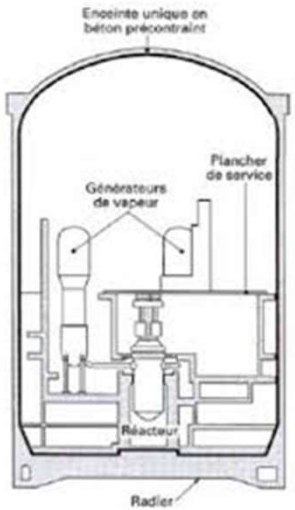
Les contraintes : le **Fluage** et le **Séchage** sont les moteurs du vieillissement.
Elle peut se réparer localement dans le cas de fuite constatée.

Enceinte à simple paroi ou enceinte à double paroi avec liner métallique ou non

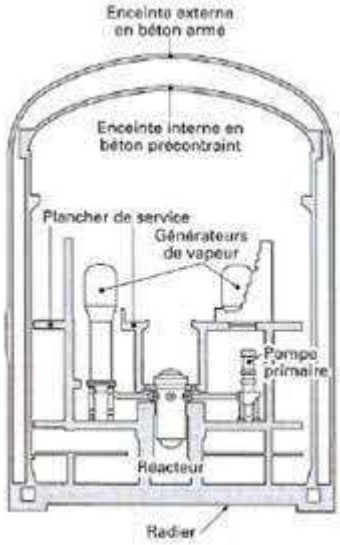
Le Génie Civil est la partie la plus couteuse d'un réacteur (plusieurs Milliards)

Les modèles sur le parc :

Simple paroi béton avec liner métallique (900 MW)



Double parois béton (1300 MW & N4)



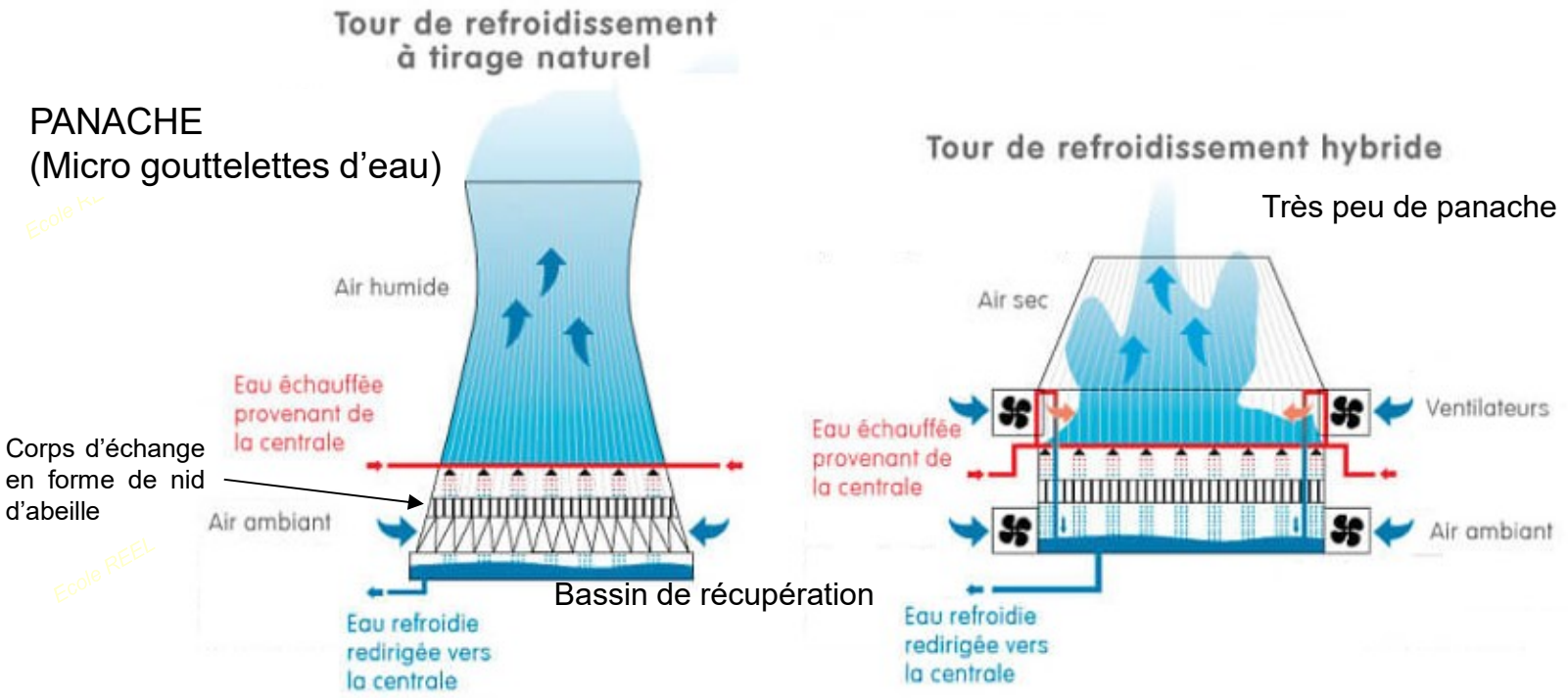
Double parois béton + liner métallique (cas des EPR) et coque avion

EPR2 : Simple paroi béton avec liner métallique

Maquette au 1/3 VERCORS pour essais de résistance

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

TOUR AEROREFRIGERANTE



Une tour aéroréfrigérante est un échangeur de chaleur entre l'eau à refroidir condensée par la turbine et l'air ambiant**. Cas d'un fonctionnement en circuit fermé.**
Pour compenser les pertes d'eau liées à l'évaporation et pour conserver un niveau d'eau constant dans le bassin de récupération, de l'eau froide est prélevée ponctuellement dans la le cours d'eau voisin de la Centrale. Le prélèvement d'eau se limite à 2 m3/s dont 0,6 à 0,8 m3/s sont consommés par évaporation. En prélèvement ce sont 150 à 230 L / kWh. L'eau prélevée est restituée à plus de 99 %.
En moyenne la consommation représente 1 % du débit des cours d'eau.

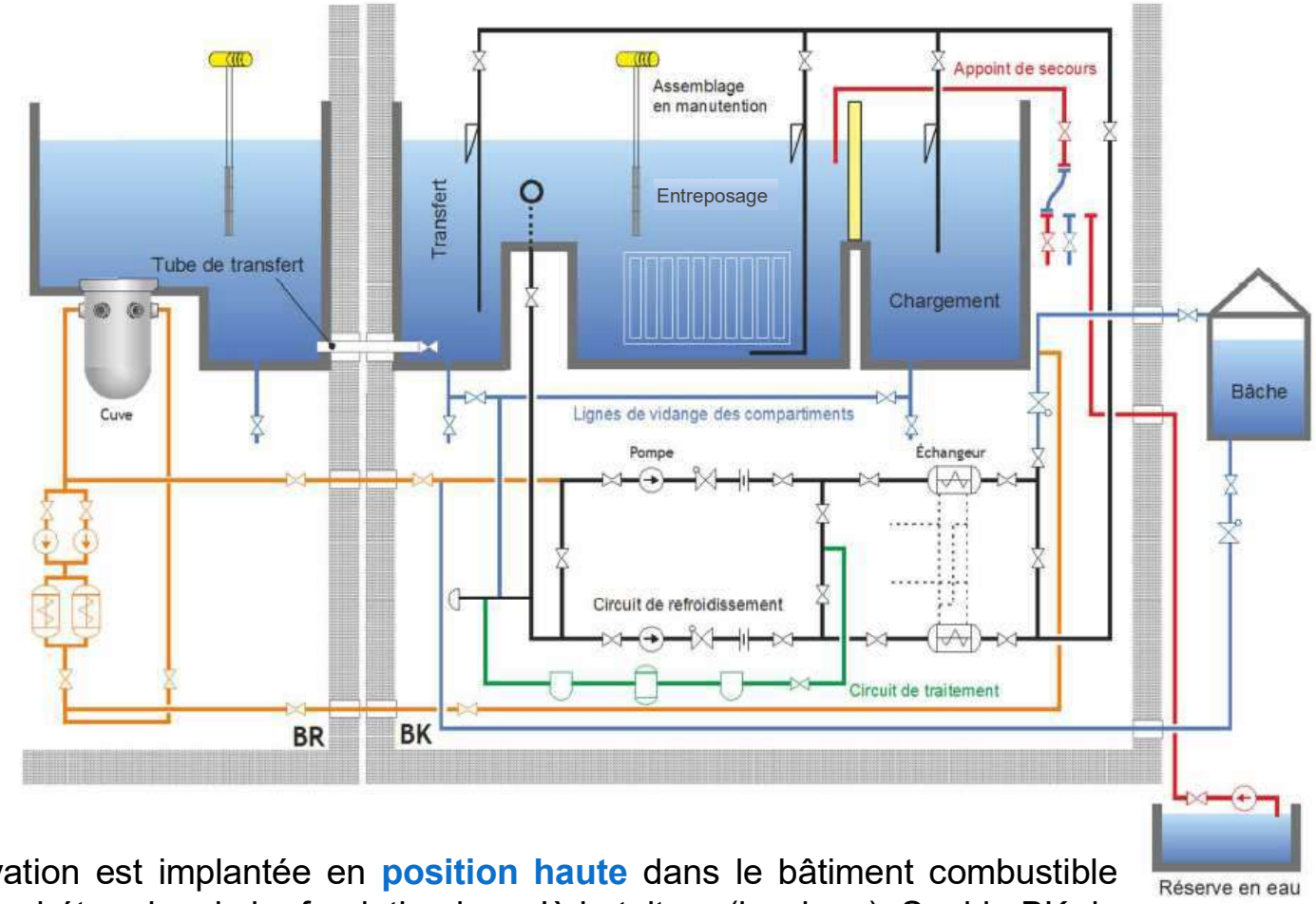
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PISCINES ET CIRCUIT DE REFROIDISSEMENT (PTR)

La hauteur d'eau dans la piscine de désactivation est comprise entre 12 et 14m. Une hauteur d'eau d'au moins 2,7 m doit être conservée pour la radioprotection

Contrôle de la température et du niveau de l'eau avec alerte en salle de commande

Post Fukushima : Un 2ième circuit de refroidissement (PTR 2)



La piscine de désactivation est implantée en **position haute** dans le bâtiment combustible constitué d'une structure béton depuis la fondation jusqu'à la toiture (bardage). Seul le BK de l'EPR est placé sous une **coque avion** qui le protège de l'impact de la chute d'un avion.

L' étanchéité de la piscine est assurée par un cuvelage (*liner*) en Inox. Les différents compartiments sont séparés par des batardeaux avec joints élastomères gonflables.

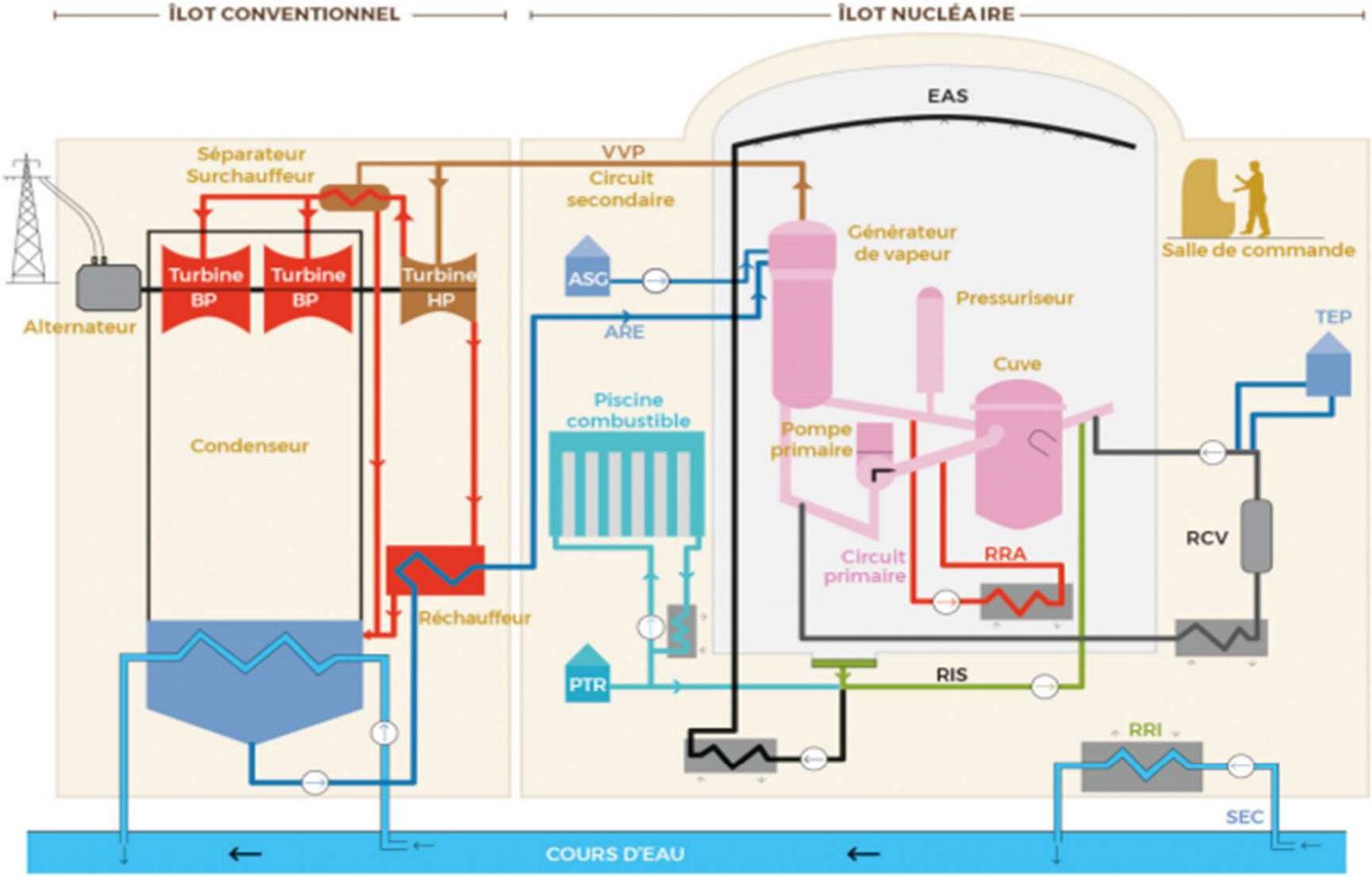
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EXPERTNUC

Academy

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR REP



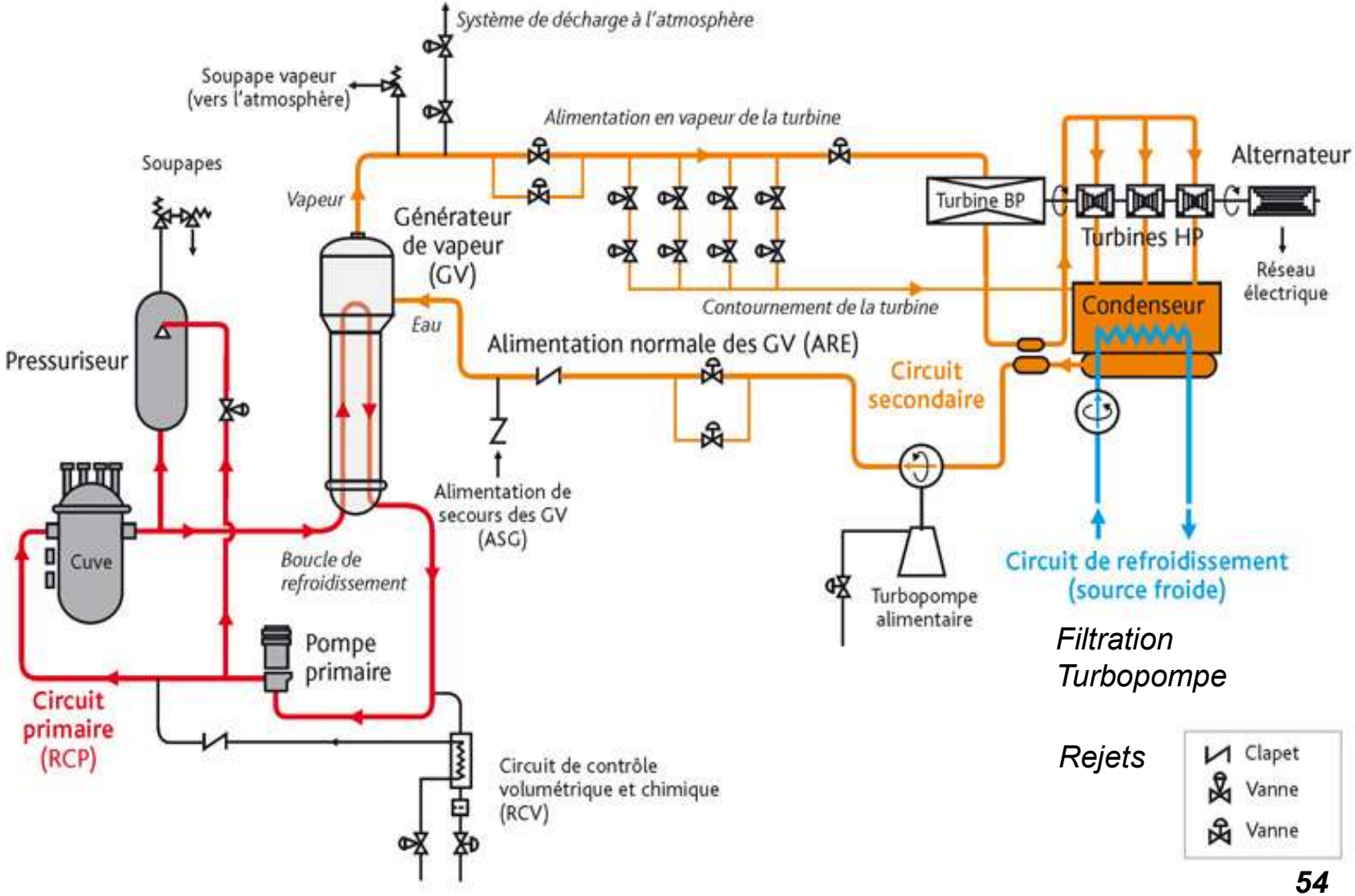
ARE : circuit de régulation du débit d'eau alimentaire
ASG : circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur
EAS : circuit d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur
PTR : circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines
RCV : système de contrôle chimique et volumétrique du réacteur
RIS : circuit d'injection de sécurité
: échangeur

RRA : système de refroidissement du réacteur à l'arrêt
RRI : circuit de réfrigération intermédiaire
SEC : circuit d'eau brute secourue
TEP : circuit de traitement des effluents primaires
Turbine BP ou HP : pour basse pression ou haute pression
VVP : circuit de vapeur principal
: pompe

PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT - PRINCIPAUX CIRCUITS (REP)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PRINCIPAUX CIRCUITS (REP)



Filtration
Turbopompe

Rejets

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EXPERTNUC

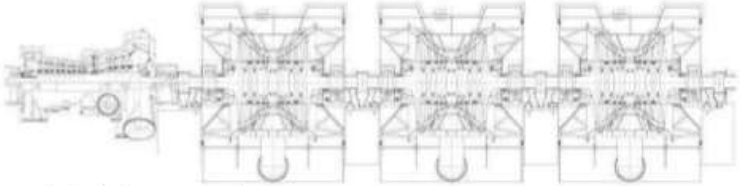
ENERGIE NUCLEAIRE

SALLE DES MACHINES

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ARABELLE™ References
Flamanville 3 – 1 x 1750 MW

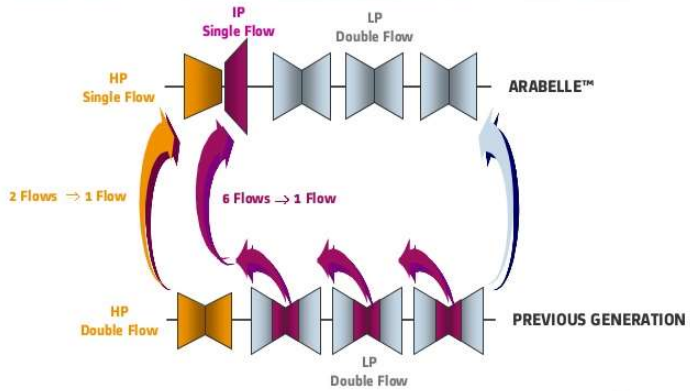
- Nuclear reactor: EPR (PWR)
- Turbine type, output: ARABELLE 1700, 1 x 1750 MW
- Generator type: GIGATOP 4-pole
- Steam parameters: Live steam: 75 bar / 290°C, Exhaust: 46 mbar
- Customer: EDF
- Country: France
- City / region: Normandy



- Schedule: order year 2006, comm. year 2016

ALSTOM

ARABELLE™ Steam Turbine
A specific design to maximise single flow steam expansion & efficiency



ALSTOM

Retour de la partie turbine nucléaire de GE dans le giron français avec EDF (Négociations finales toujours en cours en 01/2024)

(Avant GE Power ou GEAST Aujourd'hui Arabelle Solutions d'EDF)

Groupe Turbo Alternateur

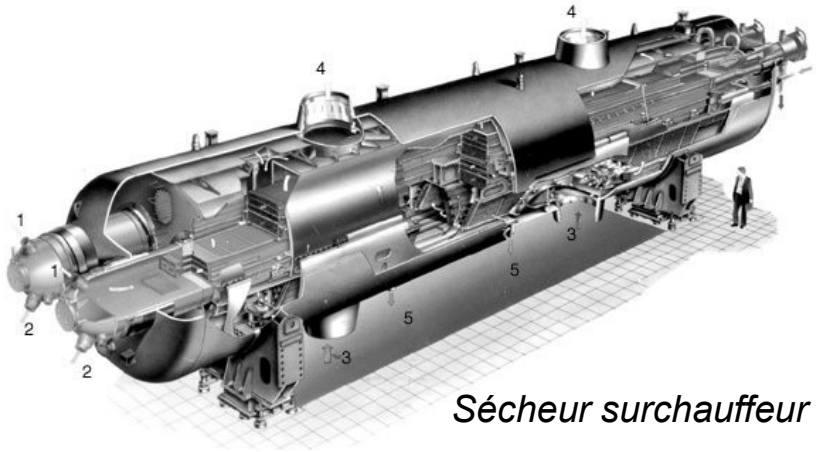
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EXPERTNUC

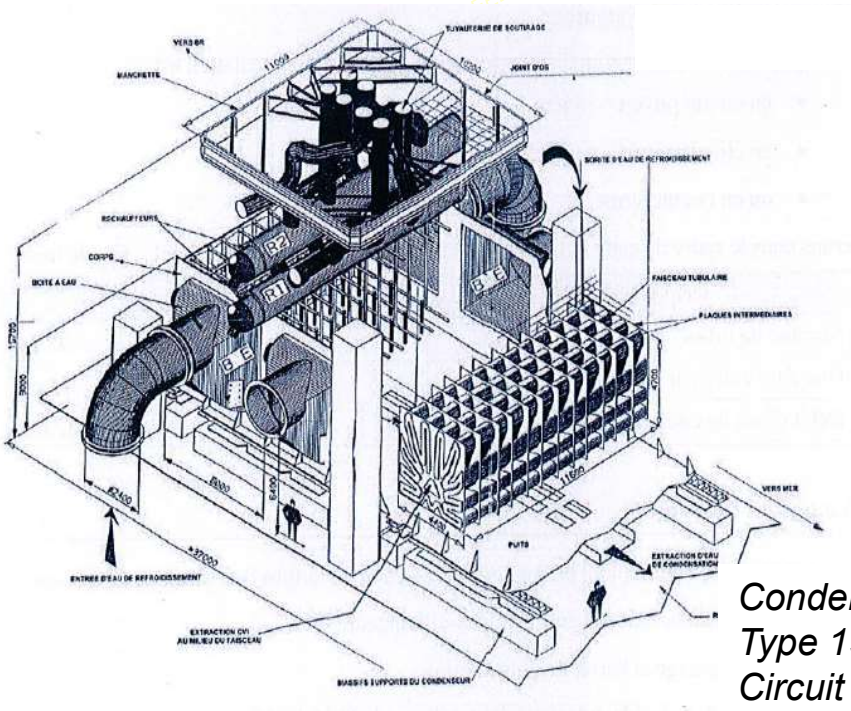
Academy

ENERGIE NUCLEAIRE

SALLE DES MACHINES
POSTE D'EAU



Sécheur surchauffeur EPR



Condenseur
Type 1300 MW
Circuit ouvert
Eau de mer

Plaque à Tubes Condenseur 1300 MW
95 208 Tubes – Débit = 42 m3/s

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le **Contrôle-Commande (1)** est constitué de l'ensemble des systèmes (avec les redondances) qui, dans une installation nucléaire, permettent d'effectuer automatiquement des mesures et d'assurer des fonctions de régulation ou de protection.

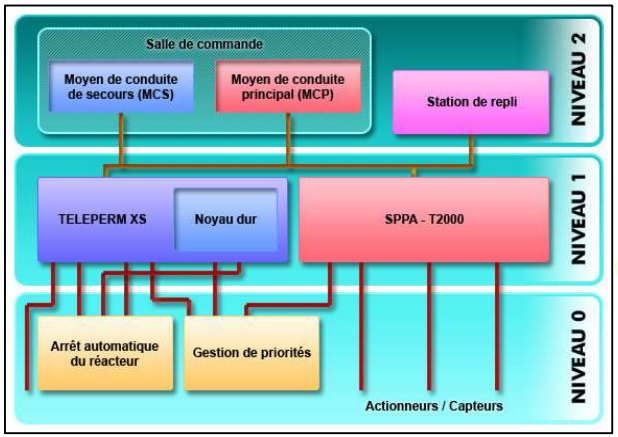
Le contrôle-commande du réacteur EPR comprend deux plates-formes associées :

- La plateforme **Téléperm XS (Framatome)**, spécifiquement développée pour l'industrie nucléaire et dédiée aux fonctions de protection du réacteur en situations d'incidents ou d'accidents ;

- La plateforme **SPPA T2000 (SIEMENS)**, d'origine « industrielle classique », utilisée pour des fonctions liées au fonctionnement normal du réacteur et pour certaines fonctions de protection du réacteur en situations d'incidents ou d'accidents.

(1) *L'appellation « Contrôle-Commande » regroupe les éléments suivants :*

- *Les capteurs : de température, de pression, de débit, de position, de paramètres électriques, etc. ;*
- *Les dispositifs(automates entre autres) qui élaborent, sur la base d'un certain nombre de données d'entrée, des ordres automatiques pour le maintien des paramètres dans les limites autorisées, ou pour le déclenchement d'actions de protection telles que l'arrêt d'urgence du réacteur ;*
- *Les dispositifs d'interface (Homme – Machine) avec les opérateurs en salle de commande (pupitre de commande, alarmes, ect ….)*



Salle de Commande Principale

Le contrôle Commande permet de :

- **Mesurer**
- **Surveiller**
- **Contrôler**
- **Piloter**
- **Communiquer**
- **Protéger.**

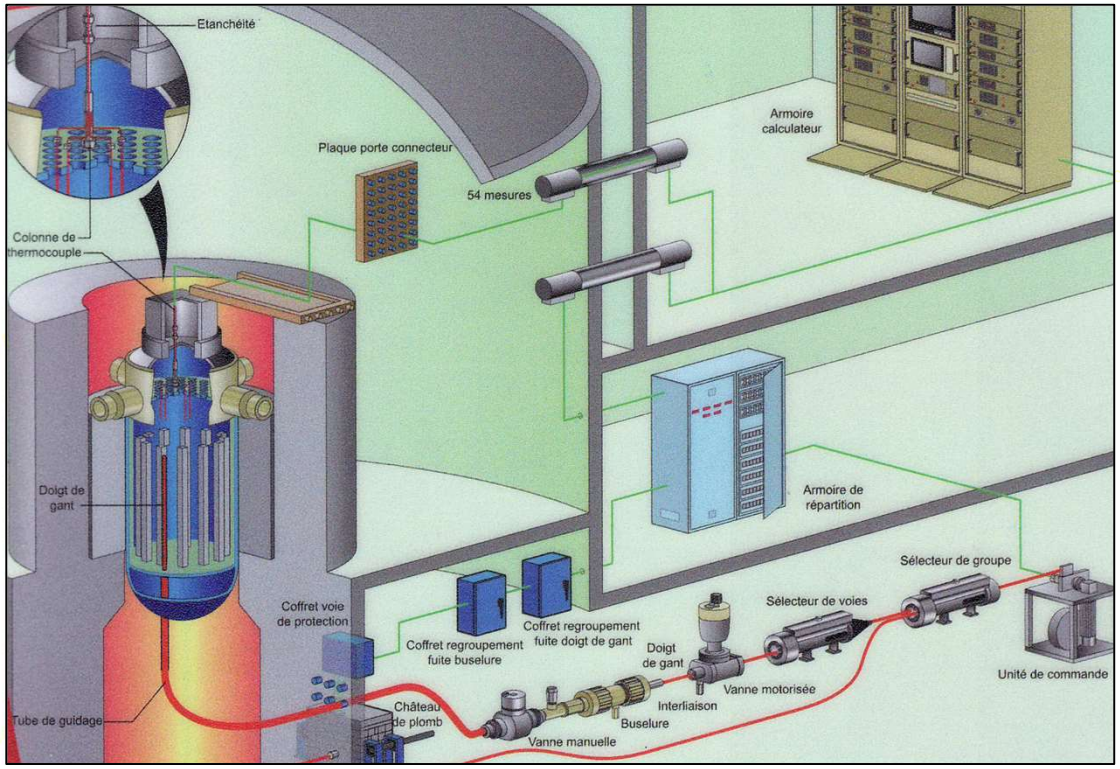
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

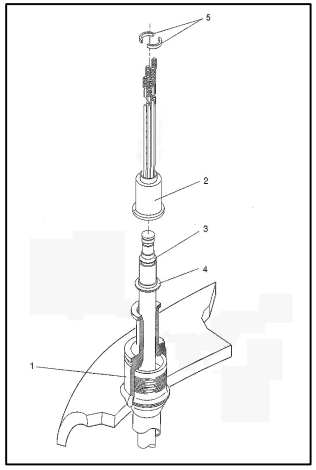
Salle de Commande

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR Fonctionnement





Colonne Thermocouple et son étanchéité couvercle (Classé Q1)

REEL a fabriqué des colonnes de thermocouple et des systèmes de vannes du circuit mesure de flux

L'instrumentation neutronique a pour fonction, non seulement de mesurer le **niveau** de puissance mais aussi la **distribution** de puissance ou de flux neutronique en 3D du cœur et en particulier, la valeur de la puissance locale fournie aux **points chauds** (endroits où la puissance est plus élevée).

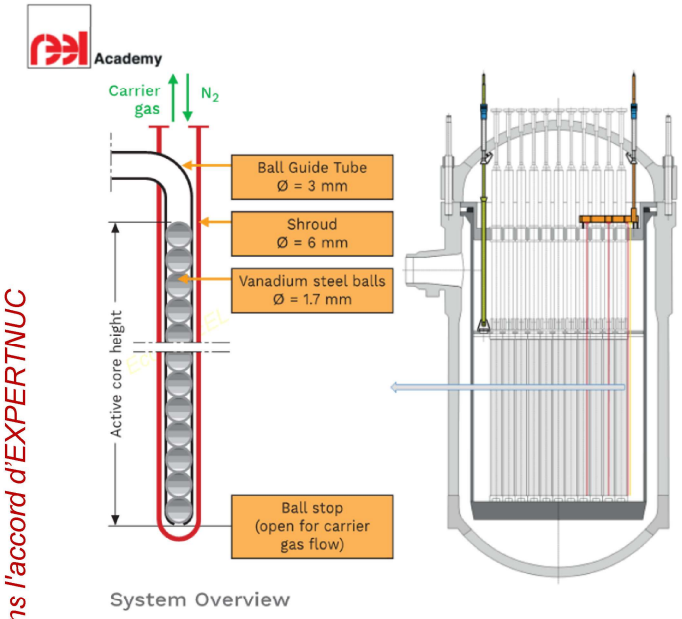
RIC (incore) type 900, 1300 et N4

Mesure du flux neutronique et de la température à l'intérieur du cœur par détecteurs de flux introduit en fond de cuve (schéma ci-dessus)

Permet de calibrer l'**Ex-Core** afin de piloter directement les mesures Ex-Core

Ce système est toujours utilisé sur **l'AP1000** mais pas sur l'**EPR**. On voit alors apparaître les systèmes « **AEROBALL** » et **Cannes Collectron** en partie haute, par le couvercle (détaillé ci=après).

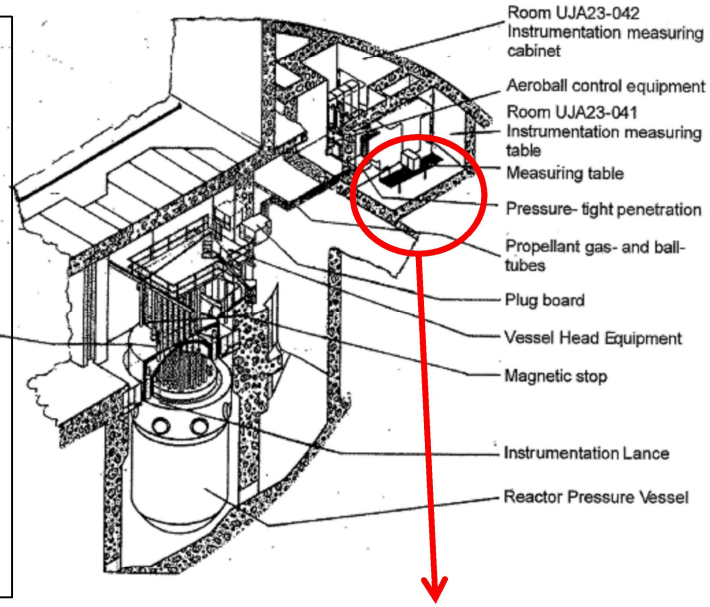
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

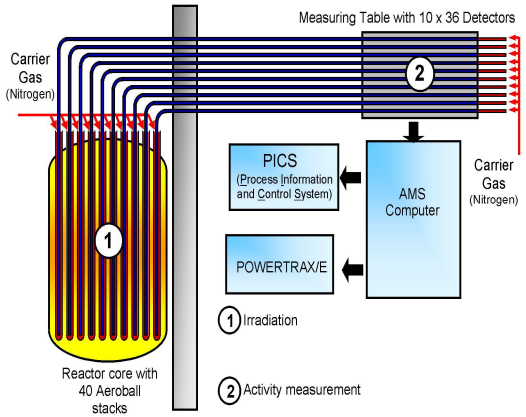


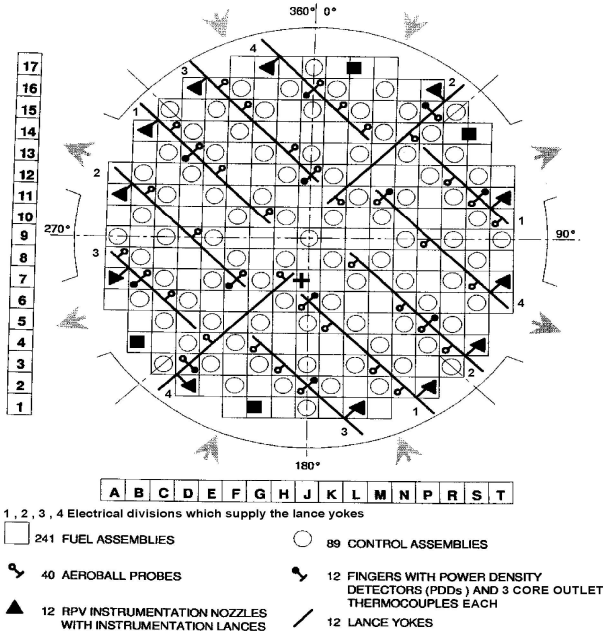
EPR : Instrumentation Interne du Cœur (InCore)

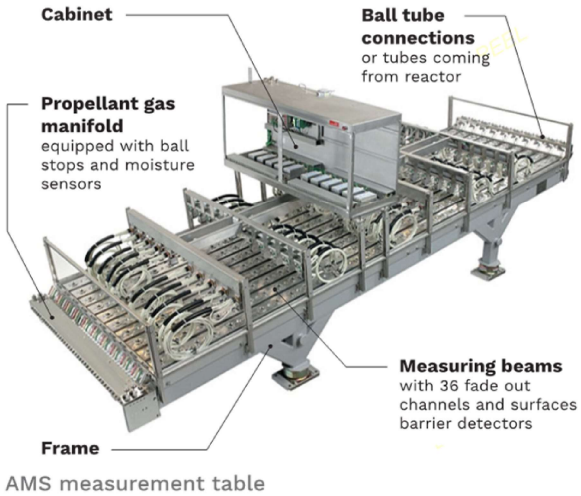
Des détecteurs fixes à neutron (collectron au cobalt ou SPND). 12 cannes avec 6 détecteurs par canne.

System AMS (Aeroballs) : instrumentation mobile avec des billes au vanadium propulsée par de l'Azote et table de mesure. 40 tubes à billes;









AMS measurement table

Quelques problèmes sur FA3 ? Problèmes de connectique liés à l'installation.

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Instrumentation Ex-Core des réacteurs (système RPN)

Le système de mesure de la Puissance Nucléaire (RPN) permet d'assurer la mesure et la surveillance permanente du flux neutronique (et donc de la puissance) du réacteur.
La mesure du flux neutronique ce fait par des détecteurs.
Les détecteurs sont installés autour de la cuve à l'extérieur et permettent ainsi de mesurer le flux neutronique du réacteur. La plage de variation du flux neutronique étant importante, trois plages ont été définies :

- Plage de démarrage dite Source,
- Plage intermédiaire et enfin
- Plage de puissance.

A chacune de ces zones correspond un type de détecteur:

- Compteur proportionnel à dépôt de Bore pour la plage source,
- chambres d'ionisation compensées et non compensées pour les plages intermédiaire et de Puissance.

Cette chaîne de mesure (**Ex-Core**) est calibrée par la chaîne de mesure à l'intérieur du cœur (**in-core**) avec cartes de flux réalisées au démarrage et durant la montée en puissance du réacteur.

Le système d'instrumentation neutronique (**RPN**) est constitué de l'ensemble de ces détecteurs et de l'électronique associée, déportée par protection à plusieurs dizaines de mètres du détecteur, permettant de réaliser le conditionnement et le traitement des signaux générés par les détecteurs

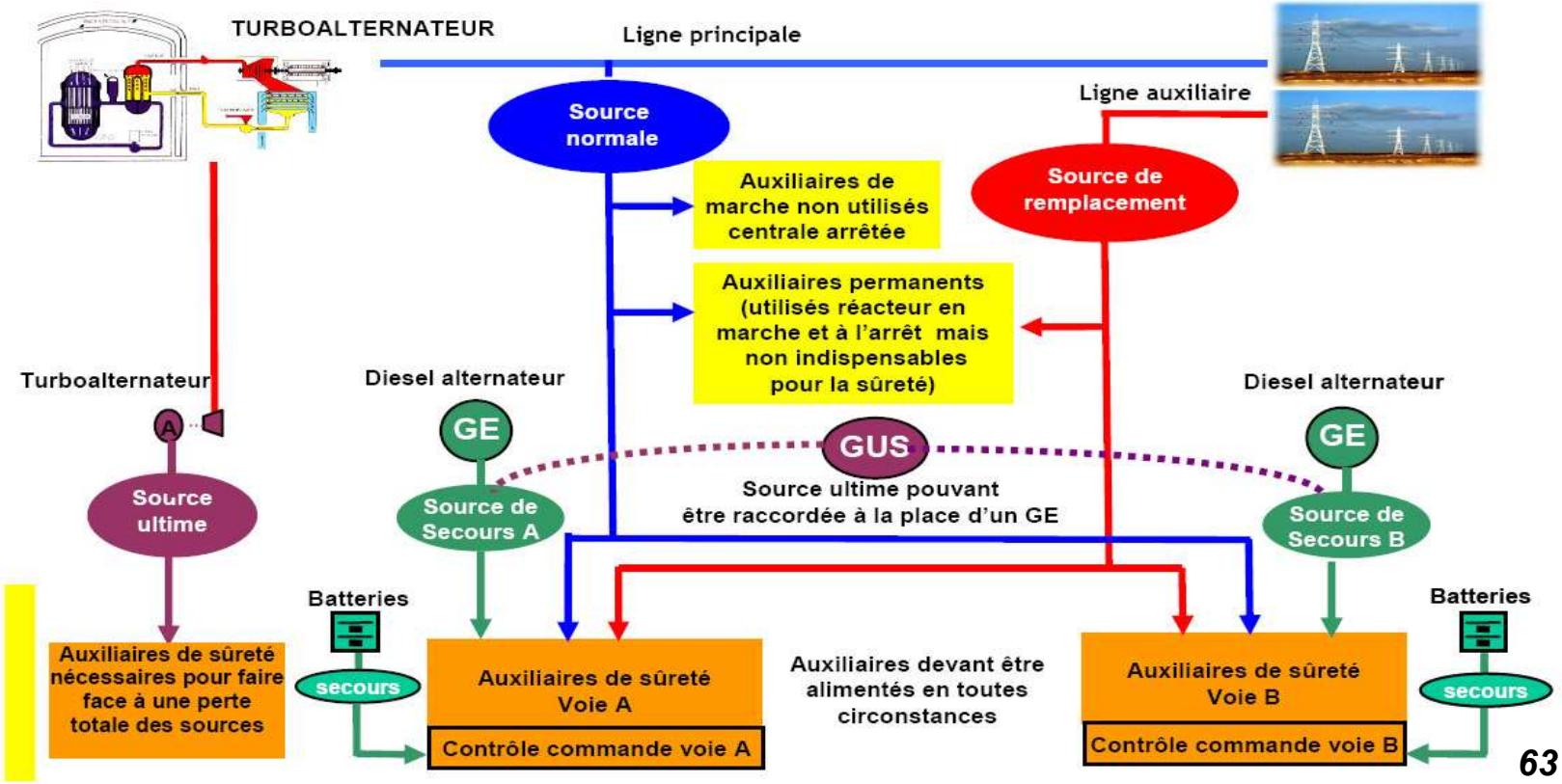
En sortie de détecteur, la collecte de courant se fait par une électronique analogique.
Différentes chaines de mesure sont nécessaires pour conditionner les différents signaux: courants continus issus des chambres d'ionisation, tensions impulsionnelles provenant des compteurs proportionnels et tensions fluctuantes. Le basculement d'une chaîne de mesure à l'autre se fait de façon manuelle ou semi-automatique.

Sur le parc français, c'est Rolls-Royce qui modernise actuellement l'ensemble des systèmes d'instrumentation neutronique (ainsi que les systèmes de protection réacteur – **RPR**) des réacteurs 1300MW dans le cadre de la VD3 et l'ensemble des réacteurs 900MW dans le cadre de la VD4 avec sa technologie numérique Spinline®.
Ces projets, dont le déploiement sur site a débuté en 2015 pour les réacteurs 1300MW et en 2019 pour les réacteurs 900MW, se prolongeront jusqu'en 2030.
Egalement au cœur de la conduite des réacteurs : le **Système de commande des barres de contrôle (RGL)**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le **système de distribution électrique** est conçu pour répondre aux besoins de **l'exploitation normale** du réacteur lorsqu'il produit de l'électricité ou en **période d'arrêt** (auxiliaires de marche et auxiliaires permanents) mais aussi pour assurer l'alimentation des équipements assurant les fonctions de sûreté requises lors d'une situation incidentelle ou accidentelle sur l'installation.

Ces fonctions de sûreté sont assurées par deux (ou **4** pour l'**EPR**) systèmes indépendants (auxiliaires de sûreté voie A et voie B). **Un seul** de ces deux (ou 4) systèmes est **suffisant** pour placer le réacteur dans un état sûr et le maintenir dans cet état. Leur alimentation électrique est assurée par deux tableaux secourus (voies A et B) qui peuvent être alimentés par plusieurs moyens .



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Si un événement rend indisponible les deux sources d'alimentation externes (la ligne principale et la ligne auxiliaire), la centrale s'arrête automatiquement et **deux (ou 4 pour l'EPR) générateurs de secours à moteur diesel** (groupes électrogènes : GE) propres à la centrale doivent alimenter en quelques secondes chacun une voie de sûreté (2 sur le parc de génération II). **Un seul générateur de secours est suffisant pour accomplir les actions nécessaires**.

Par ailleurs, sur chaque site, **une source dite ultime** (GUS ou DUS) peut être connectée manuellement en quelques heures à la place d'un groupe de secours défaillant d'une quelconque des tranches du site (cette source ultime peut être **un (2 avec différentiation pour l'EPR) groupe électrogène ou** une **turbine à combustion** suivant les paliers).

Enfin pour parer à l'éventualité d'une perte simultanée des deux sources externes et des deux groupes de secours, chaque réacteur a été doté d'un turboalternateur (LLS) alimenté en vapeur par les générateurs de vapeur et qui assure en quelques secondes le secours électrique ultime des fonctions nécessaires pour maîtriser la sûreté en attendant de retrouver une des sources électriques (mise en place de la source ultime, réparation d'un des deux groupes de secours défaillants…).
Il est également à noter que l'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur peut être réalisée par des turbopompes alimentées par la vapeur des générateurs de vapeur (1 turbopompe sur les réacteurs du palier 900 MWe et 2 sur les paliers 1300 MWe et N4).

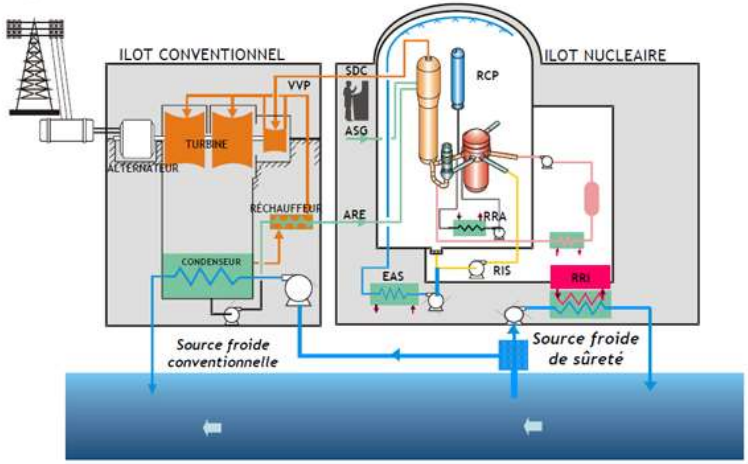
Le séisme est pris en compte dans le dimensionnement des générateurs de secours à moteur diesel et du LLS.

Les matériels assurant l'isolement de l'enceinte peuvent être alimentés par les diesels de secours et la source d'ultime secours.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

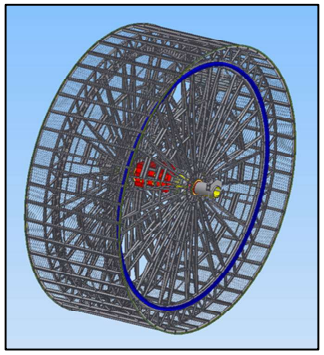
Academy

SOURCE FROIDE
(Classée IPS depuis Fukushima)

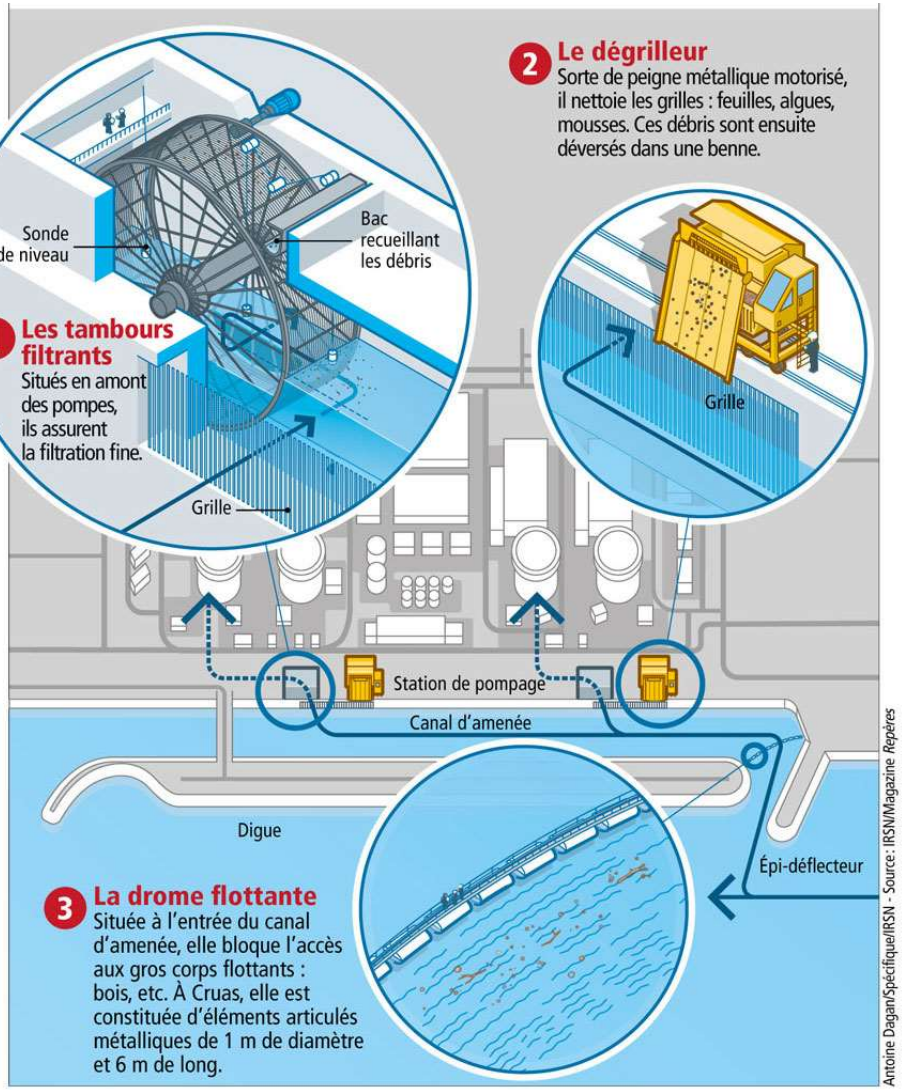


Circuit Ouvert (Bord de mer)

*Dégrilleur en essais chez **REEL***



Tambour Filtrant



Filtration Source Froide

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

GENERATION III

Un réacteur de **Génération III** est conçu sur la base des démarches suivantes :

A - REX des accidents majeurs (Three Mile Island, Tchernobyl, D.Besse, Fukushima)

B - Démarches sureté basée sur 3 phases essentielles :

1 - Réduction de la probabilité d'accident avec fusion du cœur : < à **10^{-5}/réacteur/an.**
Etudes Probabilistes de Sureté (**EPS**) comme aide à la conception

2 - Réduire l'impact sur la population en cas d'accident grave

- Prise en compte des accidents graves à la conception. **Maintien du confinement.**
- Prise en compte, à la conception des conditions de fonctionnement **avec défaillances multiples.**
- Pas d'impact radiologique significatif sur les populations (pas d'évacuation)

3 - Protection renforcée contre les agressions externes (séisme, chute d'avion, événement climatiques exceptionnels, terrorisme, attaques informatiques, malveillances)

C - Amélioration de l'acceptabilité sociétale
(sûreté, moins de déchets, protection de l'environnement)

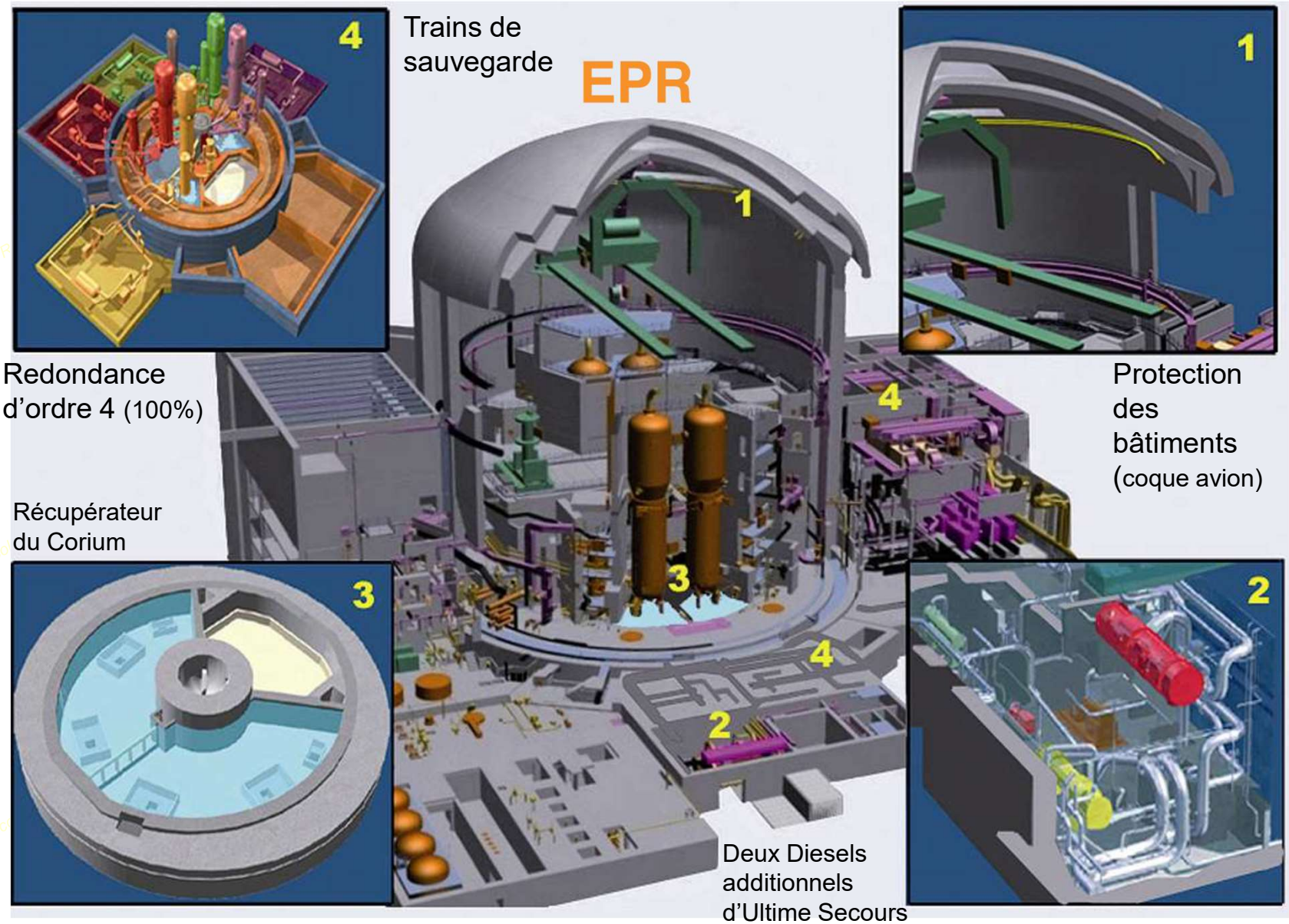
D - Amélioration de la performance économique

- Durée de vie portée à **60 ans**
- Disponibilité ciblée **≥90 %** (sur 20 ans avec des cycles de 12 mois)
- Possibilité d'arrêts pour visite partielle avec rechargement court : 16 jours
- Une grande flexibilité de puissance pour le suivi de charge (adapté aux réseaux de demain)
- Une grande puissance (l'EPR) – 1750 MWe (Coût investissement ramené au kWh).

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

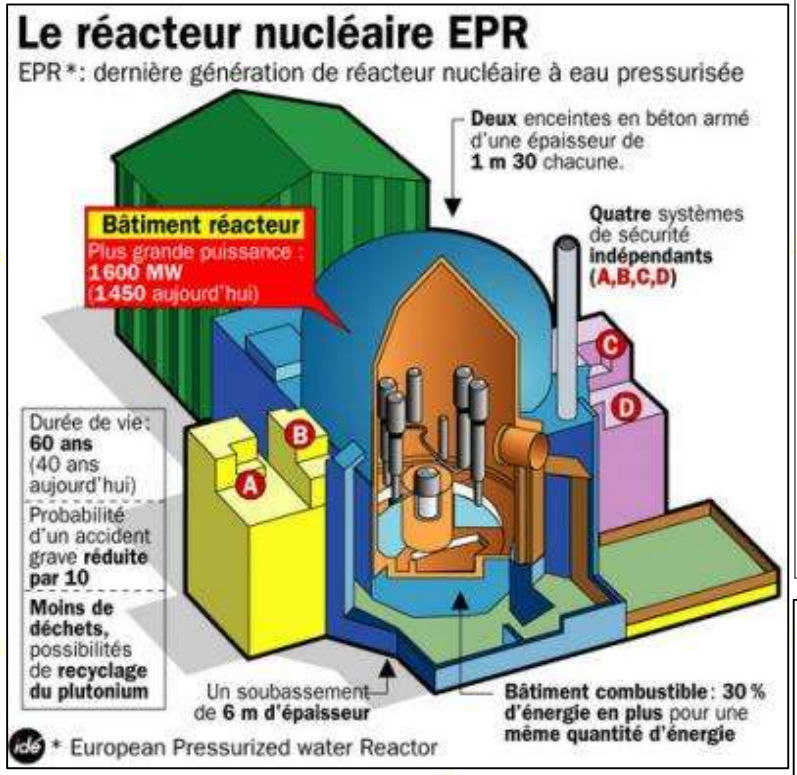
REACTEUR - EPR

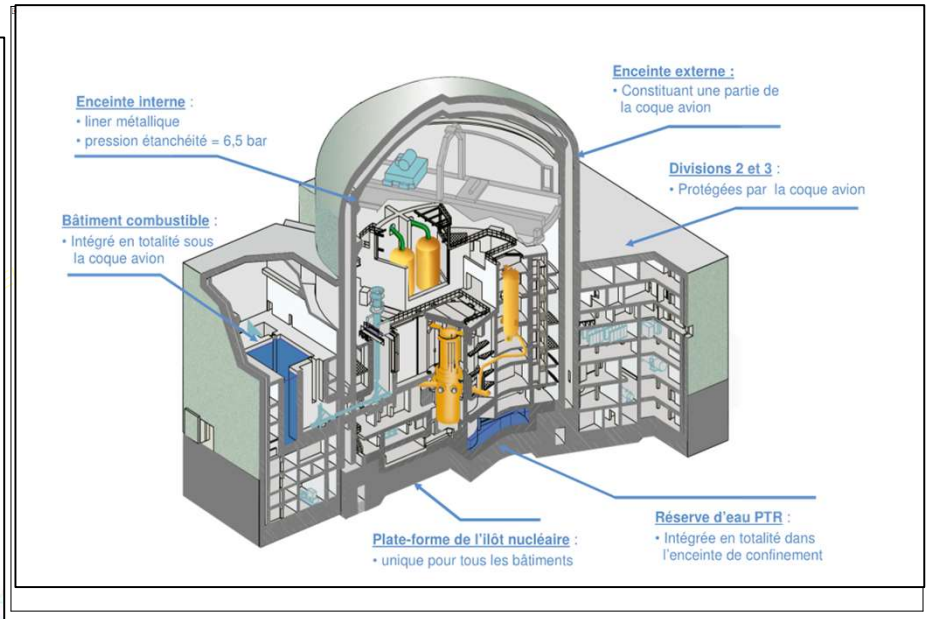


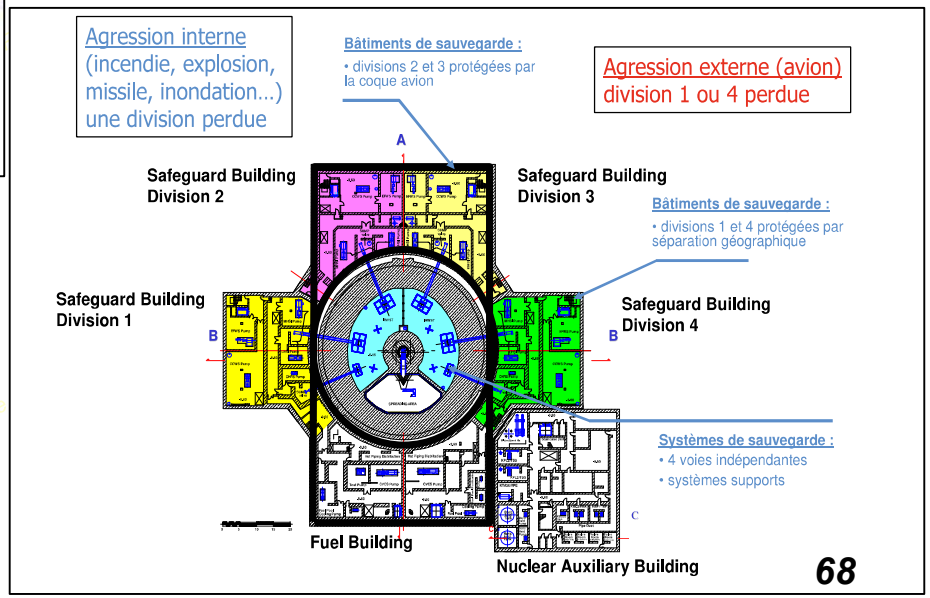
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

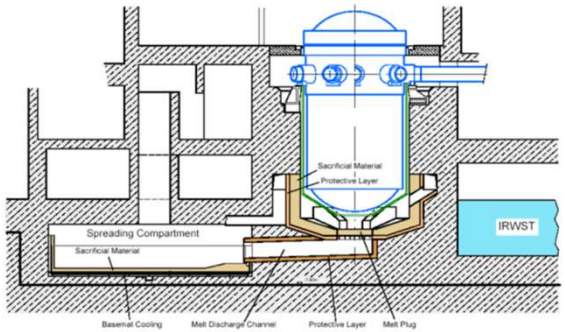
REACTEUR - EPR







Dispositif de Récupération d'un cœur fondu

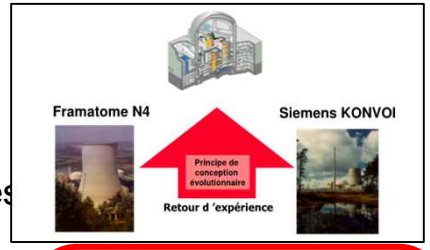


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Evolution des plus récents types de réacteurs en Europe :

N4 1450 MW (France – Framatome) et Konvoi (Allemagne – Siemens KWU).
Conçu à l'origine (1999) pour un parc Allemand

- Puissance thermique : 4500 MWth
- Puissance électrique : 1600 à 1750 MWe (Cœur de 241 combustibles
- Conçu pour une durée de vie de 60 ans
- Résistance aux séismes (SSE) : 0,3g (0,2 g maxi pour les précédentes)
- Durées de Chargement/Déchargement réduites (moins de 50 heures)



Question posée : n'a t'on pas empilé les exigences de sûreté Allemandes et Françaises avec cette alliance ?

La Sûreté

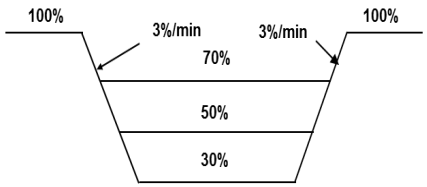
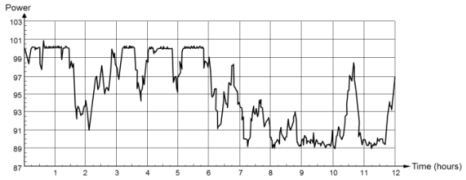
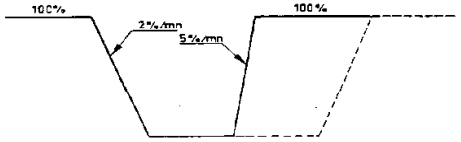
- Fonction de sûreté assurées principalement par des **Systèmes Actifs**.
- Renforcement des systèmes de sûreté (Redondance – Diversification – Séparation physique)
- Système de sauvegarde mécanique et électrique sur la base d'une architecture à **4 voies (ou Trains)** indépendantes et séparées géographiquement (1 seule voie permet de gérer l'accident)
- Maîtrise des accidents avec fusion du cœur - **Dispositif de récupération d'un cœur fondu** (Corium)
- Protection renforcée contre les agressions externes (double enceinte) et internes (liner dimensionné à 6,5 bars); Coque externe protégeant l'ilot nucléaire des chutes d'avion.
- Intègre le Post-Fukushima (i.e. : impact sur les diesel de secours – **Recombineurs H2** - Piscine BK)
- Prise en compte systématique à la conception des actions de maintenance afin d'améliorer la radioprotection
- Contrôle Commande renforcé (**CyberSécurité**) et évolution de l'Interface Homme (exploitant) – Machine (systèmes de conduite)
- Dispositifs de diversification adoptés pour les alimentations électriques et la source froide (afin de pallier aux risques de défaillance de mode commun)
- Possibilité de réaliser la maintenance des systèmes de sûreté en fonctionnement.
- Accès au BR (et à la Machine de Chargement) lors du fonctionnement.

Le plus puissant Réacteur au monde (1660 Mwe nets)
Record de production pour Taishan 2 en 2023 :
12 884 TWh avec un facteur de charge de 88 %

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

La famille EPR : une flexibilité adaptée aux réseaux d'aujourd'hui et de demain

L'introduction massive d'énergies fatales et intermittentes sur les réseaux impliquent une demande de flexibilité accrue pour les tranches nucléaires

Demande potentielle du réseau	Exemple	Capacités des EPR
Adaptation à la variation de demande journalière		**Suivi de charge** • Puissance réduite : niveau de puissance, durée • Variation de puissance (pente): rapide, lente • Variation programmée
Adaptation aux variations de fréquence en temps réel		**Réglage de fréquence** • Réglage primaire : automatique (amplitude, pente) • Réglage secondaire : contrôle à distance (amplitude pente) • Combinaison possible des deux
Adaptation aux perturbations réseau		Réponses aux demandes non progammées : Rampes (amplitude, pente) Retour instantané à pleine puissance (pente) Ilôtage
Adaptation aux demandes anticipeés		Fonctionne prolongé à puissance réduite Réduction de la puissance durant des périodes significatives de temps (nombre d' occurrences, durées)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Olkiluoto 3

Flamanville 3

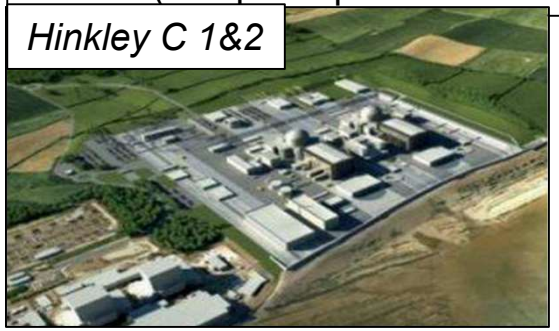
Taishan 1&2

Mise en Service des EPR :

Taishan 1	Q3 2018	Version **Tropicalisée** - **TTS**
Flamanville 3	**Q4/ 2024** ?	
Taishan 2	Q3 2019	
Olkiluoto 3	**07/2022 (production).**	Divergence le 21/12/2021 à 03:22
Hinkley C 1	**Q2 2029** ?	REX FA3 et TSN
Hinkley C 2	Q2 2030	

Puis Jaitapur en Inde (2 à 6) ? et Sizewell C (après HPC 1)

Nouveau Modèle EPR (EPR2) proposé à partir de 2025 ?
(Uniquement pour le renouvellement du parc français).
(Jusqu'à 3 paires de Tranches + 4 paires)

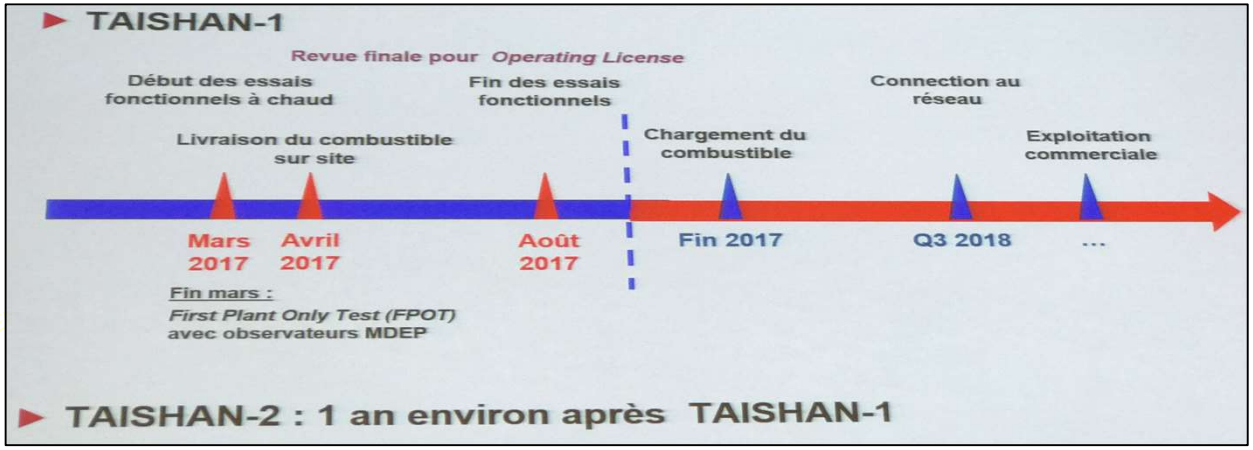

Hinkley C 1&2

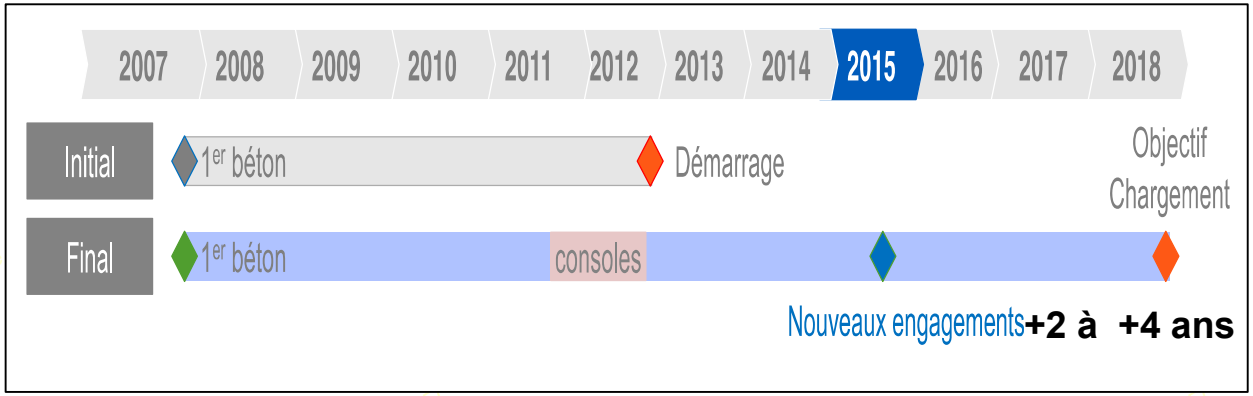
Puis **Taishan 3&4 ?**
et **Jaitapur 1&2** en **Inde**
(toujours en négociations)
puis **Sizewell C 1&2** en **GB**
(structure financière en cours d'études) puis le renouvellement du parc français avec l'**EPR2**

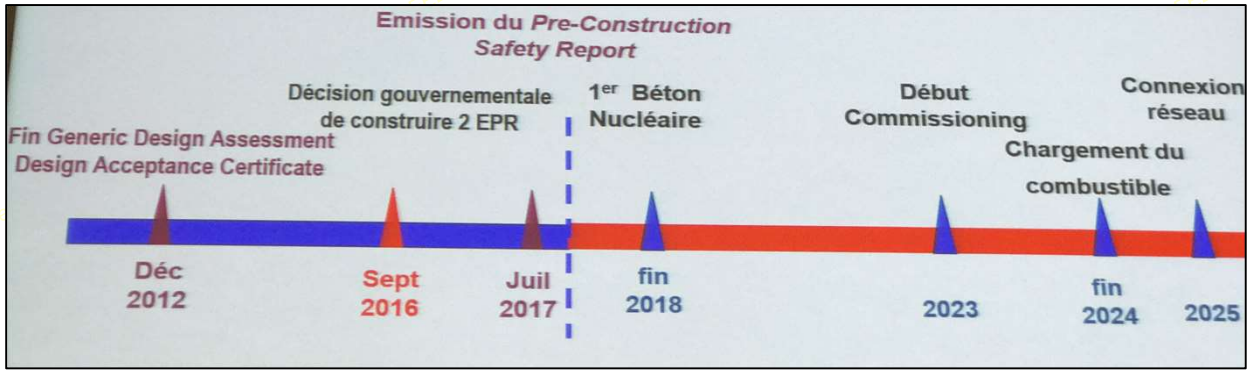
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - EPR







Planning

Taishan 1 (TTS)

En attente de chargement depuis le 01/2018
Début du chargement le 11/04/2018
Divergence le 6/06/2018
Connexion au réseau en 07/2018.
Pleine puissance en 10/2018.
Mise en service commerciale (7 jours continus à pleine puissance) : **12/2018**

Record de puissance (en hiver) : **1762 MWe**
Suivi de charge : 20% à 100 %

Taishan 2

Divergence au 28/05/2019
Connexion au réseau : 23/06/2019
Mise en service commercial **7/09/2019**

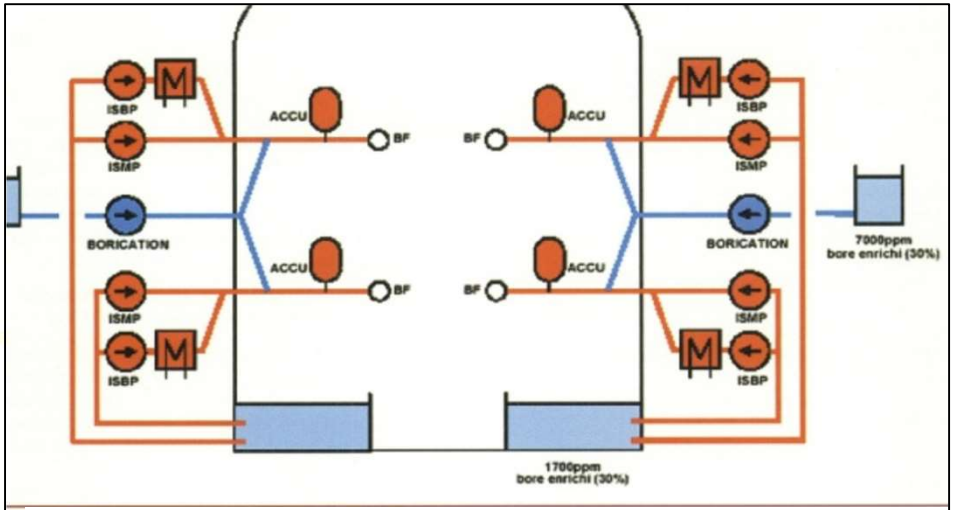
Flamanville 3

Connexion au Réseau : **Q3/2024**
Pleine Puissance : Début 20252 ?
2 ans de retard supplémentaire du à des problèmes de soudures sur les tuyauteries secondaires
*Décret du 27/03/2020 pour repousser la date limite du chargement en **04/2024***

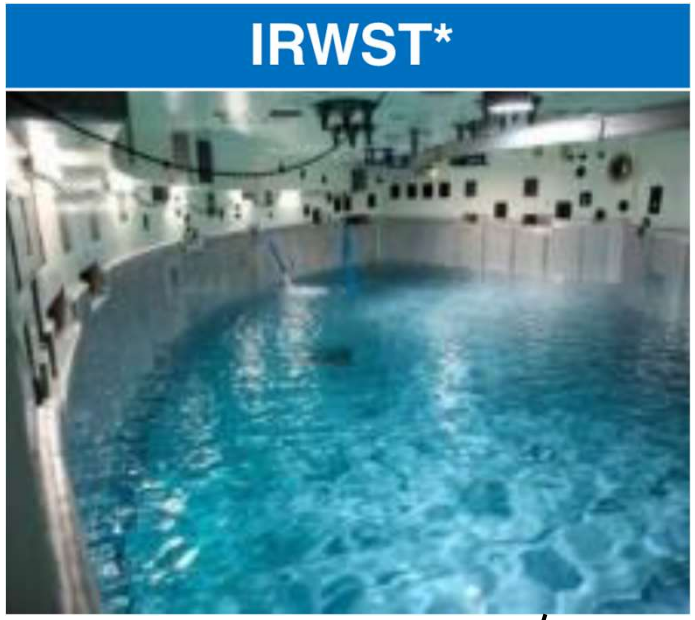
Hinkley Point C1

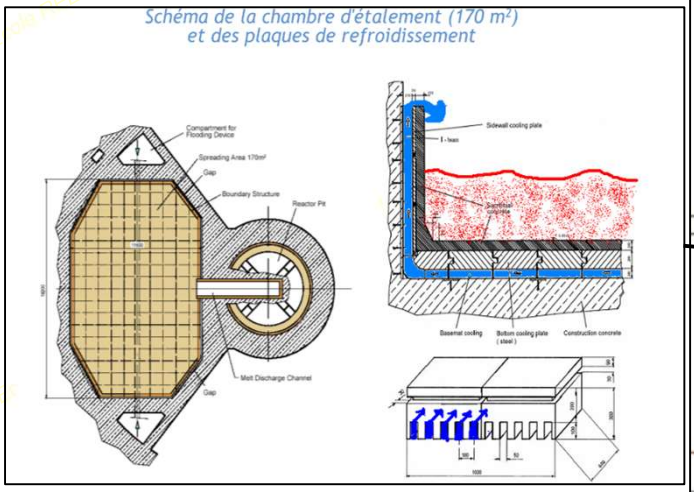
Construction des fondations (radier)
1er Béton Q2 2019

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Injection de Secours (RIS)





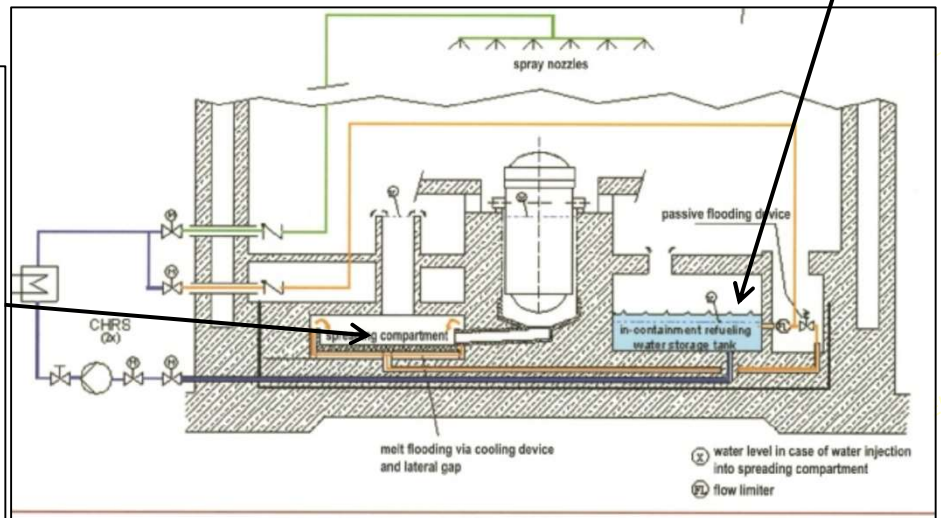
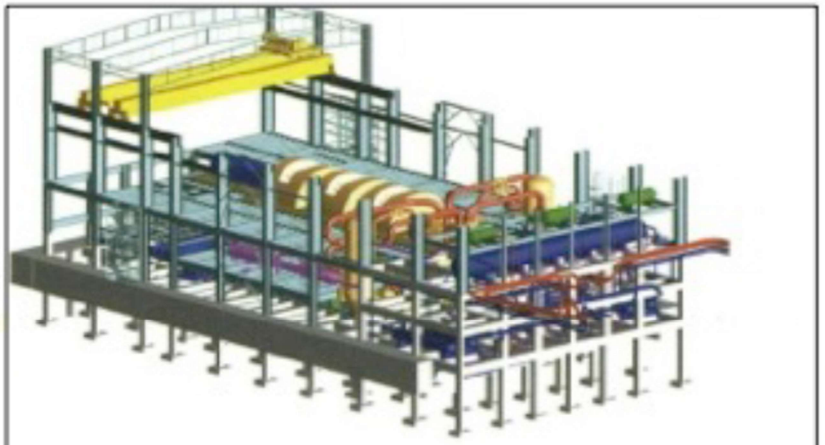


Fig. 4 - Système CHRS

Aspersion enceinte

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



SALLE DES MACHINES

- Puissance électrique nette : 1550/1650 MWe
- GTA : 1 corps HP + 3 corps BP avec alternateur
- Sécheurs surchauffeurs verticaux à 2 niveaux de température
- Vide à 100 % de l'ordre de 40 mb (bord de mer)
- Pression admission 78 b à 100 %
- Pas de turbopompes (4 MPA 33 % à vitesse variable)
- Poste d'eau avec bâche alimentaire
- 7 étages de réchauffeurs (4 BP, BA, 2 HP)
- 3 pompes d'extraction 50 % à vitesse variable
- 2 pompes CRF
- 4 trains SEC dont 2 communs avec CRF - Condenseur monobloc ou en 3 blocs
- Maintenance compatible avec la disponibilité requise
- Contournement condenseur 60 % débit nominal (80 % N4, "partial trip")
- ARE idem N4
- Pas de transformateur de vapeur

Mise en place du rotor HMP de la turbine

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - EPR

Centrale d'Olkiluoto avec 2 x BWR (OL1 & OL2) et le nouveau EPR (OL3)
En 2023, OKILUOTO a produit 31 % de l'électricité de la Finlande avec 10,37 TWh pour l'EPR OL3 sur 7 mois

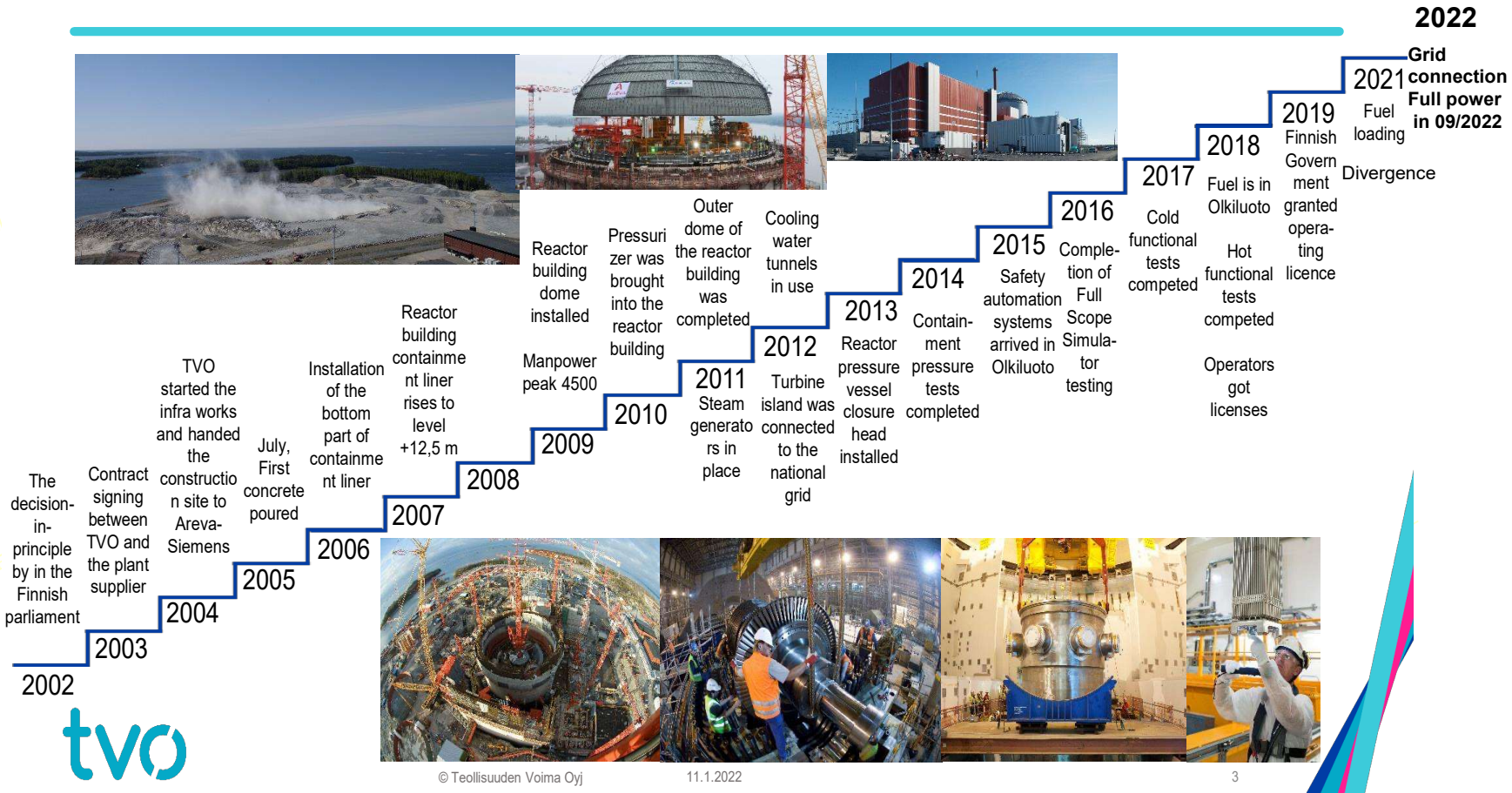
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - EPR

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Olkiluoto Planning de réalisation



*Divergence au 21/12/2021 et connexion au réseau le 12/03/2022 (27 % - 103 MWe de puissance). Après 4 mois de production, 100% de puissance en 09/2022. Exploitation commerciale à partir du 1/05/2023. Production de **10,37** TWh en 2023.*
Une fois en pleine puissance, OL3 produira 14 % des besoins finlandais en électricité.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

ENERGIE NUCLEAIRE

TAISHAN UNITS 1 & 2 (vue en 2021)
En arrière plan les deux sites prévus
pour les Tranches 3 & 4 et 5 & 6 (EPR ou Hualong ?)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Vue aérienne du site de Flamanville - 3 novembre 2016

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

19,6 Milliards de Livres (dont 13 pour EDF). C'est le coût du projet qui devrait se maintenir rentable avec le tarif garanti du MWh vendu (voir ci-après)

6 ANNÉES, c'est la durée prévue du chantier pour construire (hors sol) le premier réacteur entre 2019 et 2025. Six ans de construction semblent plus raisonnables que les durées de construction prévues pour les deux premiers EPR en Europe. L'EPR d'Olkiluoto devait être construit en quatre années, il lui en faudra seize (2020).

L'EPR de Flamanville (Manche) avait était planifié sur cinq ans, il lui en faudra **treize (2022)**. Selon EDF, le faible avancement de l'ingénierie détaillée est à l'origine de ces considérables retards. Mais il n'y a pas que cela. L'électricien assure que plus des deux tiers de l'ingénierie seront achevés au début du chantier d'Hinkley Point.

92,5 Livres, soit 116 euros (2013), c'est le tarif garanti obtenu par EDF pour la vente de chaque MWh d'électricité. Pendant 35 ans, en comprenant le temps de construction, EDF vendra son électricité au prix du marché et le gouvernement anglais complètera si besoin pour atteindre ce montant.

60 ANNÉES, c'est la durée de vie programmée des EPR. Les réacteurs de deuxième génération, construits en France, étaient prévus pour durer 40 ans. Une prolongation à 50 ou 60 ans est prévue moyennant de lourds travaux dans le cadre du programme « Grand Carénage".

7%, c'est la part de la production d'électricité du Royaume-Uni qui sera fournie par la centrale d'Hinkley Point, grâce à la puissance des deux réacteurs de 1650 MW.

Aujourd'hui, 15 réacteurs nucléaires, opérés par EDF Energy (filiale d'EDF), fournissent environ 19 % de l'électricité du pays.

35%, c'est la part des commandes pour les deux réacteurs qui reviendront en France.

Une installation de stockage du combustible usé à sec intérimaire est prévue.

6 RÉACTEURS, c'est le nombre de nouvelles tranches nucléaires auxquelles EDF prévoyait de participer, avec l'électricien chinois **CGN**, au Royaume-Uni dans les années à venir. Les deux EPR d'**Hinkley Point était** que le début de l'aventure pour EDF et CGN dans le cadre du renouvellement du parc nucléaire britannique. Dans un deuxième temps, si tout se déroule comme prévu, EDF participera à la construction de deux autres EPR à **Sizewell** dans l'est de l'Angleterre mais a priori sans CGN. Quantaux réacteurs de Bradwell, la porte reste ouverte mais le Hualong chinois ne serait plus du projet.

Chantier HPC en Avril 2019

Accord de l'ONR sur la conception béton le 8/11/2018

Juin 2019 : J-0 fin du béton en sol (1er béton)

Poids du radier : 240 000t (dont 100 000t pour la dalle de 4 m de haut avec 5000t d'acier)

Arrivée de la grue de 5000 t (la plus grande du monde) en 07/2019

Pose du dôme T1 fin 2023

Annonces début 2021 de surcoûts et de retards :

- **Coût du projet revu : 21,5 à 23 Milliards de Livres puis 37 milliards d'Euro en 2023 !!!!**
- **36 mois de retard pour la Tranche 1 (MES en 2029) et 15 mois pour la Tranche 2**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

CHANTIER EPR HINKLEY C – Début 2021

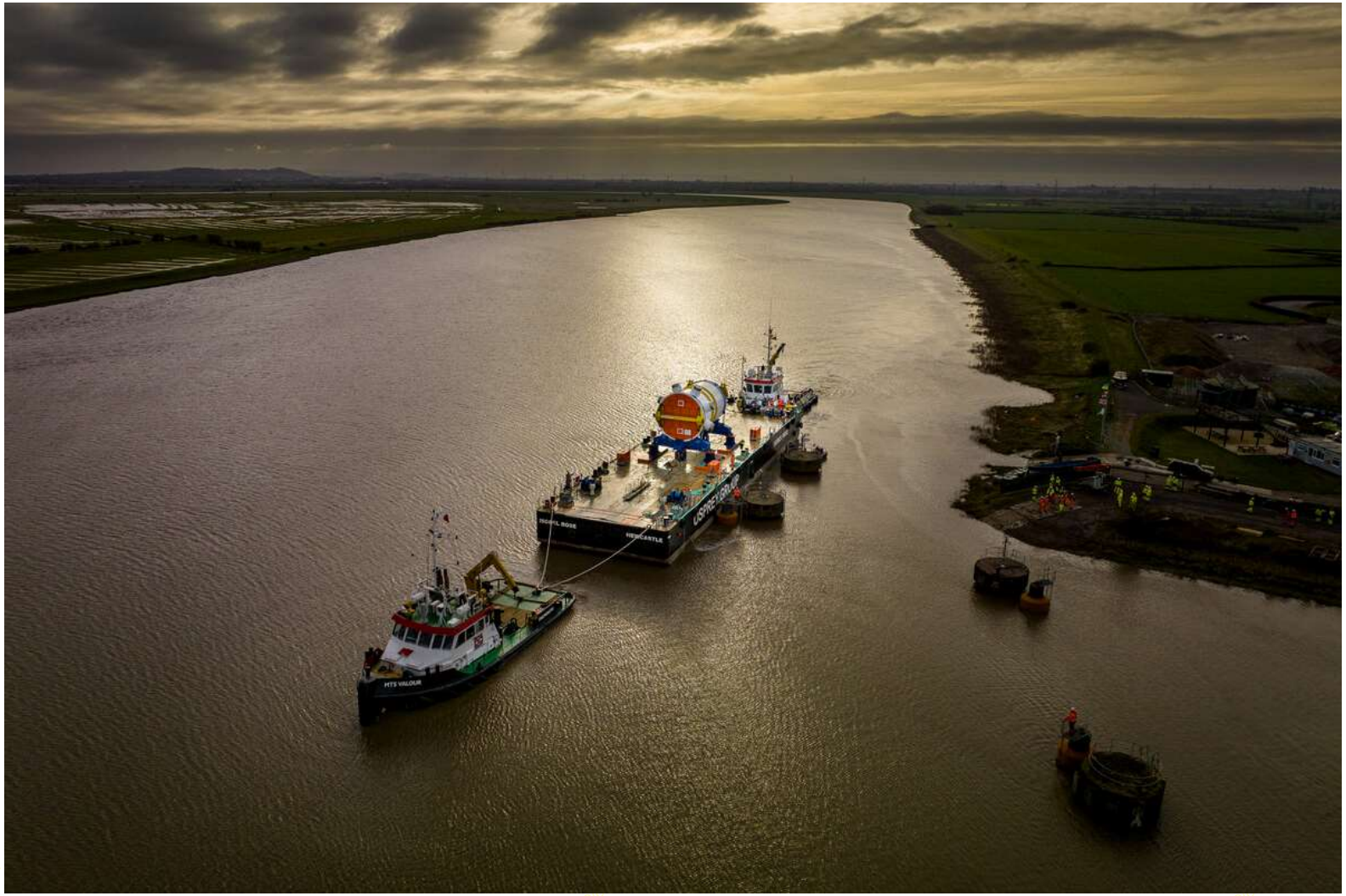
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

CHANTIER EPR HINKLEY C – La plus grande grue du monde (5000t)
(introduction du liner métallique conçu par NFM)
Pose du Pont Polaire et du dôme sur la 1ière Tranche avant fin 2023

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE



CHANTIER EPR HINKLEY C – Livraison de la Cuve 03/2023

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

CHANTIER EPR HINKLEY C – Pose du pont polaire (APCO) en 12/2023

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

CHANTIER EPR HINKLEY C – Mise en place du dôme en 12/2023

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EPR* | LE PROJET HINKLEY POINT C

Coût initial estimé
23,3 milliards d'€

Prix validé par le gouvernement britannique : 21 milliards d'€

27 janvier 2021. Nouvelle réévaluation du coût final : près de 28 milliard d'€

Début des travaux
Mi-2019

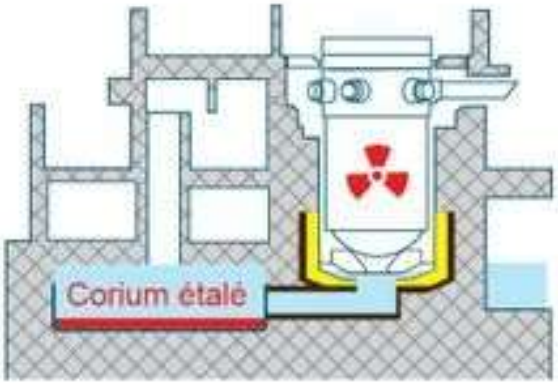
Fin des travaux
2025

2 réacteurs EPR**
2 X 1600 MWe.

Réacteurs nucléaires de 3e génération développés par AREVA

Prise en compte de nouveaux risques

- Si fonte du coeur du réacteur : « récupérateur de corium ».
- 4 systèmes indépendants de refroidissement d'urgence.



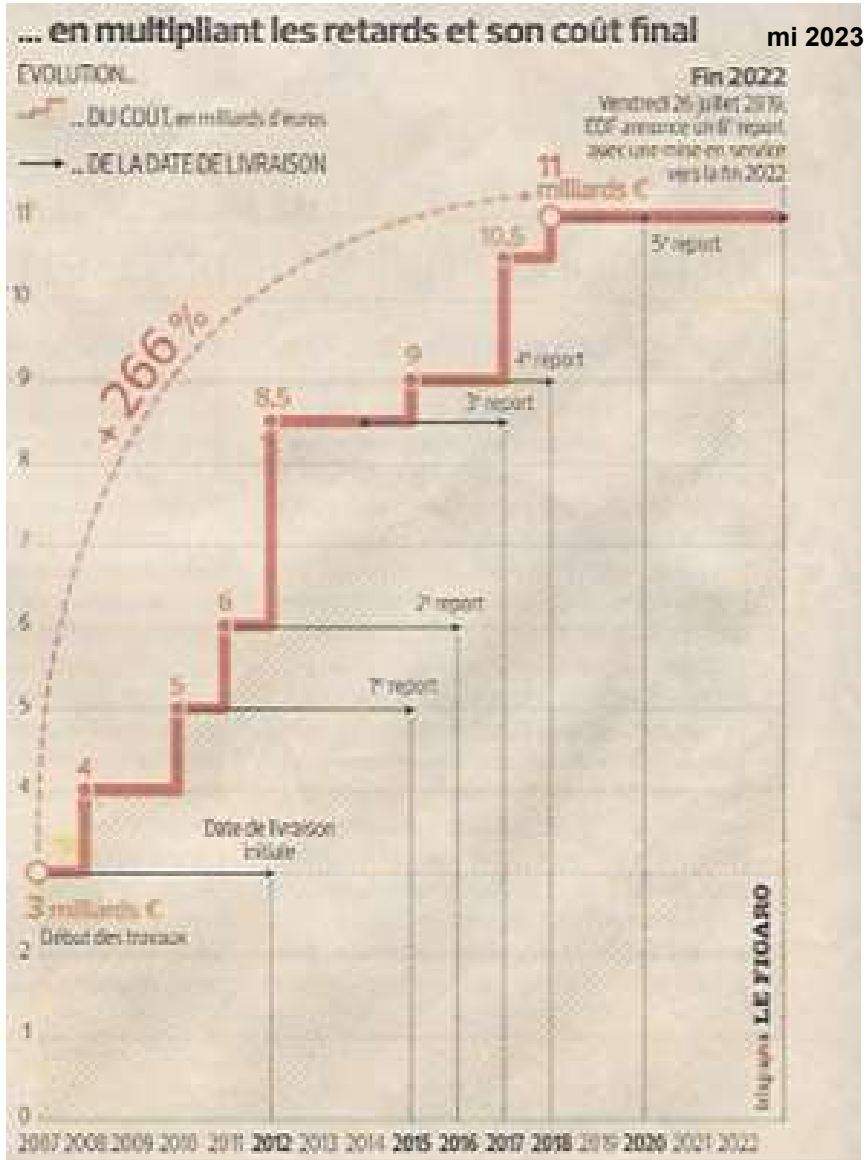
- Si attaque terroriste : enceinte de confinement (2 parois en béton d'1,3 mètre d'épaisseur).
- Protection sismique renforcée.

*réacteur à eau pressurisée. **China General Nuclear Power Group, opérateur chinois.
Sources : médias, EDF. Images : EDF Energy, Areva.

VISACTU

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES RETARDS de FA3



Principales causes des retards :

- ❑ Problème de qualité sur le béton
- ❑ Problème sur le liner métallique et les corbeaux support de la voie du pont polaire (défauts des soudures de résistance)
- ❑ Problème de la cuve et du couvercle : % de carbone trop important ce qui peut fragiliser la cuve dans des situations accidentelles avec un risque de fissure plus important
  - Cuve accepté dans l'état
  - Couvercle à remplace en 2024
- ❑ Problème des lignes vapeur :
  Non conformités dans les 66 soudures

Retard potentiel de plus de **10 ans**
Surcoût potentiel de plus de **8 milliards €**

Une mise en service à mi 2024 ? Une Mise en service partielle (INB) en 2021 avec l'arrivée du combustible neuf en BK ?

TAISHAN : Coût : 12,35 Milliards d'Euro (2 Tranches) et retard de 5 ans.
Mais cela marche avec un record de production

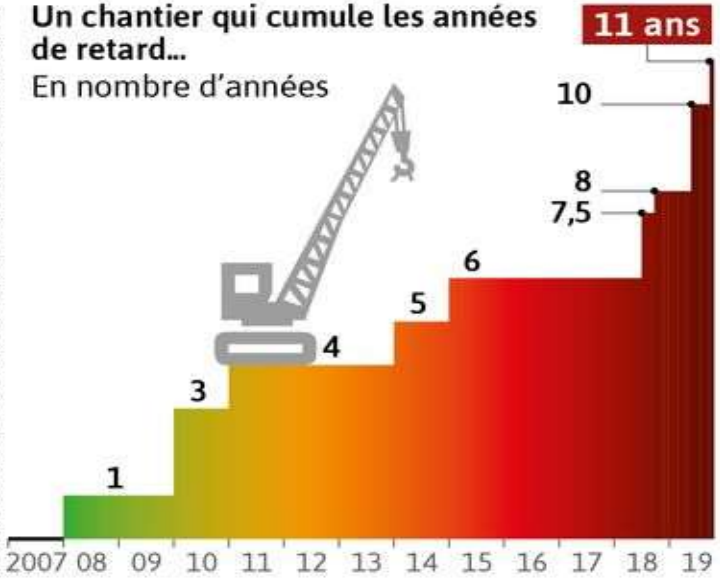
03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

FLAMANVILLE — L'EPR ACCUMULE LES DÉBOIRES ET LES RETARDS

		Date de fin de chantier
Oct. 2019	Officialisation du nouveau **retard** pris et de la **hausse du coût** de construction.	2023
Juin 2019	EDF doit **reprendre 8 soudures** situées dans la double enceinte en béton.	2022
Juil. 2018	EDF confirme un **nouveau retard** suite aux problèmes sur les soudures. Coût supplémentaire: **400 millions d'€**	4e trim. 2019
Avril 2018	EDF annonce *«des écarts de qualité»* sur des soudures du réacteur. Nouveaux contrôles et expertises jusqu'à **fin mai**.	Déc. 2018
Juin 2017	Feu vert de l'ASN à la mise en service de la cuve du réacteur... mais le couvercle ne pourra pas être utilisé au-delà de **2024**.	Fin 2018
Fév. 2017	**Explosion** sur le chantier.	2018
2015	Anomalie repérée dans la cuve du réacteur. Bouygues TP **condamnée** pour travail dissimulé sur le chantier.	2018
2014	**Retard** dans la livraison de certains équipements.	2017
2011	2 ouvriers **meurent** sur le chantier.	2016
2010	Officialisation du **retard** pris.	2015
2008	**Suspension** des travaux à cause d'**anomalies** dans les armatures en fer et la structure en béton.	2013
2007	Début de la construction.	2012

Sources: Areva, EDF, médias.

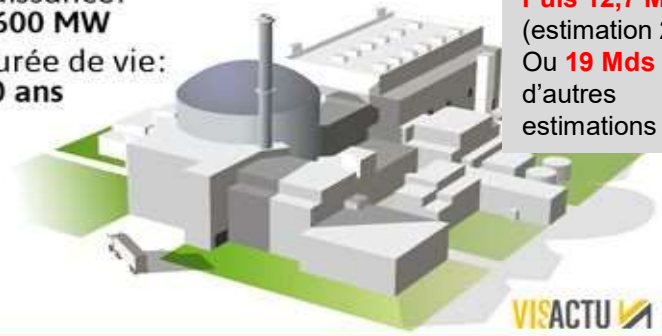
Un chantier qui cumule les années de retard...
En nombre d'années



L'EPR de Flamanville

Coût initial **3,3 milliards d'€** → Coût final estimé **12,4 milliards d'€** (+276 %)

- Puissance: **1600 MW**
- Durée de vie: **60 ans**



Puis 12,7 Mds ? (estimation 2022) Ou **19 Mds** pour d'autres estimations

VISACTU

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EPR 2 (le nouveau model)

Une évolution de l'EPR de FA3 avec deux options possibles débattues :

Ce nouveau réacteur est destiné uniquement au marché français (6 x EPR 2 à partir de 2025 ?).

Pour l'export à venir (Inde, UK), c'est le modèle EPR FA3 et Hinkley Point.
L'état (et les AS) n'autorise pas à vendre à l'export un réacteur qui n'est pas en exploitation sur le territoire et avec un référentiel sûreté au moins égale.
Un EPR1200 aussi !!!

A - Un nouveau réacteur (EPR NM) avec des modifications majeures

- Une enceinte de confinement à simple paroi épaisse avec liner
- Récupérateur de Corium par la cuve (comme pour l'AP1000)
- 3 trains de systèmes de sauvegarde au lieu de 4
- Suppression de la possibilité de réaliser des opérations de maintenance dans le BR pendant son exploitation en puissance
- Exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires vapeur
- Simplification – Optimisation – Standardisation - Modularisation

B - Une optimisation de la conception FA3 avec le REX de Taishan (exploitation) et d'HPC (construction) mais sans modifications majeures

- Plus grande puissance disponible : ≈1750 MWe
- Optimisation du Génie Civil – Simplification des structures – Optimisation du taux de ferraillage – Modularisation
- Optimisation des circuits : réduire les heures de montage et d'essais
- Référentiel de sûreté – Référentiel industriel – Architecture des systèmes – Architecture des bâtiments ⇨ EPR2

Avis **ASN N°2019-AV-039 du 16/07/2019 sur l'EPR2**
Rapport **IRSN 2018-000013 du 19/01/2018 (EPR NM)**
Des partenaires associées dès la conception : GC avec un consortium Bouygues/Vinci/Eiffage – Framatome (Chaudière et Contrôle Commande) – Maquette numérique avec Dassault. Etablissement d'un budget (3 paires identiques espacées de 4 ans– Contrat Programme. Consultations dès 09/2019 – Remise de l'offre à l'état le 6 mai **2021 –Intention fin 2022.**
Décision mi 2023 ?

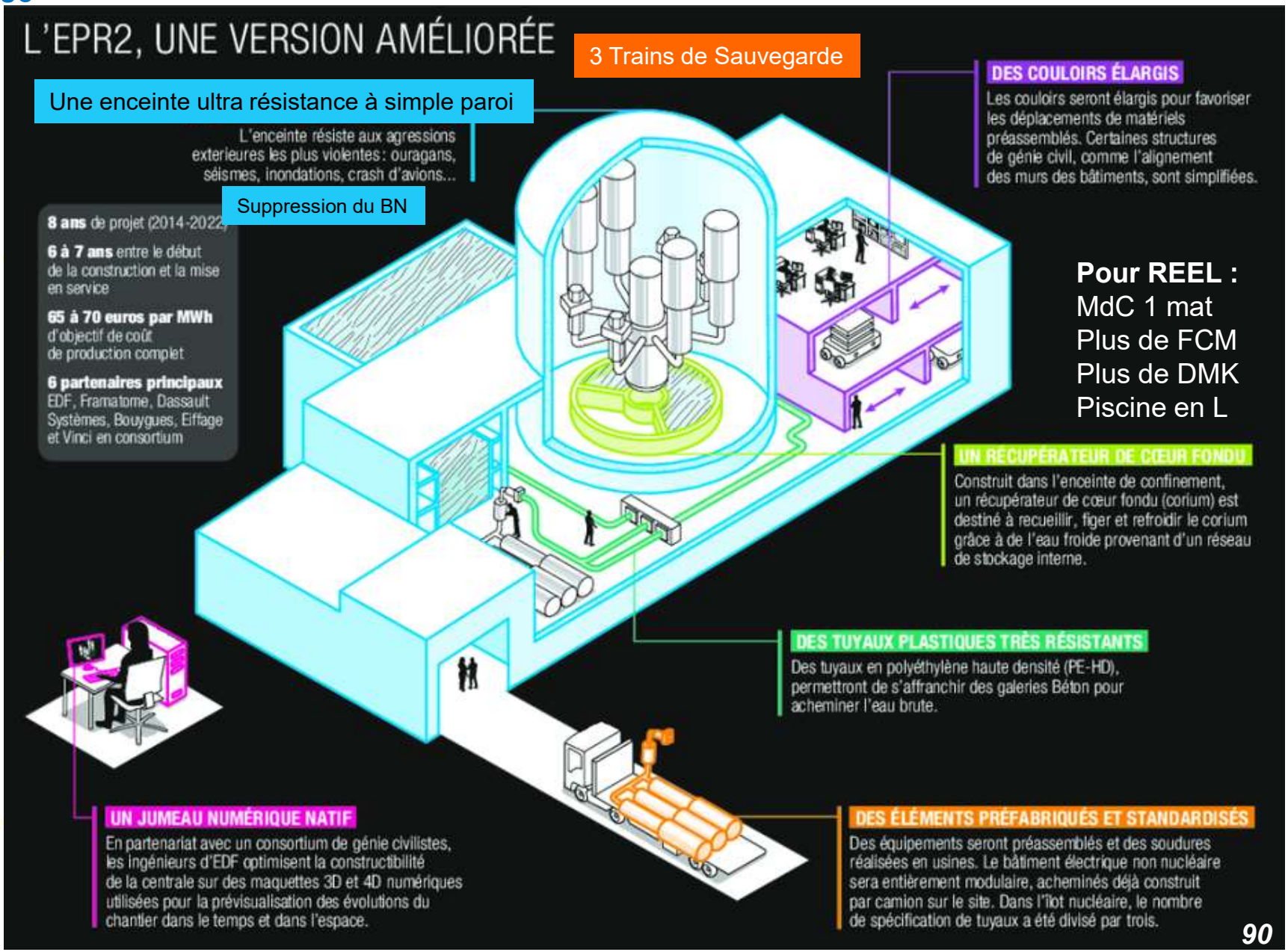
Ce nouveau réacteur (EPR2) est un mix des 2 options avec pour l'essentiel :

- Une puissance de 1680 MWe . Puissance thermique 4590 MWth (Taishan)
- Une enceinte à simple paroi épaisse en béton précontraint avec peau d'étanchéité métallique et suppression du Bâtiment Auxiliaire (BAN)
- Un système de sauvegarde à 3 trains
- Récupérateur de Corium inchangé
- Exclusion de rupture des tuyauteries primaires & secondaires (validé)
- Suppression de la possibilité de réaliser la maintenance dans le BR en exploitation (plus de dalles)
- Evolution de systèmes supports (source froide, Instrumentation,…)
- Optimisation du Génie Civil (modularisation) et des circuits fluides
- Gain financier de 20 % par rapport à HPC et une 2ième tranche à – 15%

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – EPR2



Pour REEL :
MdC 1 mat
Plus de FCM
Plus de DMK
Piscine en L

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EPR 1200 MW : C'est un EPR2 mais à 3 boucles.

Il remplace l'ATMEA jugé moins compétitif. EDVANCE est l'EPC
Il correspond à des demandes d'exploitants qui sont limités en source froide et en réseau électrique.

Simplifications envisagées :

- Considérer la cuve comme récupérateur de Corium (idem AP1000) et supprimer le dispositif sous cuve de l'EPR2. Cette solution peut être prise en compte par la réduction de puissance.
- Les spécificités de l'EPR 2 mais 3 Trains de sauvegarde et boucle 3 branches à 120°
- Référentiel de sûreté – Référentiel industriel – Architecture des systèmes – Architecture des bâtiments - Architecture du Contrôle Commande & Instrumentation → **EPR2**
- Un cœur avec 177 AC.
- Très grande standardisation avec l'EPR2 afin de bénéficier de l'effet de série.

Est-ce que c'est compétitif face aux réacteurs US (AP1000) ou Coréen (APR1400) ?

Proposé par EDF en République Tchèque (AO en 10/ 2022 – Décision en 06/ 2024 et MSI en 2036/2038). Il pourrait aussi être proposé à l'Afrique du Sud qui projette un nouveau nucléaire de 2500 MWe (2 réacteurs 1200 MW comme l'AP1000 ou le VVER). Autres marchés potentiels : Slovénie, Brésil, ….

EPR 1650 MW (Offre à l'Export)

EDF a fait une « *offre spontanée* » (10/2021) à la **Pologne** (Projet de PGE EJ 1) pour 4 à 6 réacteurs EPR de 1650 MWe déployés sur 2 ou 3 sites ciblés par l'état polonais.
C'était une offre non engageante qui détaille l'ingénierie, les approvisionnements et la construction des réacteurs dans le but :

- De décarboner le pays (- 40 %) et d'éviter plus de 55 Millions de t de rejet CO_2
- La création de plus de 25 000 emplois pour un site de 2 réacteurs (rôle majeur de localisation)
- EDF recherche un partenariat stratégique avec la Pologne

Cette offre s'appuie certainement sur l'offre ***Jaitapur*** en Inde (6 x EPR), remise et toujours en cours de négociation. **L'offre n'a pas été retenue par la Pologne qui lui préfère l'AP1000 et l'APR1400.**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

HUALONG 1 (HPR1000)

Evolution du CPR1000 (CGN) et CP1000 (M310 de CNNC) puis ACPR1000 (de CGN) et ACP1000(CNNC)
Projet commun CNNC – CGN (une JV créée)
Il s'inspire des technologies EPR, AP1000 et VVER
Deux modèles : celui de CNNC et celui de CGN
Mais des différences entre les deux modèles.

Génération III : 60 ans – 0,30g

90 % Chinois (PI 100 % Chinoise)

3 Boucles – 2 Trains (CNNC) - 3 Trains (CGN)

Cœur de 177 AC 1100 MWe – 3050 MWth

Double enceinte de confinement (type EPR)

Rétention du Corium en cuve (type AP1000)

Sécurité active et Sécurité passive (type VVER)

A l'export, c'est la version CGN qui primerait avec Fanchenggang 3&4 comme site de référence.
1ière Références à l'Export : Bradwell 1&2 (GB)
La CNNC construit Karachi 2&3 au Pakistan.

REEL fournisseur du PMC sur le premier CPR1000 (Ling Ao 3&4) et sur 8 autres.

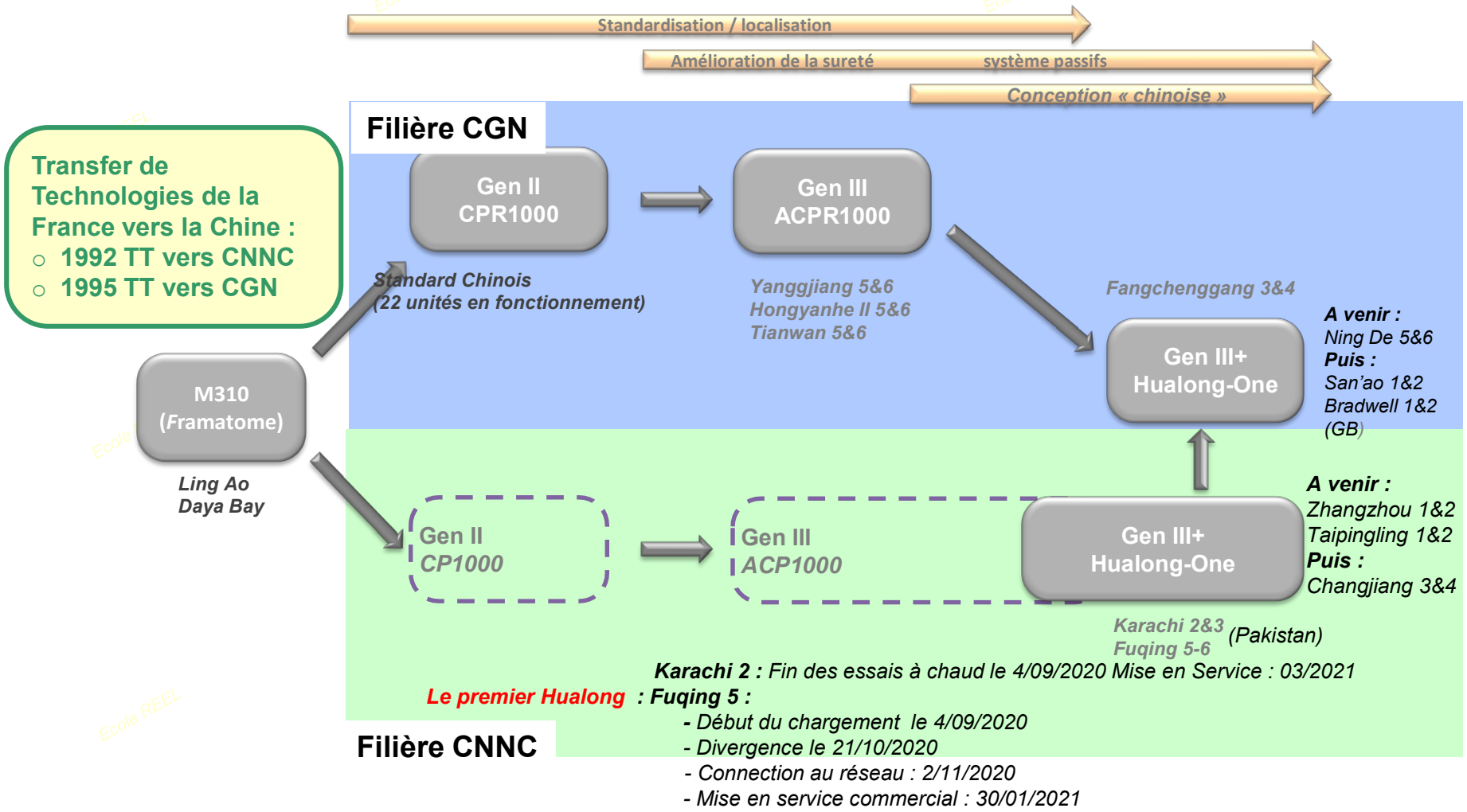
Le PMC du Hualong 1 peut être vu comme une « copie sinisée » du PMC REEL (mécanique) et PMC Westinghouse (Contrôle Commande)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – HUALONG 1 (HPR1000)

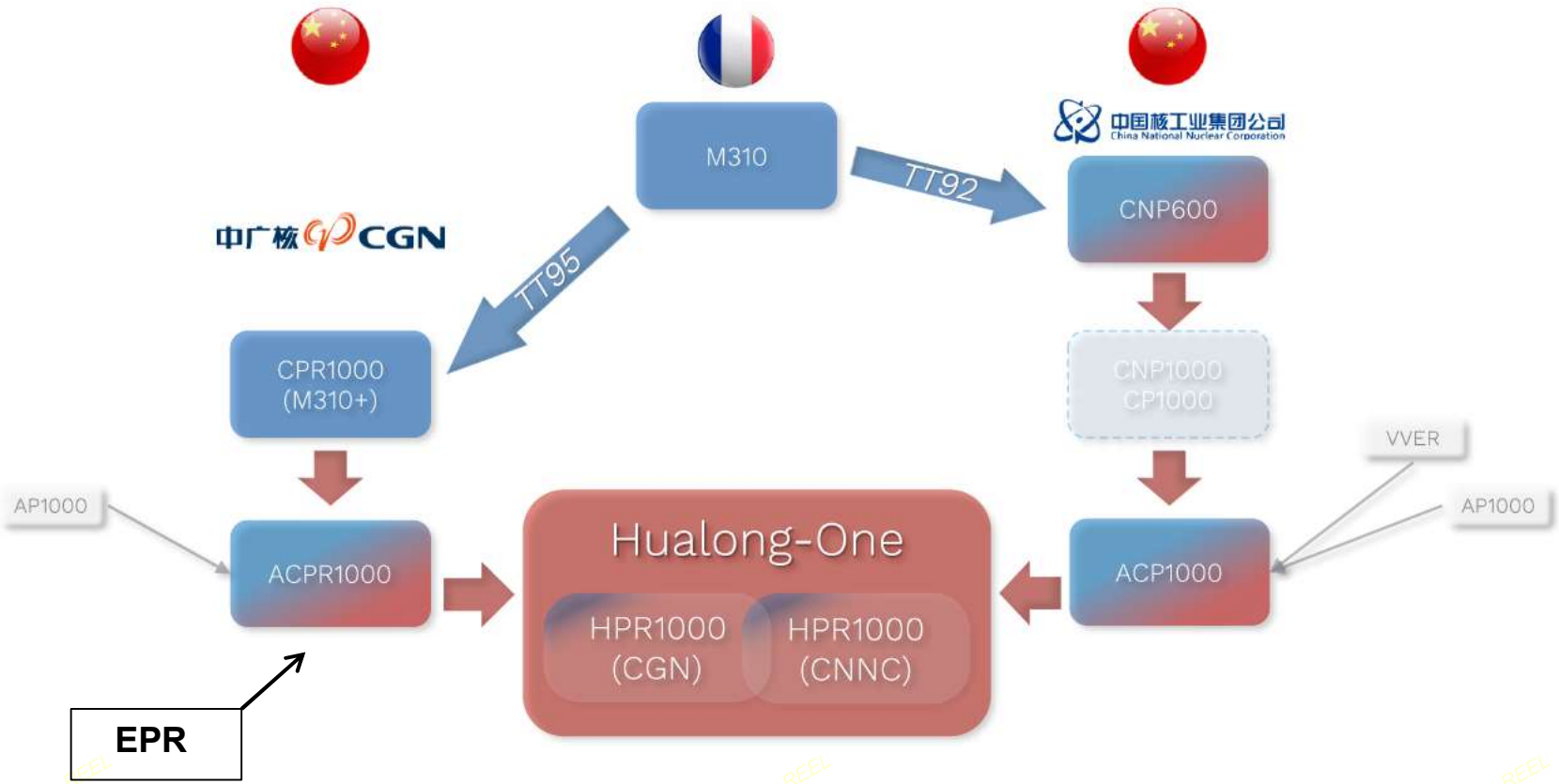
Evolution des modèles Chinois *dérivé du modèle français 1000 MW (Daya Bay)*



Le Hualong 1 (CNNC ou CGN) appelé à remplacer l'AP1000 sur certains sites à venir

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES ORIGINES DU HUALONG CHINOIS de CGN:



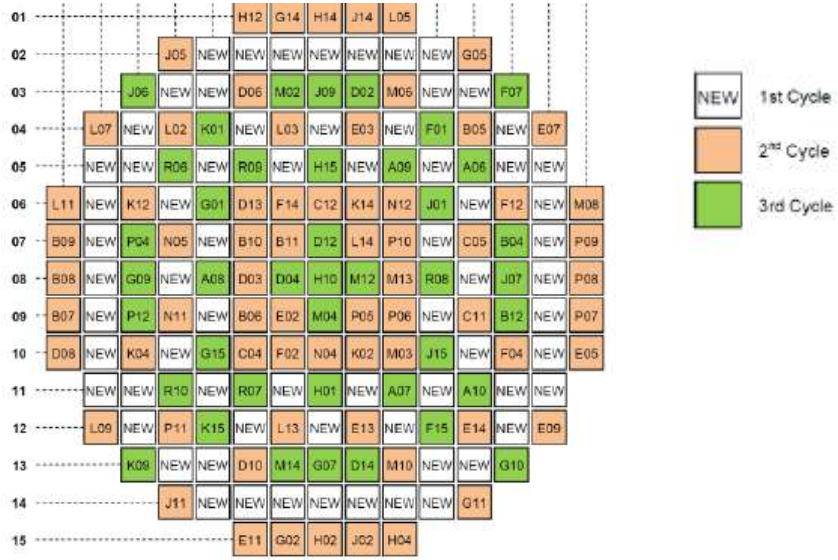
TTS *: CGN Fangchenggang 3* ***(01/2023)*** ***CNNC*** *Fuqing 5 (Export : Karachi 2)*

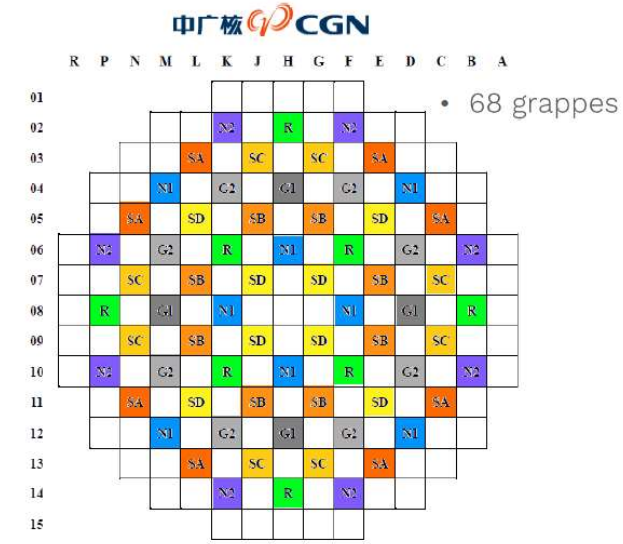
Des différences entre les modèles

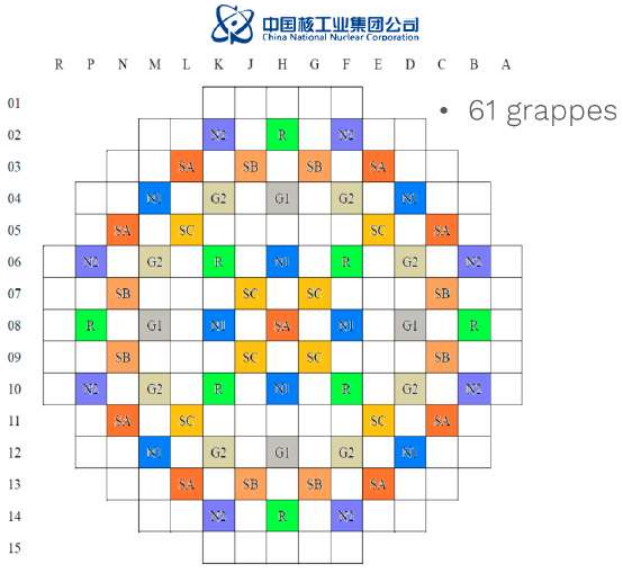
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Cœur du Hualong :

177 Assemblages Combustible type AFA 3G

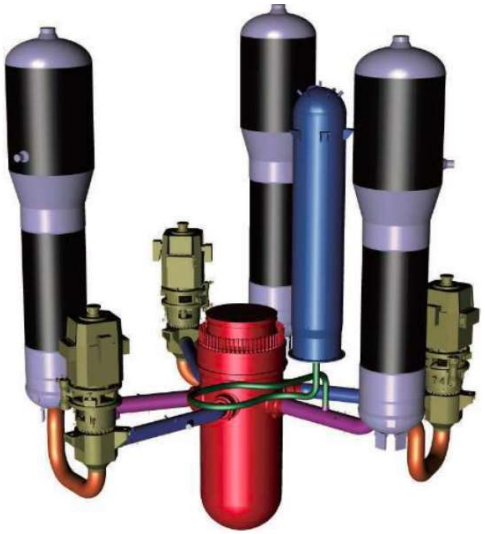






3 Boucles avec des différences notables entre CGN et CNNC :

- Hauteur de cuve (Plus haute pour CGN)
- Débit de pompe primaire
- Volume/surface d'échange de GV (plus gros pour CGN : *8000 tubes versus 6000*)
- Volume/Puissance pressuriseur (plus important pour CGN)



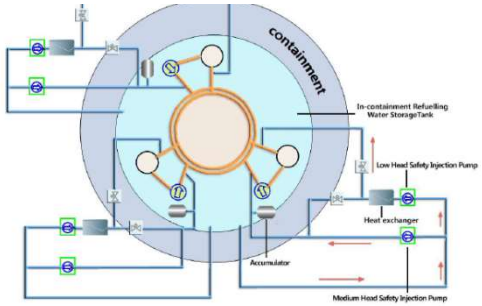
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

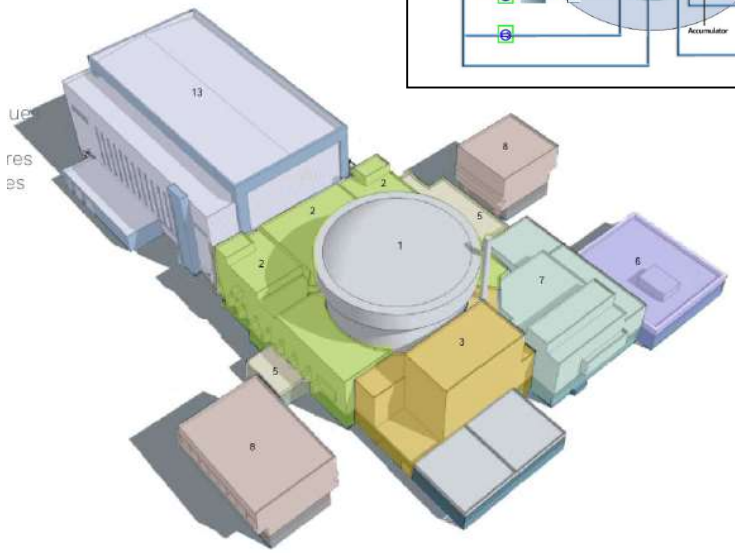
Agencement général d'une Tranche Hualong 1 (modèle CGN)

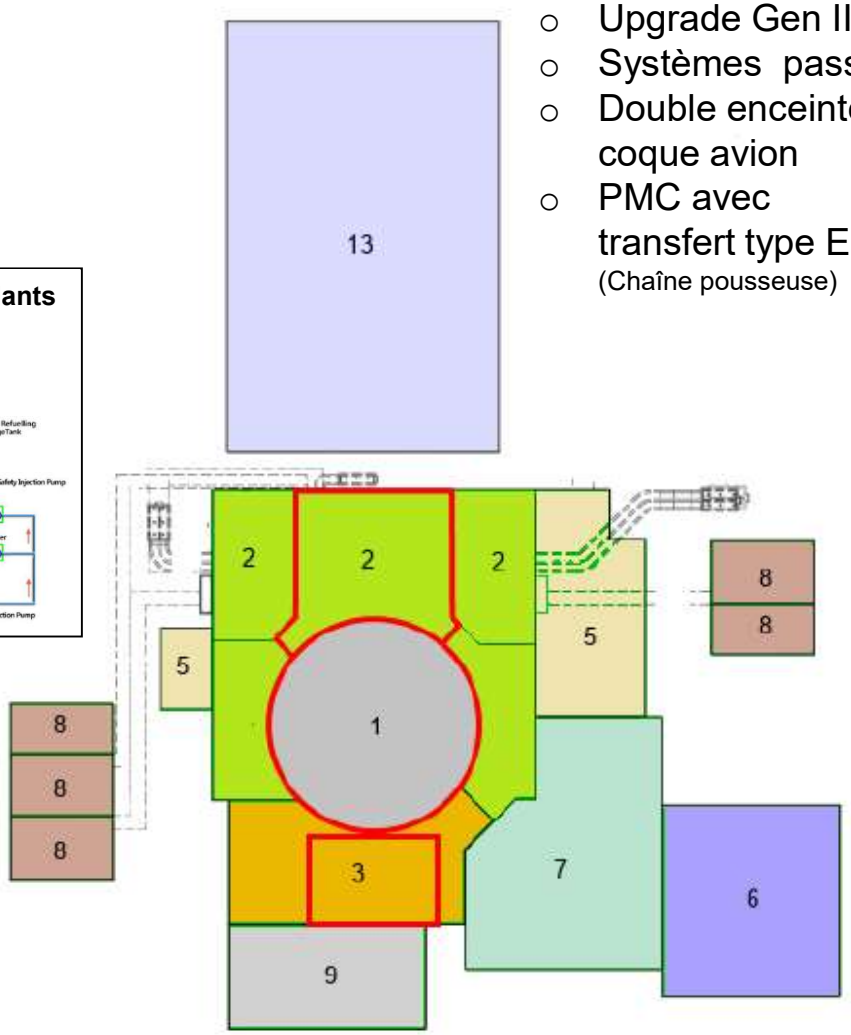
1. Bâtiment Réacteur
2. Bâtiments de sauvegarde
3. Bâtiment combustible
4. Bâtiment des auxiliaires électriques
5. Bâtiment d'entrée
6. Bâtiment des auxiliaires nucléaires
7. Bâtiment des effluents nucléaires
8. Bâtiments diesel

Coque avion

3 Trains de sauvegarde indépendants







Une base CPR1000 Gen II+ avec en plus :

- Upgrade Gen III
- Systèmes passifs
- Double enceinte coque avion
- PMC avec transfert type EPR (Chaîne pousseuse)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Academy

SURETE :

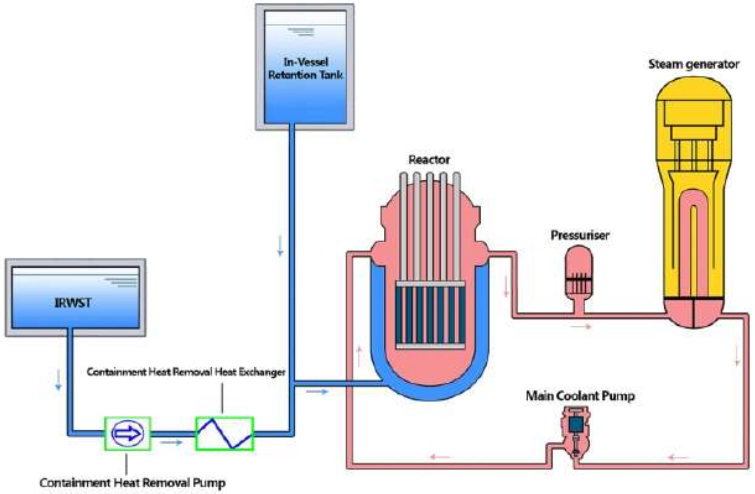
Un mix de systèmes actifs et passifs (approche VVER Russe)

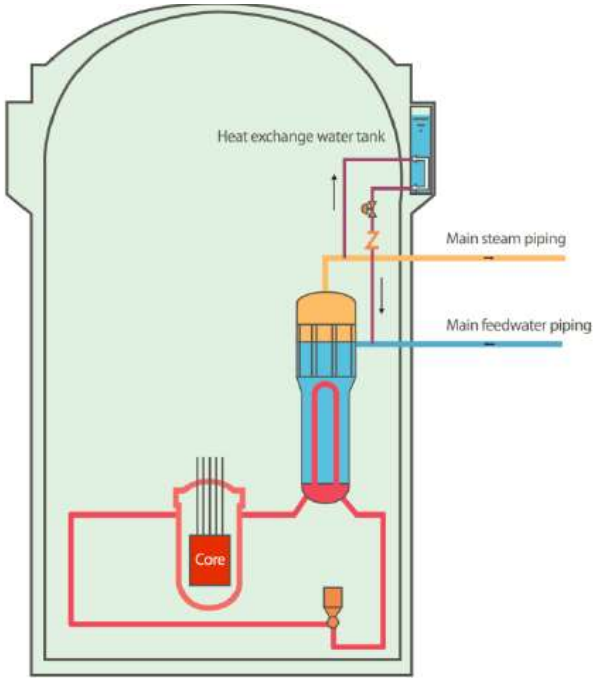
Systèmes de sauvegarde :
3 Trains indépendants pour CGN
2 Trains avec barillet pour CNNC

Récupération du corium :
Rétention du corium en cuve avec refroidissement externe de la cuve (approche AP1000)

Système passif : Evacuation de la puissance résiduelle

Protection contre les agressions externes :
Double enceinte et coque avion

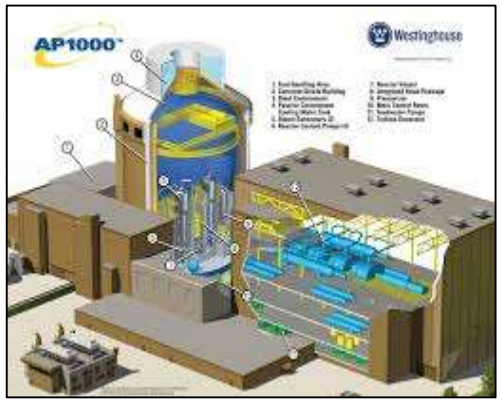




Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

CARACTERISTIQUES de l'AP1000

- **Génération III,** dérivé des études de l'AP600
- Puissance : 3200 MWth et **1154 MWe**
- 2 boucles primaires avec pour les 2 boucles :
- 2 GV (les plus puissants du monde) - 1 pressuriseur
- 4 pompes primaires de conception moteur asynchrone à « rotor noyé » (grosses difficultés de mise au point)
- Réacteur très compacte et de construction modulaire (5 fois de béton et de ferraillage en moins). Résistance séismes ?
- Réduction importante du nombre de composants (vannes -50%, pompes – 35%, tuyauteries – 80%, Bâtiments – 45 %, câblages,…)
- **Sécurité passive pour les systèmes classés** (par gravité, par circulation naturelle, stockage en batteries) par opposition à l'EPR dont les fonctions de sûreté sont à systèmes actifs (avec AC)
- Puissance électrique non requise pour un arrêt en toute sécurité
- Pas d'actions des opérateurs nécessaire pendant **72** heures qui suit l'arrêt afin de maintenir le refroidissement du cœur et de l'enceinte. Système qui assure que le cœur reste dans le cuve et noyé par l'eau
- Evacuation passive en convection naturelle de la puissance résiduelle du cœur (pas de circuit RRA)
- Injections (x2) de sécurité directement dans la cuve et non dans la partie froide de la boucle primaire
- **Rétention en cuve du Corium** avec évacuation passive de la puissance résiduelle et noyage du puits de cuve en ultime secours (mais instrumentation du cœur par pénétration en fond de cuve)
- Réservoir d'eau annulaire en toit pour un refroidissement d'urgence avec écoulement par gravité (sécurité passive)



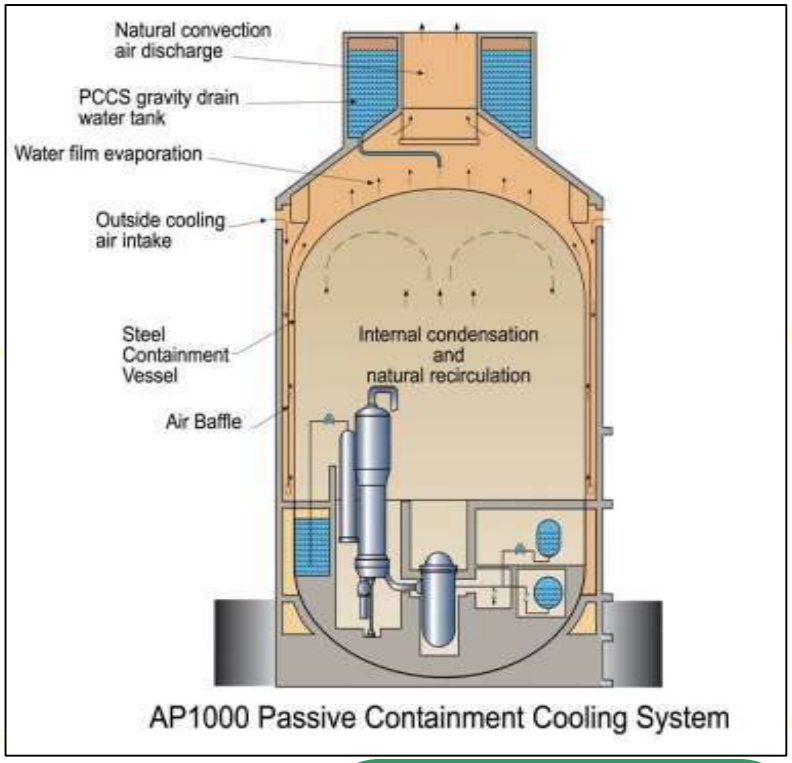
Le renouveau du Nucléaire Américains ?

2 x AP1000 aux US
Bientôt 6 x AP1000 en Chine
Plus de 5 en Europe dans le futur (Pologne et Ukraine)
)

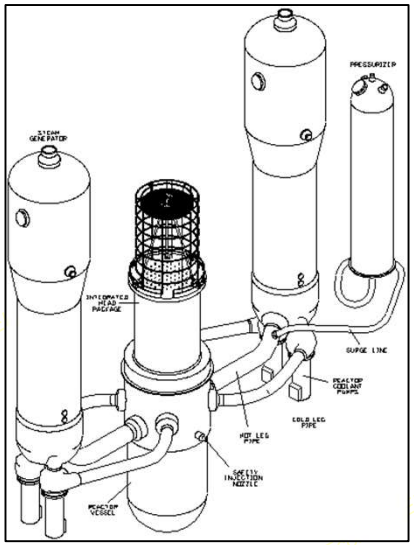
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – AP1000



AP1000 Passive Containment Cooling System



2 boucles primaires

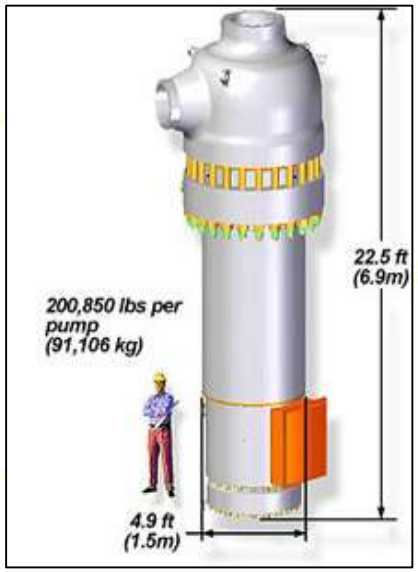
Cuve

(pas de joints soudés en zone cœur)

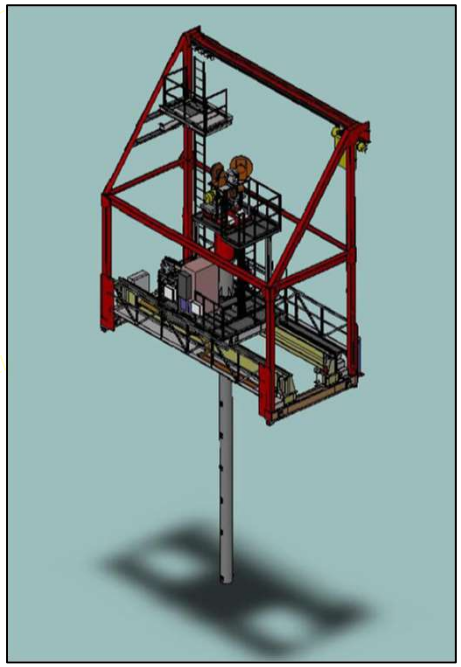
4 en exploitation (4 en Chine) et 1 en exploitation et 1 en essais finaux aux US.

Divergence du 1er AP1000 (Sanmen 1) : 21/06/2018
Pleine puissance : 14/08/2018
Commercial opération : 21/09/18

Projet de plus de 20 x AP1000 en Chine. Une évolution par la Chine : Le CAP1400
Futurs projets : Ukraine et Pologne (de 3 à 6)



4 x pompes primaires

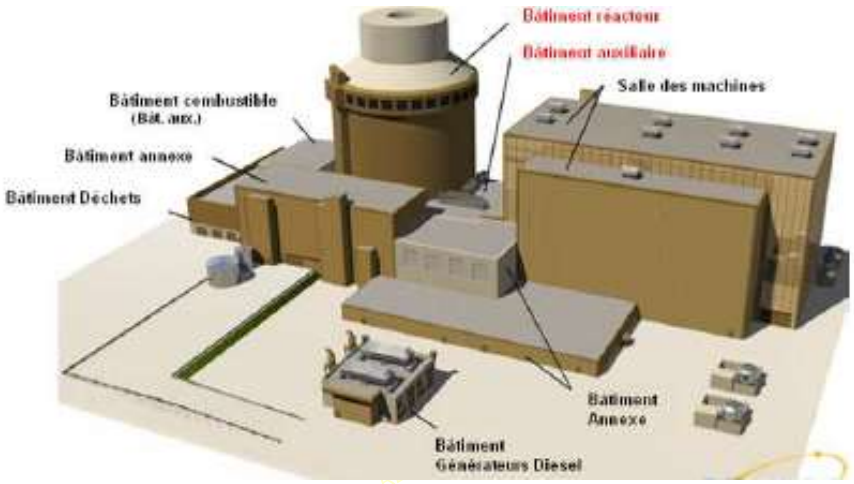


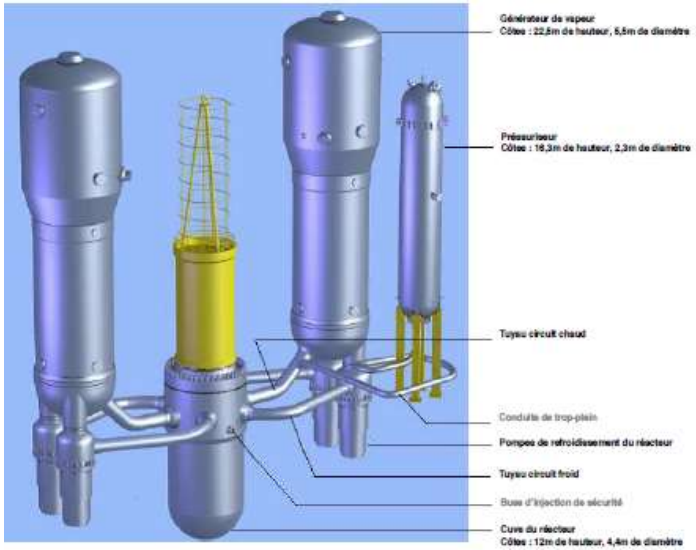
Machine de Chargement

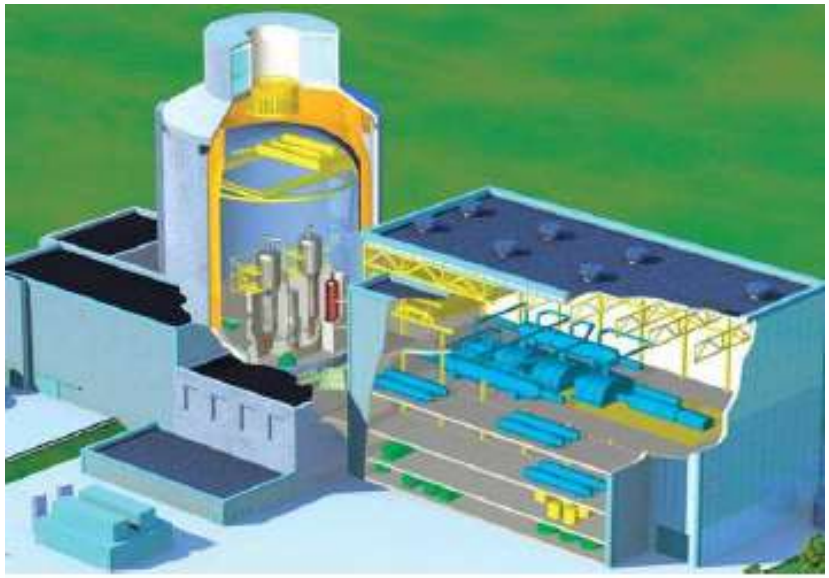
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

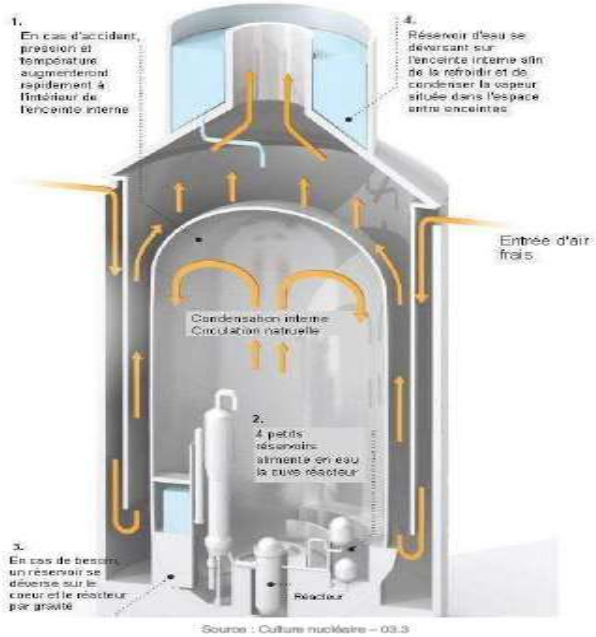
ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – AP1000









Source : Culture nucléaire – 03.3

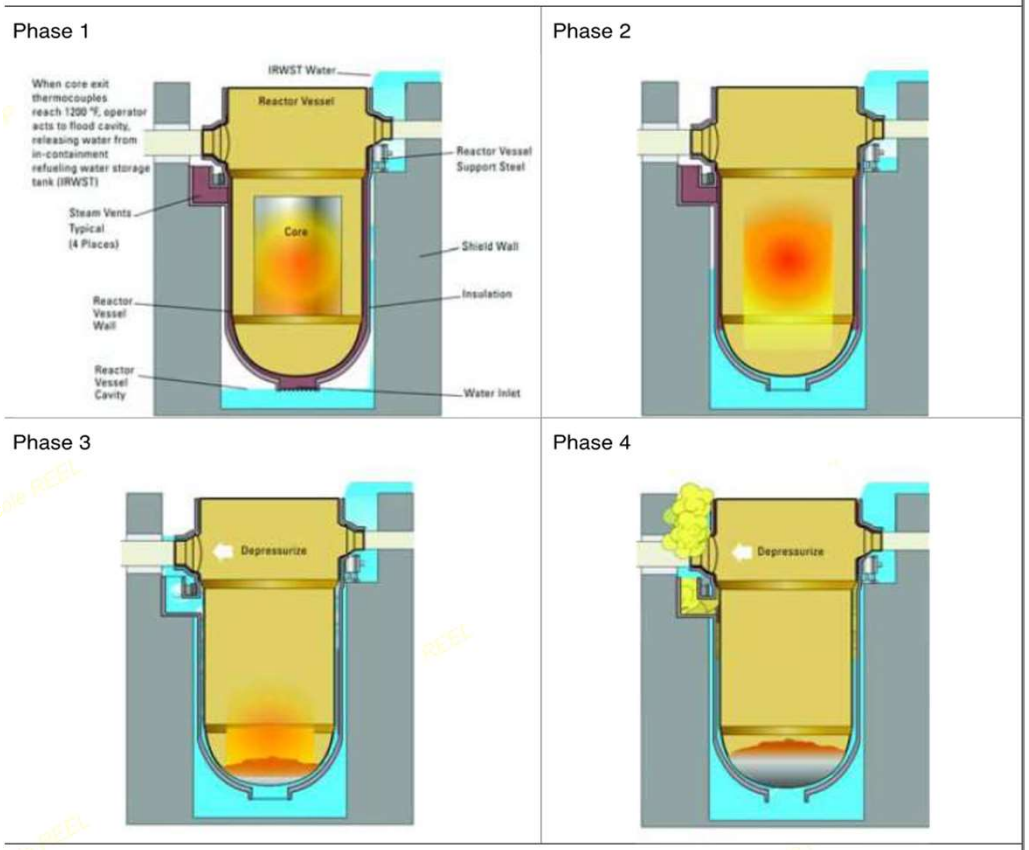
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Récupérateur de cœur fondu – AP1000

Système de rétention du cœur fondu après une fusion accidentelle

Côtes de la cuve du réacteur [hauteur : 12m, diamètre extérieur : 4,4m, épaisseur de paroi 203mm]

Fond de cuve à 2 parois : la paroi externe comprenant une ouverture pour permettre une circulation d'eau en cas de fusion accidentelle du cœur, assurant alors un refroidissement de la cuve et une conservation des débris du cœur fondu



Phase 1 : Fusion accidentelle du cœur

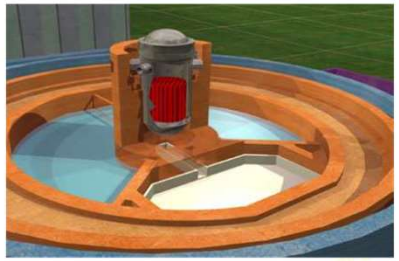
Phase 2 : Activation du système de sécurité : remplissage en eau du module CAO4 (support de cuve) et de l'espace entre parois de la cuve

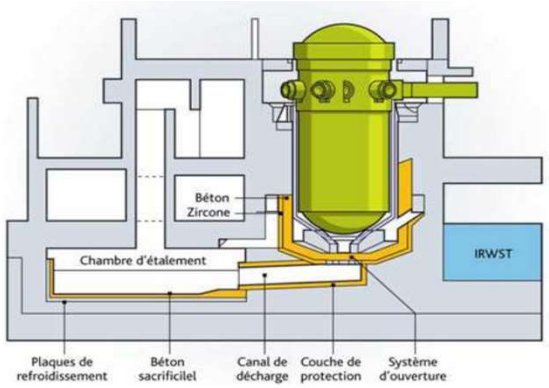
Phase 3 : Dépressurisation, refroidissement de la cuve et récupération du cœur fondu

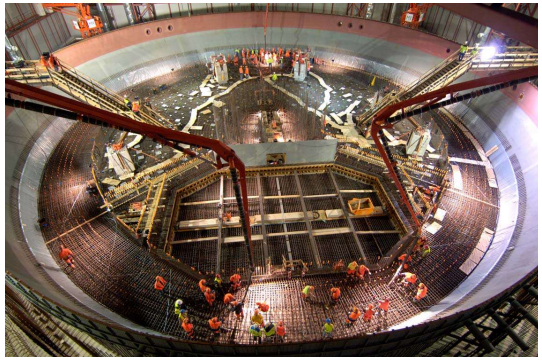
Phase 4 : Poursuite de la dépressurisation, du refroidissement

Récupérateur de cœur fondu – EPR

Aire d'étalement pour le combustible fondu en cas de fusion du cœur







03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les 2 premiers AP1000 de Haiyang servent au chauffage hurbain (700 000 m2 d'habitations)

CHINE - SANMEN 1 & 2 : Premiers AP1000 en operation

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

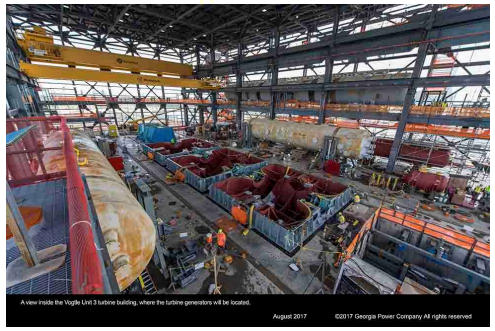
REACTEUR – AP1000

Maître d'Ouvrage : **Georgia Power**
Exploitant : Southern Company
Maîtrise d'Oeuvre : BECHTEL
Fournisseur du réacteur : Westinghouse

Principaux Fournisseurs des engins de manutention :

- PMC : Westinghouse (PaR Nuclear)
- Pont Polaire : EDERER (PaR Syst)
- Ponts Salle des Machines : ACECO
- Râteliers d'entreposage : HOLTEC

Chargement de Vogtle 3 à mi Octobre 2022.
En service à mi 2023



Planning :
Début de la construction : 03/2013 (# 3) et 11/2013 (#4)
Fin des essais à froid de la Tranche 3 : 10/2020
Mise en Service : Q1 2023 (#3) et Q4 2023 (#4)
Coût : + **35 Milliards USD** (budget initial : 15 Milliards)
Coût d'investissement : 8000 USD/kW (MIT)

VOGTLE 3 & 4 : Premiers AP1000 en construction aux USA

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – AP1000

VC SUMMER arrêté (financement)
Equipements déjà réalisés et disponibles reroutés vers l'Ukraine !!!

VOGTLE 3 & 4 : Premiers AP1000 en opération aux US

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

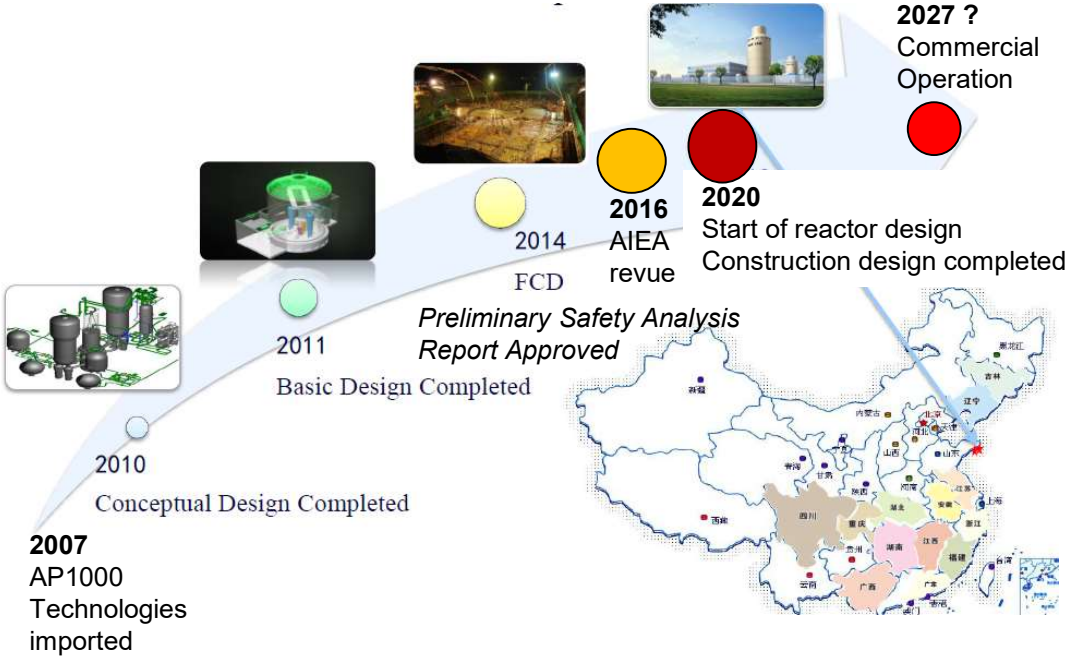
REACTEUR CAP1400 (Guo He One – Chine)

Réacteur chinois du futur de Génération 3 de grande puissance développé par **SPIC** (avec l'aide de Toshiba et de Westinghouse) sur une **Base AP1000**. Exploitant : China Huaneng Group.

Ce réacteur pourrait évolué vers un 3 boucles de 1700 MW (capacité similaire au CEPR)

Principales caractéristiques (reprennent l'AP1000 mais avec une puissance boostée) :

- 4058 MWth pour 1500 MWe
- 2 boucles – 4 pompes primaires
- Cœur de 193 AC 17x17 U_{235} enrichi à 4,95 %
- Cycle de 18 mois
- Sécurité passive
- Conception Génération 3



Le site de Shidaowan dans le Shangdong
En préparation avec 2 démonstrateurs

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – ATMEA

Génération III - 60 ans . Globalement un EPR mais de 1200 MWe

Choisi pour le site de SINOP (4 Tranches) en Turquie
(Zone très sismique ce qui a guidé le choix de l'ATMEA)

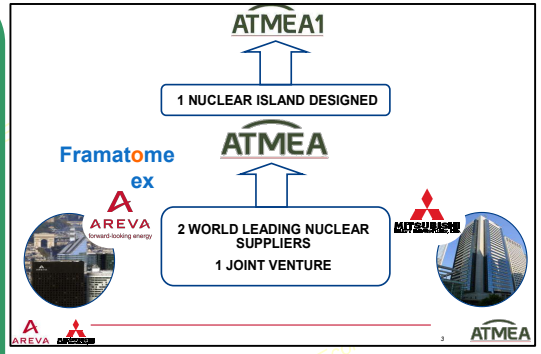
Code de construction : ASME – NRC Guides

Leader du consortium : Mitsubishi Heavy Ind. Abandon

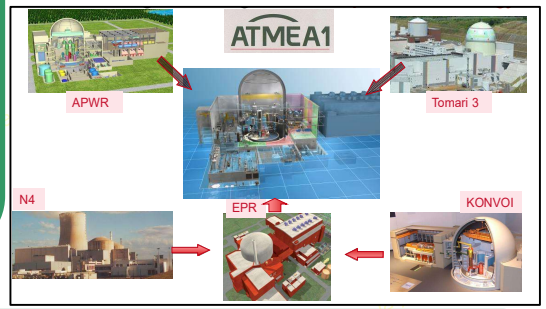
Framatome fournisseur - ENGIE comme exploitant s'est retiré
Itochu comme investisseur s'est retiré
Le gouvernement Turque n'en veut plus

Etudes de faisabilité finalisée. Le coût estimé de la centrale (4 tranches) serait passé de 18 à plus de 46 Milliards USD (fort impact de la sûreté). Mauvaise situation économique de la Turquie.

Abandon du projet. Pas d'avenir pour ce « petit EPR »

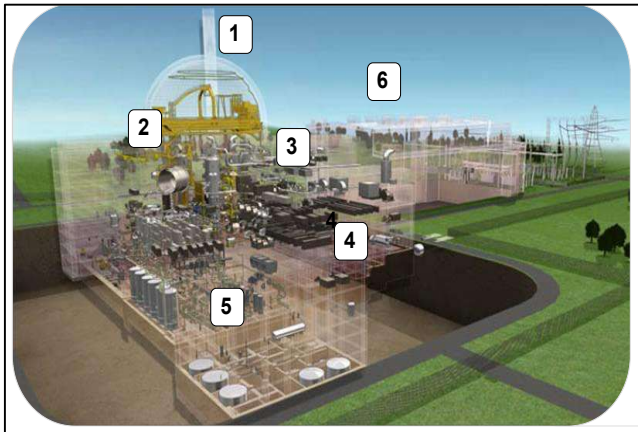


Réacteur Franco - Japonais



Puissance	3 250 MWth - 1 100 MWe
Boucle Primaire	3
Circuits de Sauvegarde (Trains)	3
Résistance aux séismes	0,30 g (SSE)
Combustibles/Cœur Cycles Arrêt standard	UO2 ou MOX 157 12 ou 24 mois 16 jours
Récupérateur de Corium	Type EPR
Enceinte de confinement	Type EPR Coque avion sur BR et BK
Sécurité globale (Génération 3)	Type EPR
Contrôle Commande	Type EPR

Depuis EDF fait des offres avec un EPR1200 et MHI développe un nouveau réacteur le SRZ-1200
2 projets qui signent, a priori, l'abandon de l'ATMEA

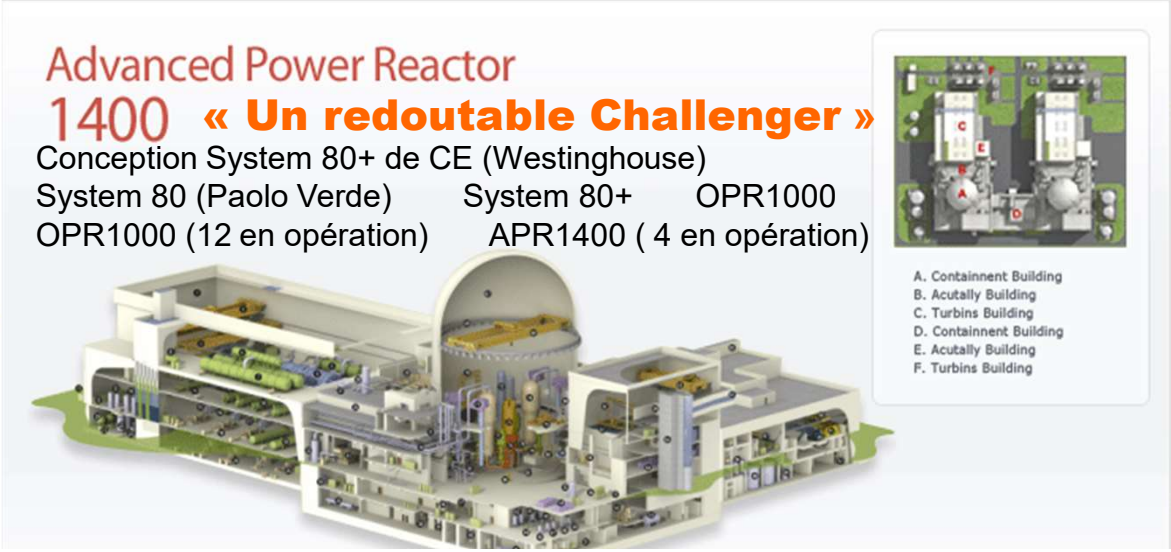


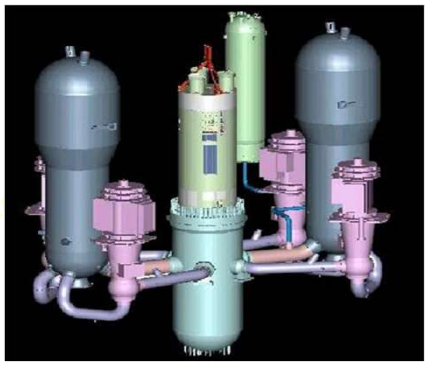
1. Reactor Building
2. Fuel Building
3. Safeguard Building
4. Emergency Power Building
5. Nuclear Auxiliary Building
6. Turbine Building

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – APR 1400





CARACTERISTIQUES

- 3983 MWth – 1400 MWe
- 60 ans – 0,3 g (Génération 3)
- CDF = 10^{-5} /an
- Pression cuve : 158 bars -Température. : 290 – 330 °C
- Cœur : 241 Combustibles 16x16
- Simple confinement pour l'enceinte
- Sécurité active (quelques passives)
- 4 voies de sauvegarde indépendantes
- Dôme de cuve intégré

(couvercle – Mécanisme de grappe - Thermocouples – Palonnier – Bouclier anti- missile)

APR 1000 EU pour la République Tchèque

2 x APR1400 en exploitation : Shin Kori 3&4
2 x APR1400 en Construction : Shin Kori 5&6
2 x APR1400 en construction : Shin Hanul 1&2

BARAKAH 1,2,3 & 4 - Abu Dhabi :
4 x APR1400
Début des travaux : 2010
MES 1ière Tranche : **08/2020 –** 2nd Tranche **: 09/2021**
MES T3 : **10/2022** MES 4ième Tranche **: 03/2024**

*Réalisation par un « Consortium intégré » mené par **KHNP** avec KEPCO, DOOSAN, SAMSUNG, HYANDAI, DAEWOO, Participation de **Westinghouse** à près de 50 % Le retour d'expérience du parc Coréen (KEPCO seul exploitant). Un support total du gouvernement et une grande compétitivité. Le nouveau gouvernement encourage la construction de nouveaux réacteurs. **L'export devient un enjeu pour KHNP. License US. Deux réacteurs APR1400 en Pologne.***

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – APR 1400 (Barakah au UAE)

Le site avec 4 Tranches APR1400

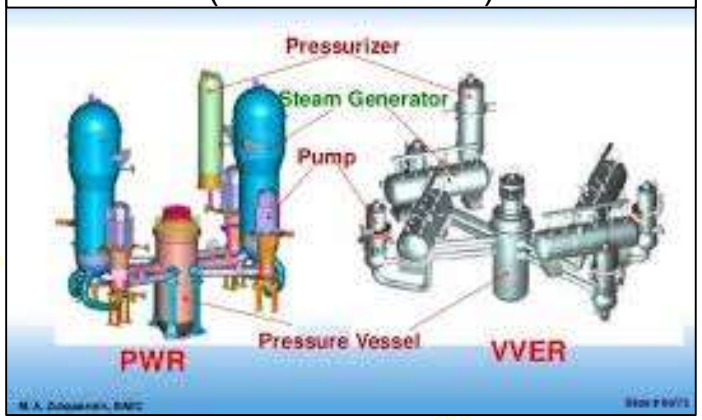
Chargement de Barakah 1: 02/2020
Divergence : 07/2020
Connection au réseau : **08/2020**

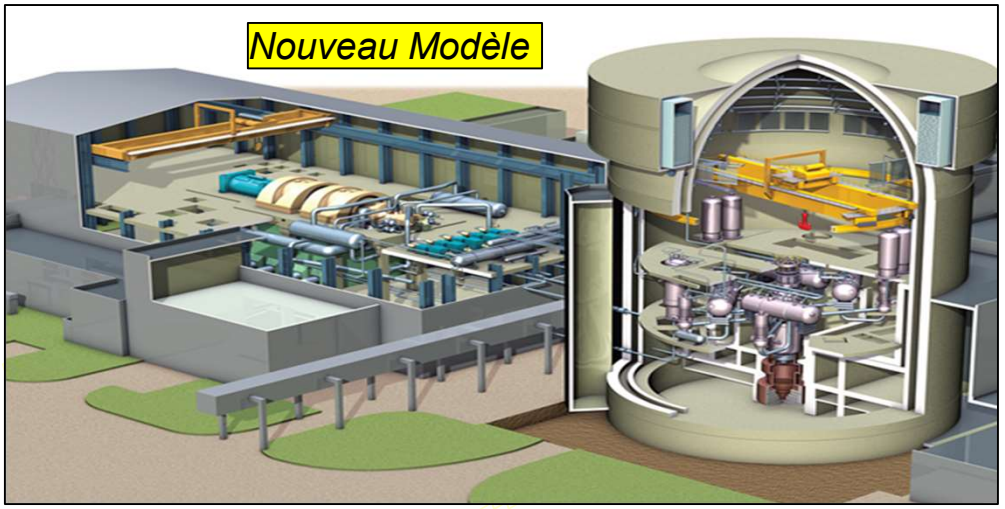
Personnel féminin en formation

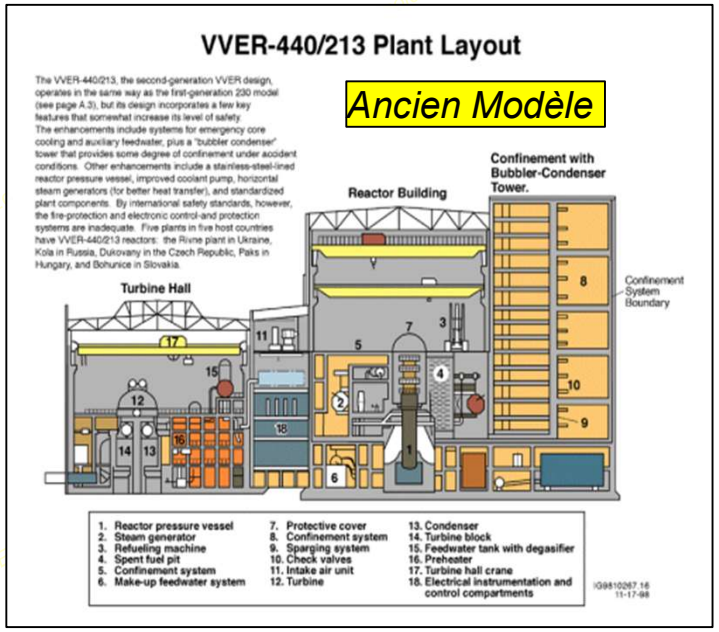
Exploitation & Maintenance : **Nawah**
Nawah : JV ENEC – KEPCO
Participation d'EDF dans l'exploitation

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Différence entre REP et VVER
(Boucle Primaire)







VVER AES 2006 (Russie)

Un réacteur qui s'exporte.

Enjeux géopolitiques

- Chine :Tianwan 1,2,5, 6 puis 2 (VVER-1200) à Xudabao
- Turquie (Akkuyu 1 à 4)
- Finlande (Hanhikivi 1) **Annulé**
- Hongrie (Paks 5&6)
- Bulgarie (Béléné 1&2)
- Inde (Kudankulam 1 à 6)
- Biélorussie (2)
- Bangladesh (2)
- Egypte (4 x 1200 MW El Dabaa)
- Iran (2)
- Uzbekistan (2)

Robustesse du concept mais fragilité industrielle. SKODA et GE (ex ALSTOM) fournisseurs

Types de réacteurs

Anciens modèles 440 MWe

Nouveaux modèles:

AES 91	1000 MWe
AES 92	1000 MWe
AES-2006	1200 Mwe

Dernière évolution:

TOI	1300 MWe

Machine de Chargement

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

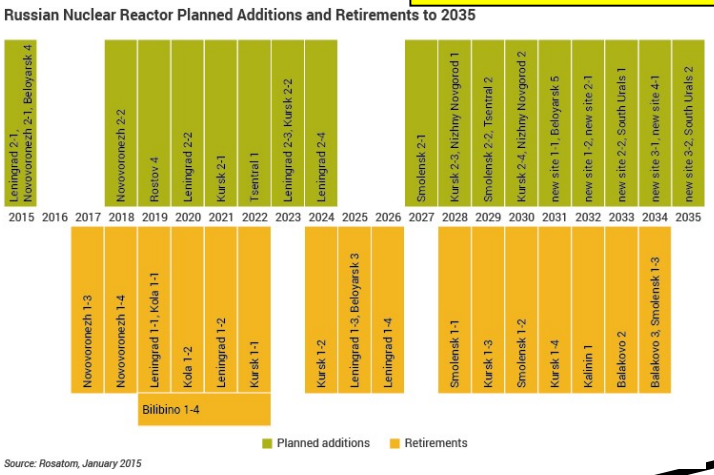
EVOLUTION DES MODELES VVER

Amélioration de la Sûreté Systèmes Passifs

Augmentation de Puissance

Réduction des coûts

Typical = Standardisé
Optimized = optimisation de l'AES-2006 et réduction des coûts (-20%)
Information advanced = Gestion multi-D



Gen II
VVER-1000
V320

Rostov 4
12/2017
Le dernier d'une flotte de 13 réacteurs V320 en Russie

MOSCOU

Gen III
VVER-1000
(AES-92)

Kudankulam 1&2 et 3&4 (Inde)
Bushehr 2 (Iran)

Gen III+
VVER-1200M
(AES-2006)
V392M

Novovoronezh 1&2
Akkuyu (Turquie)
Rooppur (Bangladesh)
Tianwan & Xudabao (Chine)

Gen III+
VVER-TOI
1300

Koursk II
(en construction)

St PETERSBURG

Gen III
VVER-1000
(AES-91)

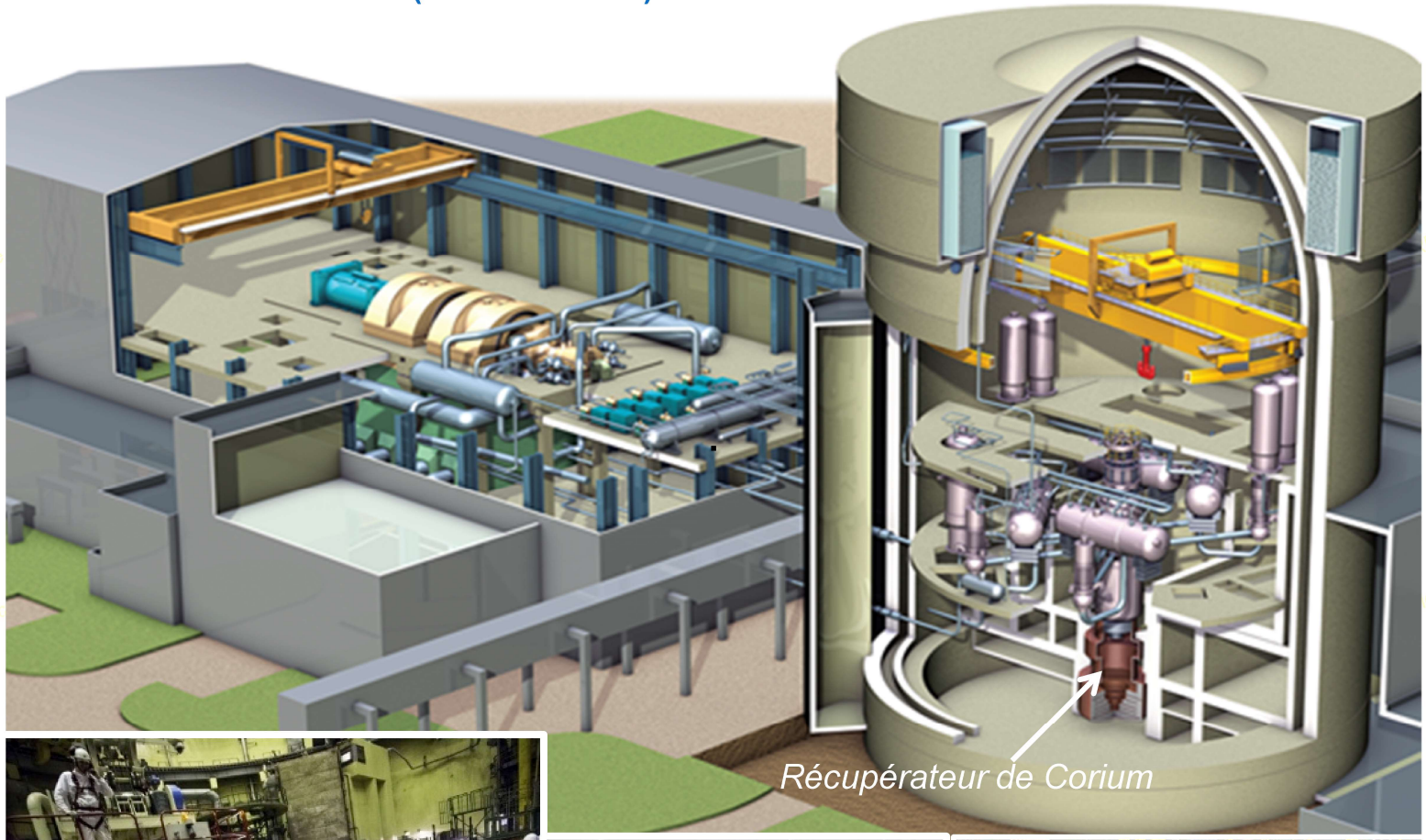
Tianwan 1&2 et 3&4 (Chine)

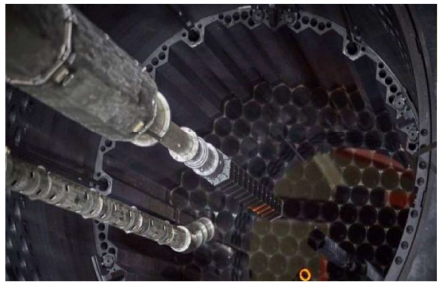
Gen III+
VVER 1200E
(AES-2006)
V491

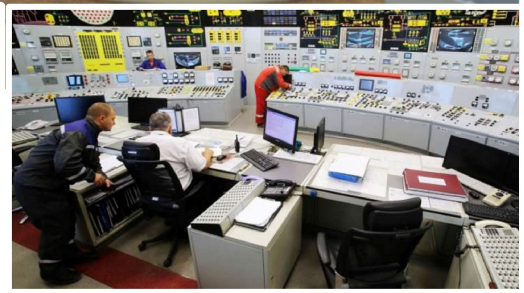
Leningrad II 1&2 et 3&4
Ostrovets 1&2 (Biélorussie)
Paks II (Hongrie)
Hanhikivi-1 (Finlande) Abandonné
El Dabaa 1 à 4 (Egypte)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

VVER1200 AES-2006 (V392 ou V491)







Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PROJET HANHIKIVI – Finlande (Nord Ouest)

LE PROJET :

Type de réacteur : **AES-2006**
(VVER 1200 E type B- 522)
1200 MWe
Réacteur de référence : Leningrad II
Concepteur : OKB GIDOPRESS

Règles applicables : YVL – STUK **(impact fort)**

Impacts des conditions météorologiques (Température, glace, neige) dans le nord ouest finlandais pris en compte.

Retard importants (annulation ?) compte tenu de la violation de souveraineté de l'Ukraine par la Russie

Fourniture possible pour le Groupe REEL :

- Ponts Salle des Machines ?
- Pont polaire ?
- Machine de chargement ? (concurrence OMZ – Gantz)
- Râteliers de stockage en piscine ?
- Outillages ?

Potentialités pour tous les fournisseurs d'OL3

PLANNING :

Début des contrats fournisseurs : 2019
Dossier de sûreté (PSAR) : printemps 2022
Premier Béton : 2023/2024
Mise en service : 2029

PRINCIPAUX ACTEURS :

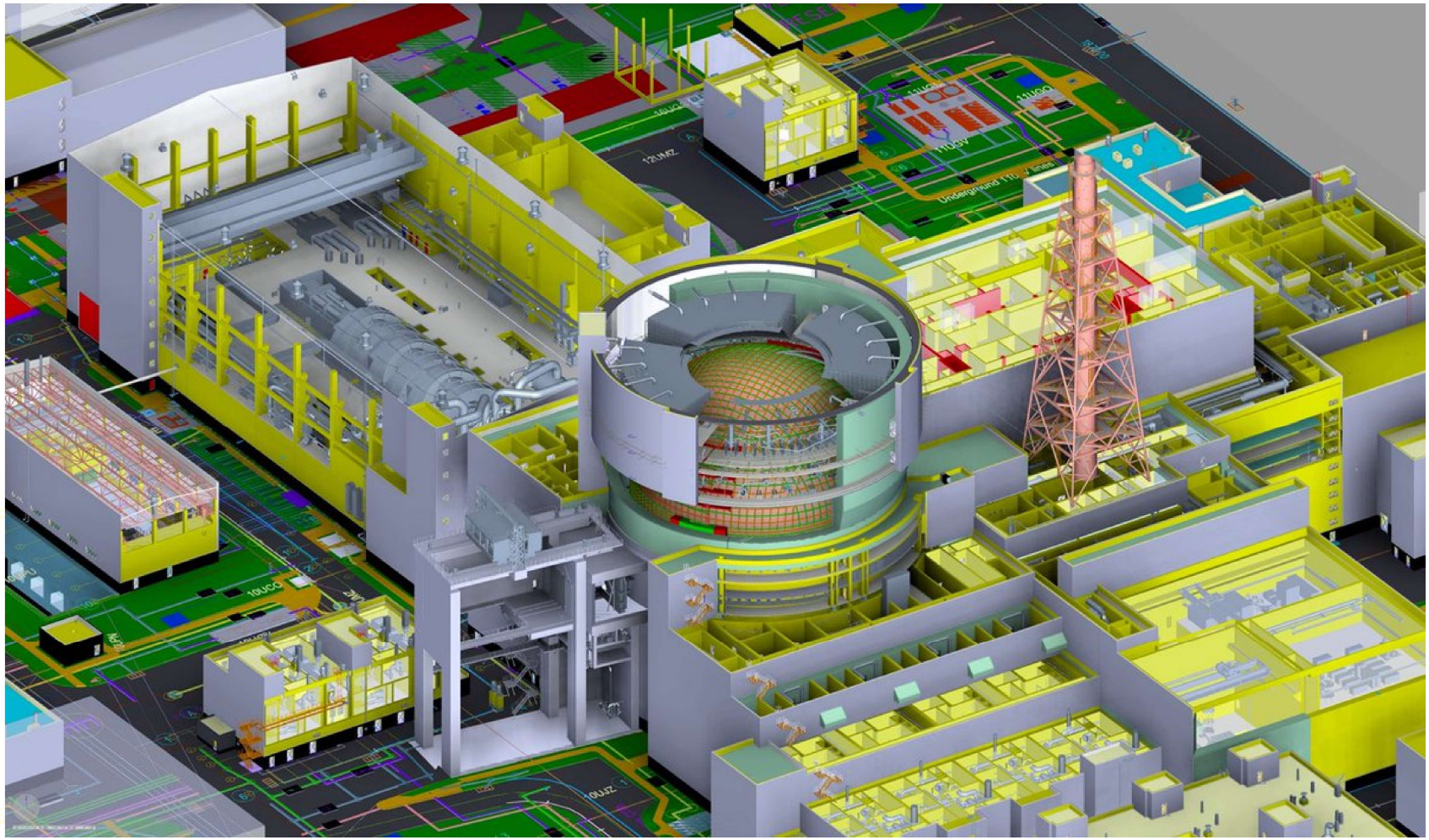
Exploitant :
FENNOVOIMA
Fournisseur de la technologie et Maître d'oeuvre :
ROSATOM Energy International
EPC
ATOMPROEKT
Fournisseur du Combustible :
ROSATOM TVEL
Constructeur (et approvisionnements) :
TITAN-2 (Russie)
Fournisseur de la chaudière :
AtomEnergo Mash
Fournisseur du groupe turboalternateur :
JV : OMZ – GE
Fournisseur de Contrôle Commande :
Framatome / Siemens
Rolls Royce

ANNULE par le Gouvernement Finlandais (conséquence de la guerre en Ukraine)

Projet mené en parallèle avec celui de Paks II en Hongrie et peut-être suivi par celui de Béléné en Bulgarie avec un consortium Rosatom, Framatome (CC) et GE (Groupe Turbo Alternateur)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

VVER1200 AES-2006 (V392 ou V491) – Hanhikivi NPP #1 3D model



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

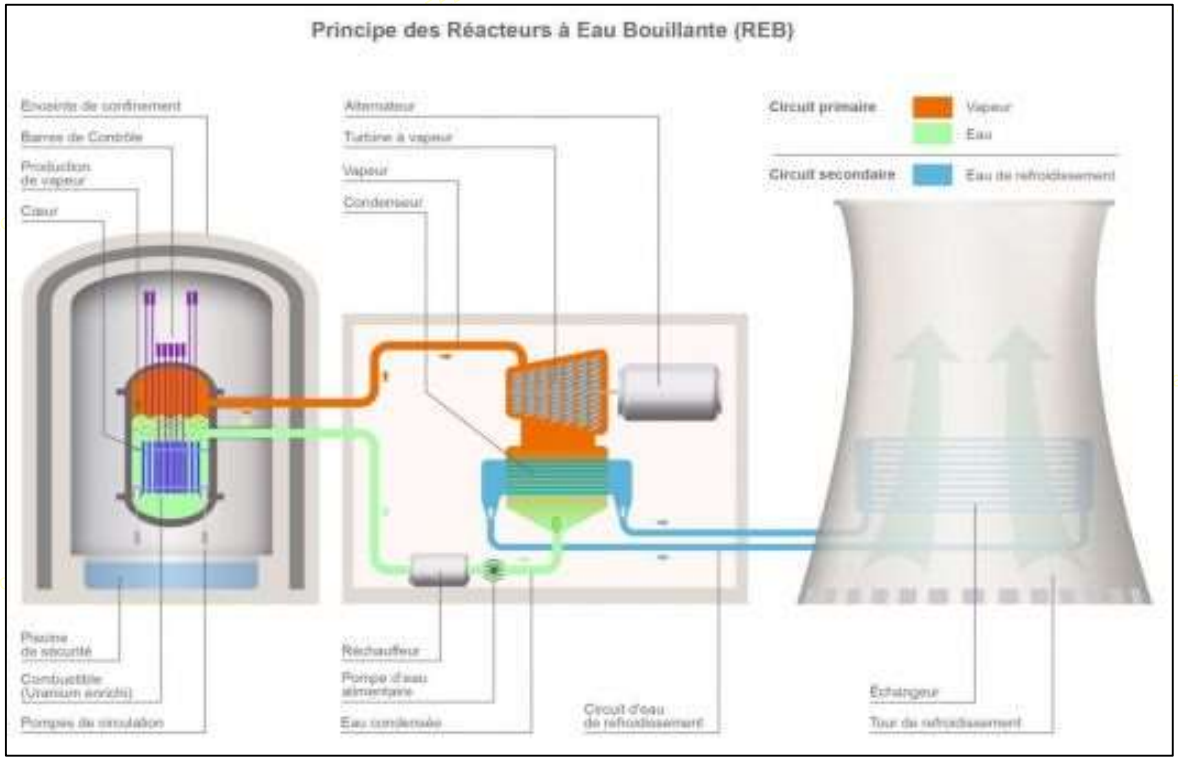
ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – REB (BWR)

Dans un **REB,** à l'inverse d'un réacteur REP, **il n'y a pas d'eau secondaire**. L'eau chauffée par les Assemblages Combustible nucléaires entre en ébullition à l'intérieur même de la cuve et produit de la vapeur qui alimente directement la turbine. Il y a un mélange bi-phasique (eau et vapeur) dans la cuve. Le combustible baigne dans ce mélange.
La cuve est beaucoup plus haute car il faut générer une vapeur sèche et au-dessus du combustible, il y a un ensemble de séparateur/sécheur.

Les commandes de grappes sont en partie basse et actionnées hydrauliquement et non par gravité.

Le combustible est plus petit et un cœur contient plus de 800 assemblages chemisés (241 pour un PWR de type EPR) – Barres de contrôle en croix.



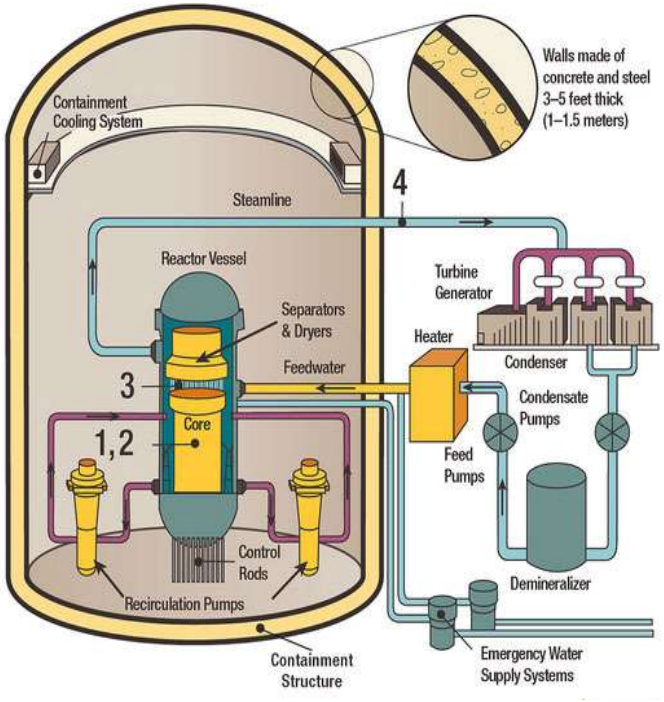
Température de fonctionnement : 250 °C
Pression de fonctionnement : 80 bars

Il représente **15 %** du parc mondial.
Surtout développé aux USA, au Japon, en Allemagne, Suède et Finlande.

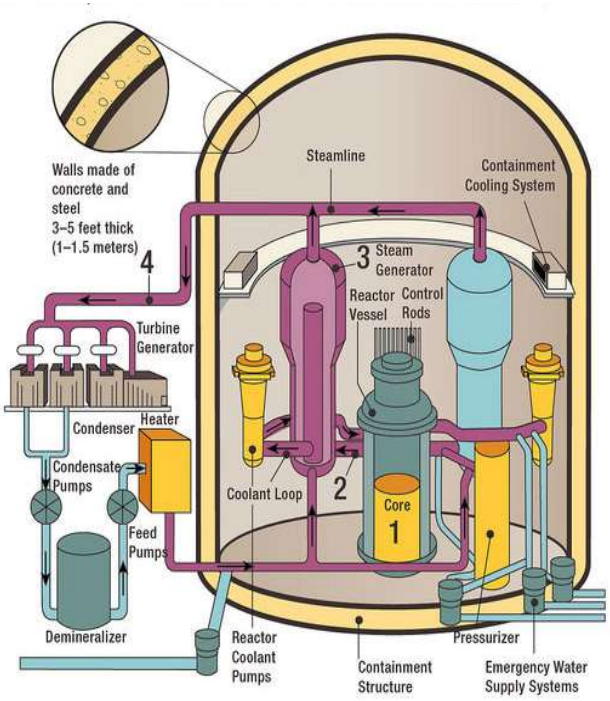
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – REB versus REP



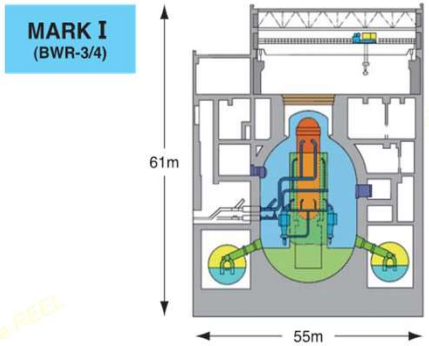
REB



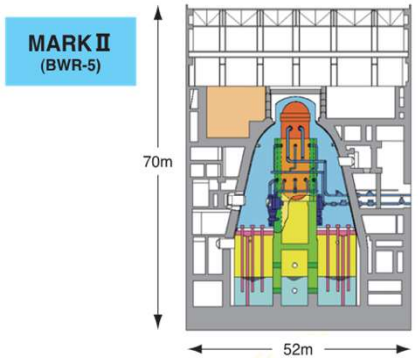
REP

Ilot Nucléaire : REB (bouillant) **versus REP** (pressurisé)

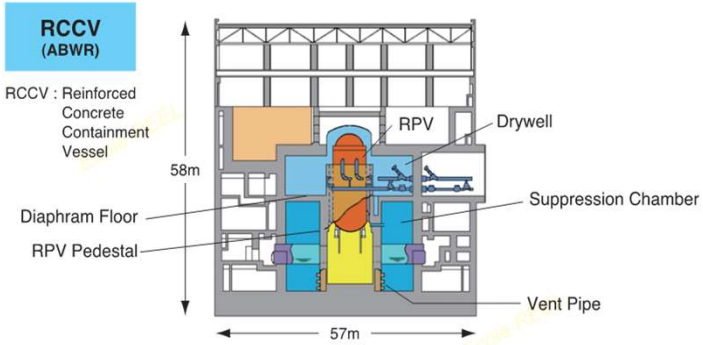
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Output power : 780MWe
*(Type **FUKUSHIMA**)*



Output power : 1,100MWe
*Type **Kashiwasaki 4***

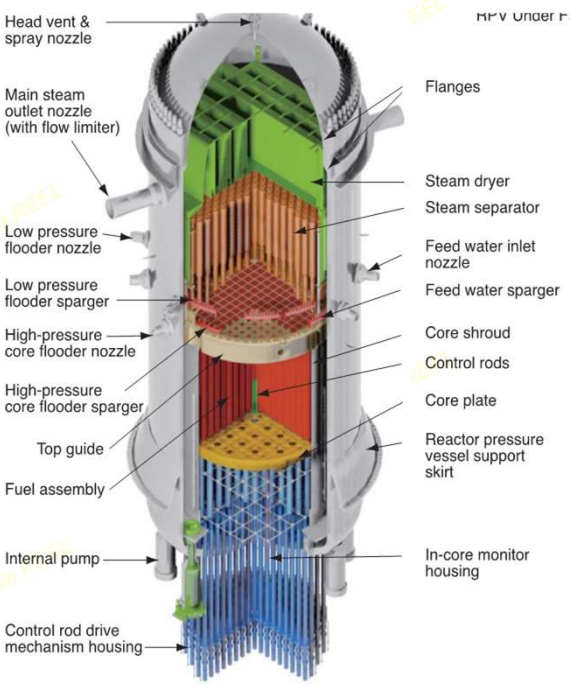


Output power : 1,350MWe (ABWR)
Kashiwasaki 5&6 (Hitachi) – Lungmen (GE)

Les futurs réacteurs en GB par Hitachi

Evolution vers l'**ESBWR** conçu par GE avec l'appui d'Hitachi.

Réacteur simplifié (plus de pompes de recirculation) avec une sécurité accrue (essentiellement passive). Licence aux USA
Des projets mais pas encore concrétisés. L'alliance GE-Hitachi (HGNE) pourrait s'orienter vers un ABWR reprenant certaines évolutions de l'ESBWR.



Vue de la cuve et de ses équipements

Machine de Chargement ABWR

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Principales caractéristiques d'un ABWR

- Puissance électrique : 1350 Mwe
- Puissance Thermique : 3926 MWt

- Nombre d'AC : 872
- Nombre de grappe de contrôle : 205 (1 pour 4 AC)

- Pompe de recirculation : 10 pompes internes

- Mécanisme de commande de grappe : Hydraulique/Electrique

- Enceinte de confinement : Enceinte béton et liner métallique

- Systèmes d'évacuation de la chaleur résiduelle : 3

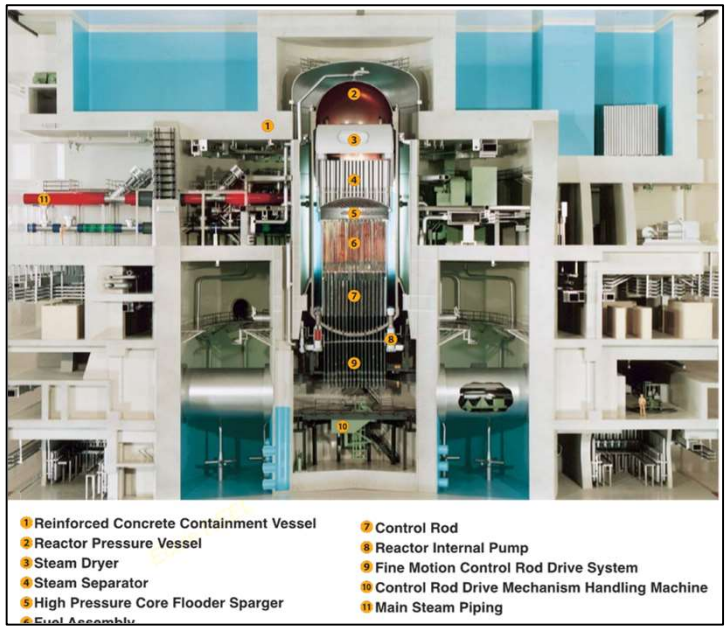
- ECCS (sauvegarde) : 4 divisions

- Résistance aux séisme : 0,30g (SSE)

- Core Damage Frequency (CDF) : 1,6 x 10^{-7}

- Sécurité ; En partie passive (gravité, convection, …)
- Post-Fukushima intégré

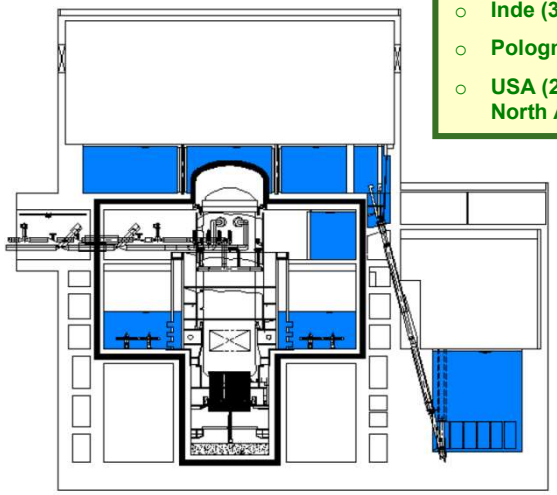
- Contrôle Commande Digital – Multiplexé – Multi canaux



Projets :

- GB - Hitachi (4 x ABWR)
- Mexique (2 x ABWR) ?
- Inde (3x2 ESBWR) ?
- Pologne (2x ESBWR) ?
- USA (2 x ESBWR avec North Anna et Fermi) ?

ESBWR



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

AVANTAGES & INCONVENIENTS des REB par rapport aux REP

AVANTAGES	INCONVENIENTS
La cuve fonctionne à une pression nettement inférieure (70 bars au lieu de 155 bars). Donc 2 fois moindre.	Densité de puissance bien moindre (2 fois) pour des raisons thermo-hydrauliques : pénalités sur les coûts
La cuve est soumis à une fluence moins élevée (distance cœur cuve plus grande et flux neutronique moins élevé. Meilleur comportement des matériaux dans le temps.	Cuve sous pression de dimensions bien plus grandes : volume global 4 à 5 fois plus élevé. Masse et taille (hauteur de plus de 20 m) à transporter et à installer. Celle de l'ESBWR est immense. Cette cuve n'est pas une enceinte de confinement au sens de celle des REP
Le combustible opère à une température moyenne plus faible	Pas de circuit secondaire. Contamination radioactive des circuits vapeur (turbin, condenseur). Conséquences plus lourde sur la maintenance.
Pas de circuit secondaire et donc pas de Générateur de Vapeur ni de pressuriseur. Donc moins de composants lourds et coûts inférieurs. L'utilisation de pompes à rotor noyé intégrées dans la cuve (ou le fonctionnement en convection naturelle) élimine les piquages dans la cuve ce qui réduit le risque de dénoyage du cœur en cas de rupture tuyauterie	Cœur et combustible plus compliqués : zonage en enrichissement - Structure des combustibles avec des boîtiers (*channel*) et une masse de zirconium 3 fois plus grande (risque de dégagement important d'hydrogène en cas de fonte du cœur comme observé à Fukushima) – 4 fois plus d'assemblages à fabriquer (241 pour les EPR et jusqu'à 800 pour les REB de type ABWR et ESBWR) Couplage étroit entre thermique et neutronique : Pilotage plus délicat
Moins de grosses tuyauterie (et de vannes) sous pression. Donc moins de soudure (et moins de montage et moins d'épreuve hydraulique)	Introduction des barres de commande par le bas du cœur avec perte de l'effet gravitaire pour insertion d'urgence (chute).
Peu fonctionner en convection naturelle (en réduisant la densité de puissance). C'est le cas de l'ESBWR sans l'aide de pompes de circulation.	Gestion plus complexe des transitoires et du suivi de charge
Pas d'utilisation du bore soluble car source d'inconvénients (circuits dédiés)	La gestion des accidents graves avec fusion du cœur est globalement plus problématique mais c'est à affiner en fonction des scénarios
L'injection de secours est réalisée par envoi direct d'eau froide dans le cœur (pour les REP c'est indirect par la boucle primaire)	
Moins de rejets radioactifs liquides et gazeux	Plus de déchets solides . Exposition moyenne des travailleurs X 2

Avantage du REP qui a bénéficier du programme de développement de la propulsion navale (sous-marin)

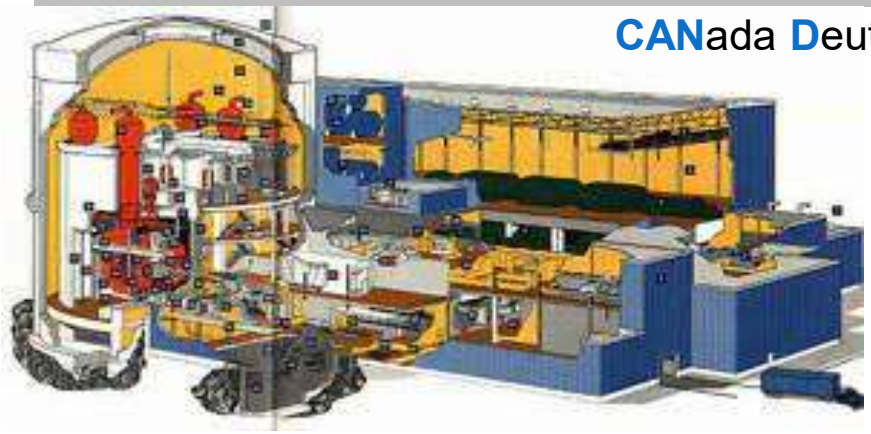
Le REB a connu des difficultés techniques même si ceux-ci ont été maîtrisés dans le temps. L'image de Fukushima même si l'accident est dû à des circonstances exceptionnelles, pour un réacteur conçu dans les années 60

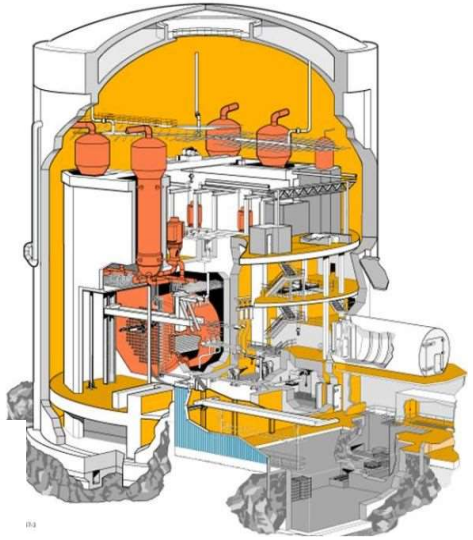
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – CANDU (PHWR)

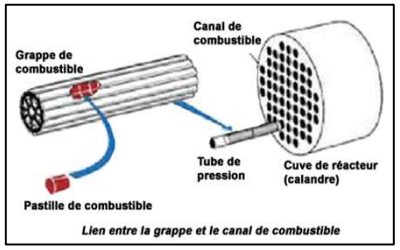
CANada **D**euterium **U**ranium

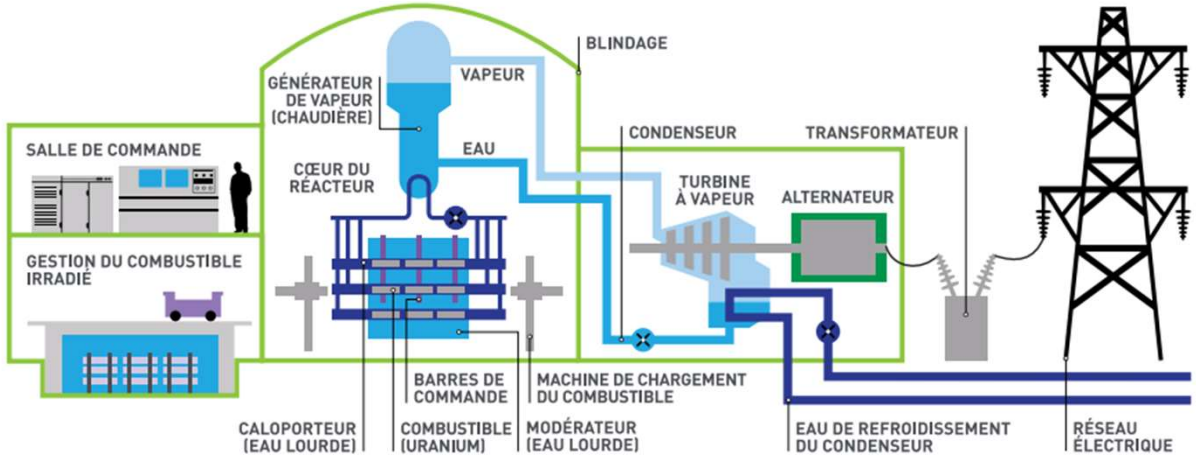


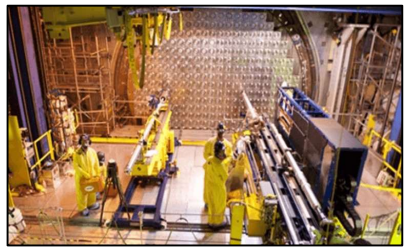


Cette filière (plus de **46** réacteurs), développée par le CANADA (**AECL**), est principalement utilisée par ce pays (le parc actuel de 19 réacteurs) et par l'Inde (réacteurs de 700 MWe) . La Chine (2), la Corée du Sud (3), la Roumanie (2), le Pakistan (1) et l'Argentine (1) se sont aussi équipés de réacteurs CANDU. **Puissance limitée à 1200 MWe. Un futur avec le 1000MW Candu Monark développé par AtkinsRéalis (ex SNC Lavalin)**

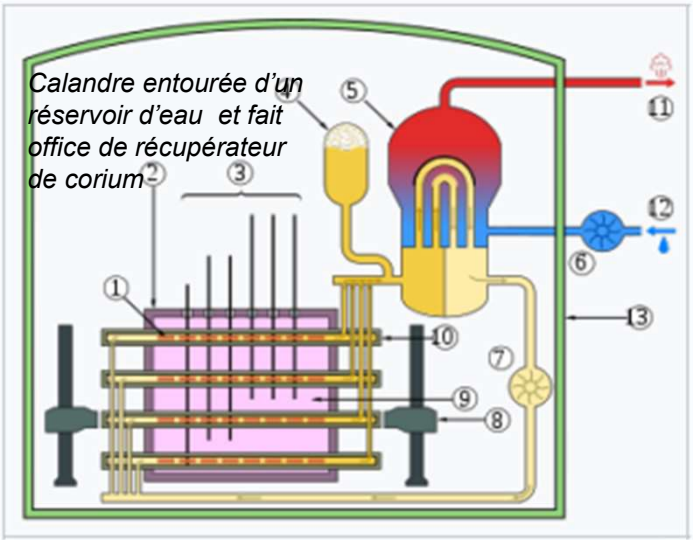
Possibilité d'utiliser des combustible recyclées des REP/REB







Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Architecture d'un réacteur CANDU

Zones chaude et froide du circuit primaire (eau lourde);
Zones chaude et froide du circuit secondaire (eau légère);
Modérateur froid (eau lourde) de la calandre.

1. Combustible
2. Calandre
3. Barres de contrôle
4. Pressuriseur
5. Générateur de vapeur
6. Pompe d'eau du circuit secondaire
7. Pompe du caloporteur
8. Machine à manutention de combustible
9. Eau lourde (modérateur)
10. Canal
11. Vapeur vive
12. Eau légère pressurisée
13. Enceinte étanche

2 systèmes indépendants pour arrêter la fission : Des barres de gadolinium et un système d'injection de nitrate de gadolinium.
Moins de risque de fusion du cœur.

Réacteur à **Uranium Naturel** comme combustible, à **eau lourde** (Deutérium) pressurisée.
L'eau lourde sert de modérateur pour thermaliser les neutrons mais aussi de caloporteur.

Réacteur à tubes de force avec une séparation du combustible et du modérateur.
L'eau lourde « froide » (80°C) est contenue dans un réservoir cylindrique (Calandre) qui est traversé par des canaux remplis de gaz carbonique logeant les tubes de forces. 380 tubes pour un CANDU 600.
Dans les tubes de force contenant les grappes de combustible (12 à 13 pour un CANDU 600) circule de l'eau lourde sous pression (100 bars) dite « chaude » (+300 °C) qui est le liquide coloporteur. Il y a donc 2 réseaux de canalisations alors que pour un REP/REB il y a un seul réseau assurant les deux fonctions.

Avantages du CANDU

Pas d'enrichissement d'uranium mais on peut aussi brûler des combustibles faiblement enrichi ou MOX ou du Thorium (Uranium 233). Production de Plutonium et de Tritium. Pas de retraitement des déchets

Réaction stable grâce à la production de neutrons supplémentaires provenant des noyaux de deutérium qui ralentit la réponse du réacteur.

Rechargement du combustible en marche et consommation 30 % inférieure au REP/REB

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

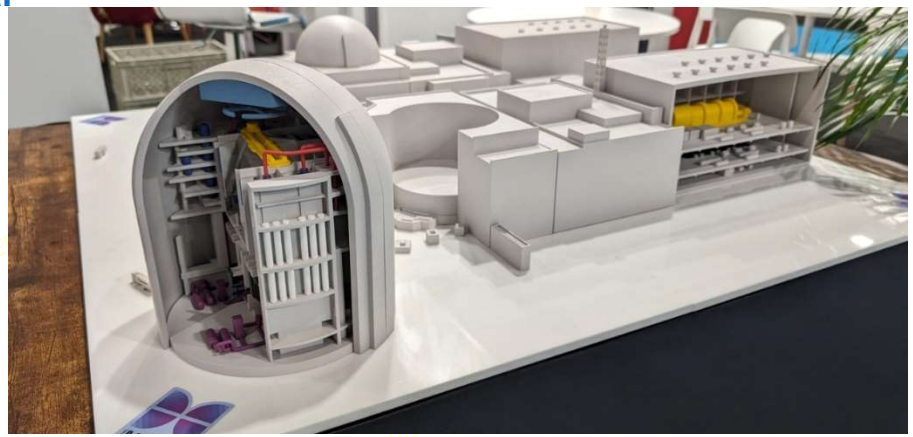
ENERGIE NUCLEAIRE

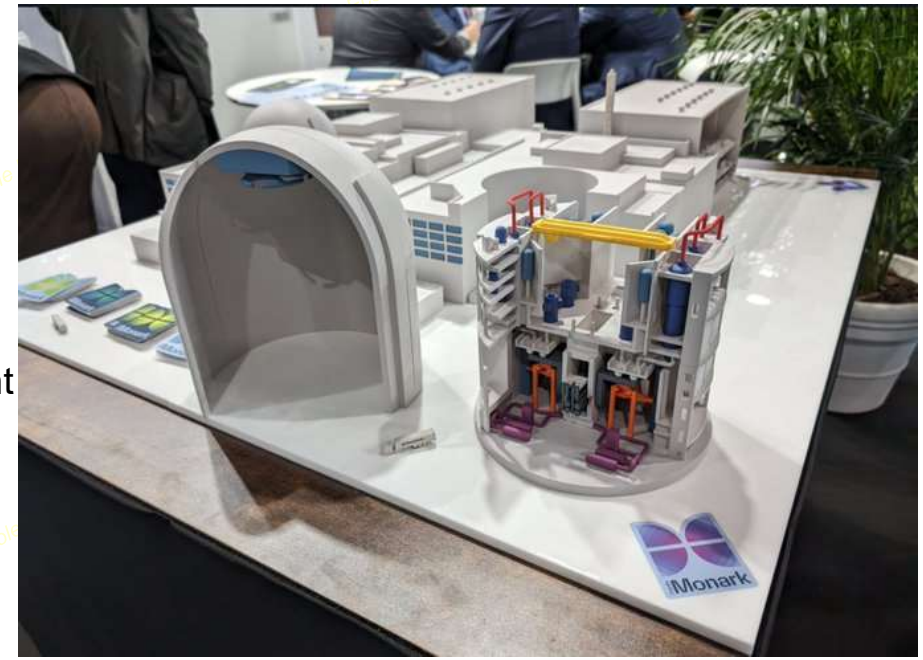
REACTEUR CANDU MONARK

Nouveau développement d'un CANDU Génération III+ de classe 1000 MW par AtkinsRéalis. Collaboration avec EACL

Principales évolutions :

- Construction simplifiée de type modulaire et prenant en compte l'entretien
- Une puissance de 1000 MW+.
- Flexibilité pour le suivie de charge
- Une durée d'exploitation prévue à 70 ans
- Conçu pour la protection de l'environnement
- Les dernières évolutions en robotique
- Maintenance prédictive
- Optimisé pour la construction, l'opération et la maintenance
- Conçu pour être installée sur un site existant de centrale thermique et bénéficier de l'accès au réseau existant
- Entreposage combustible intégré
- Production de radioisotopes (cas du Cobalt 60 en particulier)
- Le réacteur pourra intégrer une usine de production et une installation de stockage d'hydrogène





Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

L'eau lourde ou oxyde de deutérium D2O (ou 2H2O) est constituée des mêmes éléments chimiques que l'eau ordinaire H2O (ou 1H2O), mais ses atomes d'hydrogène sont des isotopes lourds, du deutérium (le noyau de deutérium comporte un neutron en plus du proton présent dans tout atome d'hydrogène).

Produire de l'eau lourde pure par distillation ou par électrolyse exige une grande cascade de distillateurs ou de chambres d'électrolyse et consomme de grandes quantités d'électricité, c'est pourquoi les méthodes chimiques comme le **procédé de Girdler** sont généralement préférées.

Canada : L'installation de production d'eau lourde du comté de Bruce en Ontario était la plus grande usine d'eau lourde du monde avec une capacité de 700 tonnes par an. 340 000 tonnes d'eau normale étaient nécessaires pour produire une tonne d'eau lourde grâce au procédé de Girdler. Cette installation faisait partie d'un complexe qui incluait les huit réacteurs CANDU. Les stocks d'eau lourde étant suffisants pour satisfaire ses besoins futurs, l'usine de Bruce a été fermée en 1997, pour être progressivement démantelée et le site dépollué.
Le procédé de Girdler utilise de grandes quantités de sulfure d'hydrogène, soulevant des inquiétudes environnementales en cas de libération dans l'atmosphère. EACL recherche actuellement d'autres procédés plus efficaces et plus écologiques pour produire de l'eau lourde. Cette production est essentielle pour les futurs réacteurs CANDU, puisque l'eau lourde représente environ 20 % de l'investissement financier de chaque réacteur.

INDE : Dispose de 7 usines d'eau lourde

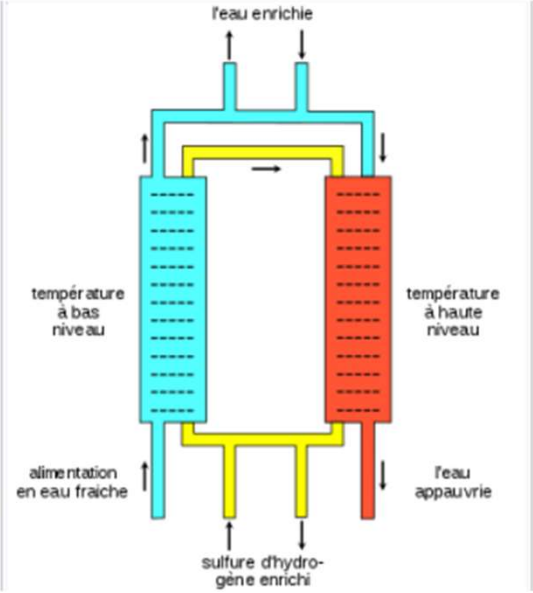
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le **procédé Girdler** consiste en une séparation isotopique entre du sulfure d'hydrogène (H2S) et de l'eau (H2O) légère. Le comportement du deutérium dépend de la température : à des températures élevées, l'atome de deutérium migre préférentiellement vers le sulfure d'hydrogène ; à basse température, il migre préférentiellement vers l'eau.

Le procédé repose sur l'équilibre de la réaction : H2O + HDS ⇌ HDO + H2S À 30 °C, la constante d'équilibre K vaut 2,33, alors qu'à 130 °C, elle vaut 1,82. Cette différence est exploitée pour concentrer l'eau lourde.

Une colonne est maintenue à 30 °C et est appelée la « tour froide » et l'autre à 130 °C et est appelée la « tour chaude ». Le sulfure d'hydrogène gazeux circule en circuit fermé entre la tour froide et la tour chaude. De l'eau normale, contenant naturellement un peu de deutérium, est envoyée dans la tour chaude avec du sulfure d'hydrogène : à cette température, le deutérium a tendance à migrer de cette eau (ainsi appauvrie) vers le sulfure d'hydrogène. Celui-ci est ensuite envoyé dans la tour froide, avec de l'eau déminéralisée et dégazéifiée : à cette température, le deutérium a tendance à migrer du sulfure d'hydrogène vers cette eau, qui est ainsi enrichie en deutérium. En répétant l'opération sur cette eau, on l'enrichit à nouveau. Une configuration en cascade appropriée accomplit l'enrichissement. Théoriquement, l'utilisation d'une seule tour au lieu d'une configuration en cascade est possible. Normalement dans ce processus, l'eau est enrichie en deutérium de 15-20 %.

L'enrichissement final (concentration du deutérium supérieure à 99 %) est fait dans une unité de distillation sous vide.



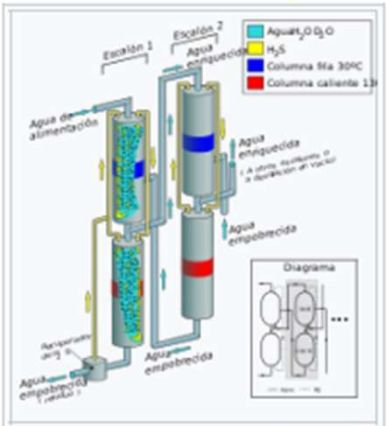


Schéma de la méthode de Girdler.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Réacteur CANDU dans le monde			
Country	**Type of reactor**	**Units**	**Net capacity (MWe)**
Argentina	CANDU	1	600
Canada	CANDU	19	13,513
China	CANDU	2	1,280
India	CANDU & CANDU-derived	2 + 16	277 + 3,480
Pakistan	CANDU	1	125
Romania	CANDU	2	1,305
South Korea	CANDU	3	1748

Nouvelles constructions en Inde : CANDU - derived de 700 MW : 3 réacteurs dont le premier Kakrapar 3 a été connecté au réseau le 10/01/2021. 12 autres réacteurs 700 MWe sont planifiés. Voir **PARTIE 4**

Prochain projet : **CERNAVODA 3&4** (Candu 6 ou évolution) en **Roumanie** à la suite des deux premiers réacteurs de même type.
CGN était initialement l'EPC, **SNC Lavalin (ex AECL)**, le concepteur.

Arrêt de la collaboration avec CGN le 02/2020.
07/2020 : AO pour de nouvelles études de faisabilité

10/2020 : Accords de collaboration avec les USA et la France qui porte sur l'achèvement des réacteurs 3&4 de CERNOVA. Les italiens avec Ansaldo seront présents.
A suivre

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ROUMANIE

Prochain projet CANDU : **CERNAVODA 3&4** (Candu 6) en **Roumanie** à la suite des deux premiers réacteurs de même type.
CGN était initialement l'EPC, **SNC Lavalin (ex AECL)**, le concepteur.
Arrêt de la collaboration avec CGN le 02/2020.
07/2020 : AO pour de nouvelles études de faisabilité

10/2020 : Accords de collaboration avec les USA et la France qui porte sur l'achèvement des réacteurs 3&4 de CERNOVA. Les italiens avec Ansaldo seront présents.

02/2024 : MOU entre La compagnie d'assurance Italienne SACE, Ansaldo Nucleare et l'exploitant publique Roumain Nucleaelectrica (SNN SA) pour l'augmentation de la durée d'exploitation de la Tranche 1 à 60 ans et la construction (achèvement) des Tranches 3 & 4 CANDU 6 de 720 Mwe (MES après 2030).

ANSALDO pourrait être l'EPC. KHNP de Corée devrait participer au projet. Ainsi que Canad's Candu Energy. Aecom (USA) serait de la partie?

07/2022 : Les USA et le Canada ont proposé de participer au financement

07/2024 :La Commission Européenne approuve la construction de deux nouveaux réacteurs.

06/2024 : Nouvelle usine d'extraction du Tritium financée par la BERD

SNN (filiale FCN) produit le combustible pour les Tranches 1 &2

INDE :

Nouvelles constructions en Inde : CANDU - derived de 700 MW : 3 réacteurs dont le premier Kakrapar 3 a été connecté au réseau le 10/01/2021. 12 autres réacteurs 700 MWe sont planifiés. Voir **PARTIE 4**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ROUMANIE CERNOVA 1 & 2 (au premier plan)

CERNOVA 3 & 4 & 5 (non achevés)

INDE : KAKRAPAR 3 (le premier 700 MW de conception nationale couplé au réseau le 10/01/2021 qui sera suivi par 3 autres d'ici 2024).

L'Inde prévoit plus 10 PHWR de ce type.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

EXPERTNUC

Academy

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEURS GENERATION 3

Modèle	Filière	Concepteur	Puissance (MWe)	Nombre de Boucle	Systèmes de Sécurité	Nombre d'AC Type	Bâtiment Réacteur	Nombre de Trains sauvegarde	Récupéra-teur Corium	Filiation
EPR France	REP	AREVA	1600 à 1800	4	Actif	**241** (17x17) UO2 /MOX	Double enceinte avec peau	4 Trains actifs	Récupéra-teur de corium sec	N4/ KONVOI
AP1000 USA Chine	REP	Westinghouse	1130	2	Passif	**157** (17x17) UO2	Simple enceinte métallique +Bâtiment de Protection	2 Trains passifs intérieur BR	Maintien du cœur fondu en cuve	AP600 (non construit)
APR 1400 Corée	REP	KEPCO	1390	2	Actif	**241** (16x16) UO2	Simple enceinte	2 Trains actifs	Maintien du cœur fondu en cuve	System 80+ CE
VVER AES TOI Russie	REP	ROSATOM Gidropress AES	1150 à 1300	4	Actif Passif	**163** Hexagonaux) UO2	Double enceinte avec peau	4 Trains passifs et actifs	Récupéra-teur de corium sec	VVER 1000
Hualong HPR1000 Chine	REP	CGN-CNNC	1000	3	Actif Passif	**177** (17x17) UO2	Double enceinte avec peau	3 Trains actifs	Maintien du cœur fondu en cuve	CPR1000 CP1000
CANDU Canada	REP	AtkinsRéal (ex SNC Lavalin Ex AECL)	1000	4	Actif Passif	**6000+**	Simple enceinte	3 Trains actifs	Récupéra-teur de corium humide	HPWR Indien
ABWR Japon USA	REB	HITACHI-GE TOSHIBA	1350		Actif	**872** (10x10) UO2	Enceinte béton + Liner	4 Trains	NON	BWR 6 (GE)
ESBWR (Projet) USA	REB	GE	1530		Passif	**1132** (10x10) UO2	Enceinte béton + Liner	4 Trains	OUI	ABWR

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Réacteur refroidi au GAZ (type AGR en GB)

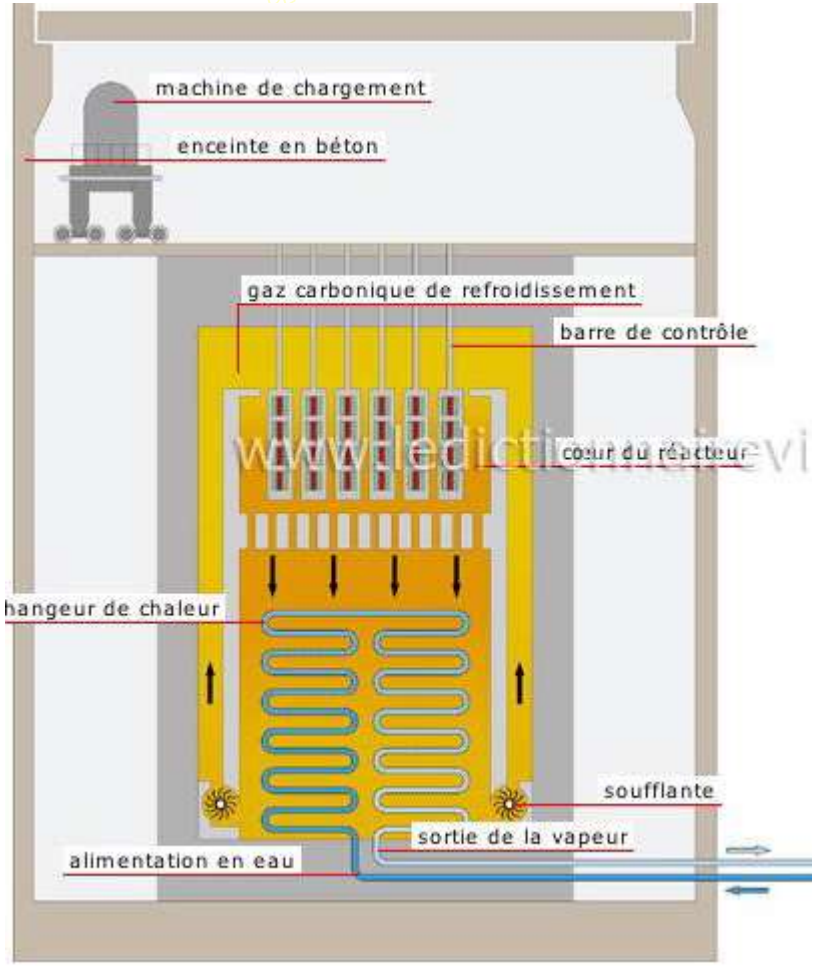
C'est un réacteur de la filière **UNGG** (Uranium Naturel Graphite Gaz) appelé MAGNOX en GB

Le MAGNOX optimisé devient l'**AGR** (*Advanced Gas Cooled Reactor*) avec utilisation de l'Uranium légèrement enrichi et un gainage des combustible en inox.

Rechargement en marche

Tous arrêtés sauf les **8 x AGR** Anglais aujourd'hui opérés par EDF Energy (filiale d'EDF).

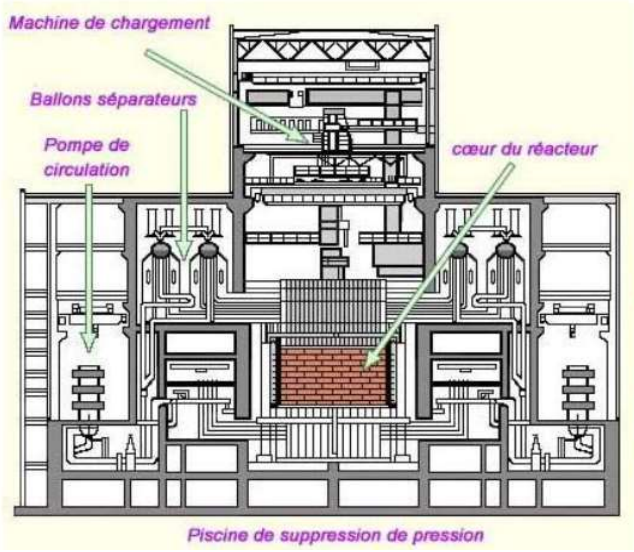
Leur fermeture conditionne le déploiement de nouveaux réacteurs de Génération III (EPR, ABWR et AP1000) en Grande Bretagne



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Réacteur à Eau Ordinaire Modéré au Graphite (REOMG ou RBMK)

- Les réacteurs RBMK sont des réacteurs dévelopés par l'Union Soviétique, utilisant le **graphite** comme modérateur et l'**eau ordinaire bouillante** comme fluide caloporteur. Le combustible est de l'**uranium 235 faiblement enrichi** (2 % initialement, 2,6% aujourd'hui)
- Le cœur est volumineux : 20 fois celui d'un REP. **Pas de cuve sous pression**, mais un grand nbre de tubes verticaux, appelés « tubes de force » contenant le combustible. **Pas d'enceinte de confinement.**
- Chaque tube de force renferme un assemblage combustible autour duquel l'eau de refroidissement circule à une pression d'environ 70 bars. L'eau joue le rôle de réfrigérant et fournit la vapeur directement utilisée pour actionner les turbines (il n'y a pas de générateur de vapeur).
- Les 1681 tubes de force, contenant au total 190 tonnes d'^{235}U, sont placés verticalement dans l'empilement de graphite. L'ensemble repose sur une structure mécano-soudée contenue dans une cavité en béton. Au-dessus du réacteur, **une machine de chargement permet le renouvellement du combustible de manière continue pendant l'exploitation.**
- Le contrôle de la réactivité est assuré par environ 200 barres absorbantes de neutrons, réparties dans tout le cœur du réacteur. Elles **sont introduites depuis le dessous du coeur du réacteur : l'insertion des absorbants en cas d'arrêt d'urgence ne se fait donc pas par gravité.** Temps d'insertion plus de 20 sec.



C'est le modèle de Tchernobyl

En 2022 : 10 en exploitation en Russie et ce jusqu'à 2030/2035

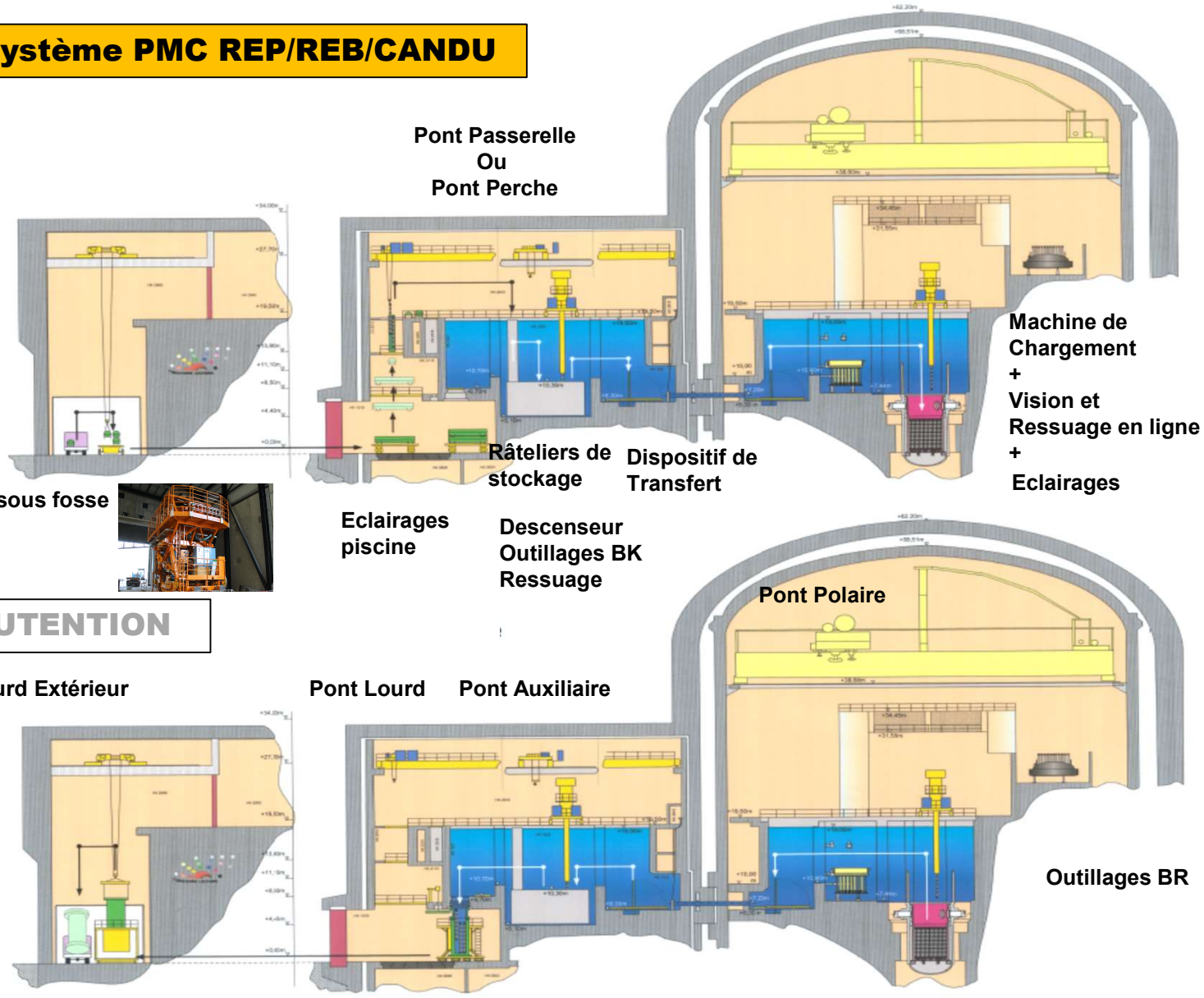
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LA MANUTENTION (Spécificités du Nucléaire)

- Système PMC des REP/REB/CANDU
- Ponts Bâtiment Réacteur & Combustibles
- Ponts Salle des Machines REP/REB
- Engins de manutention divers

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Système PMC REP/REB/CANDU



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE POSTE DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

La principale fonction du **PMC** est de réaliser les opérations de Chargement et de Déchargement des Assemblages Combustibles (AC) dans le cœur du réacteur

Chargement du réacteur avec la première charge d'AC (de 157 à 241 AC's selon le type de réacteur REP ou plus de 500 pour des réacteurs REB)

Déchargement total ou partiel des AC's puis chargement (fractionnement) avec 1/4 ou 1/3 des AC remplacés pour un nouveau cycle de fonctionnement.

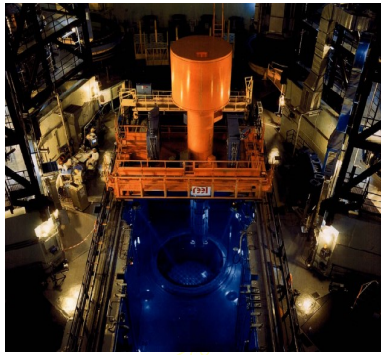
Le principal équipement du PMC est la **Machine de Chargement (MdC)** positionnée dans le BR au dessus de la cuve. D'autres équipements et outillages permettent la manutention, le transfert, le contrôle ou l'entreposage des AC neufs ou usés en attente de chargement ou en attente d'évacuation.

La **piscine de désactivation** fait partie du PMC car elle permet l'entreposage des AC neufs reçus en attente de chargement et l'entreposage des AC usés en attente d'évacuation après une période plus ou moins longue de refroidissement et de désactivation.

Le système PMC est sujet à performance car les opérations de chargement / déchargement sont sur le chemin critique de l'exploitation du réacteur. Sa disponibilité est essentiel lors de l'arrêt du réacteur pour rechargement. On parle alors d'une cadence de chargement/déchargement d'AC's /heure (de l'ordre de 6 AC/heure). Le système doit maintenir l'intégrité des AC lors des manutentions et en cas de séisme.

C'est le système « phare » d'équipements fournis par **REEL**

MdC REP 1000 MW



MdC REP 1450 MW

MdC REB

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

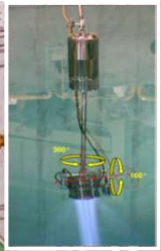
Centrales Nucléaires (PMC - REP)

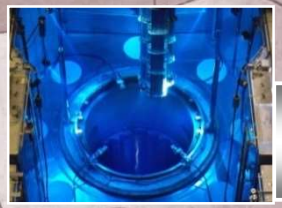
Pont Auxiliaire BK

Pont Passerelle

Machine de Chargement Ressuage en ligne

Eclairages immergés





Supervision
Vision
Simulation

- Descenseur
- Outillages de manutention des AC & Grappes
- Ressuage en piscine
- Poste d'examen des AC

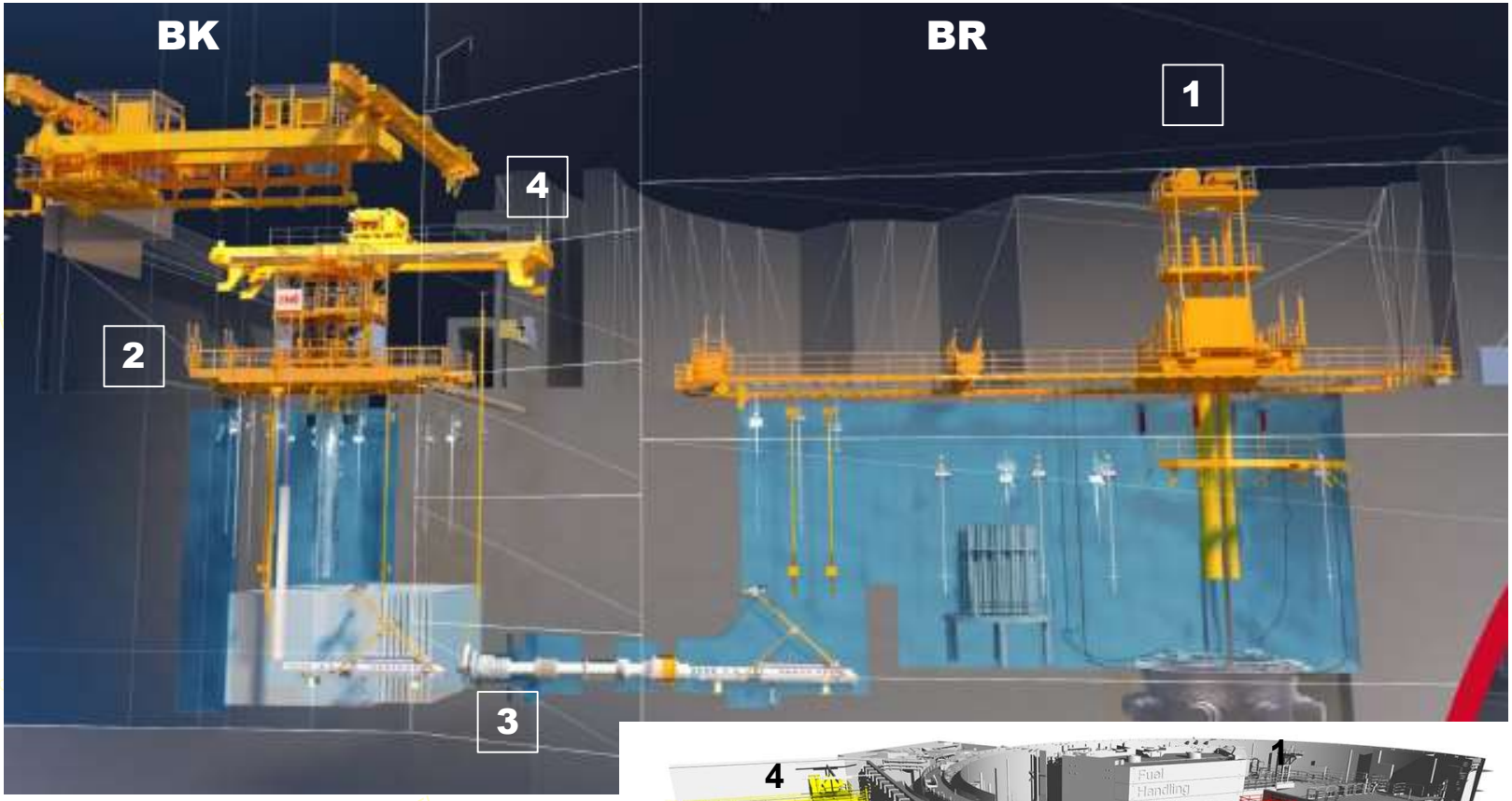
Râteliers de stockage

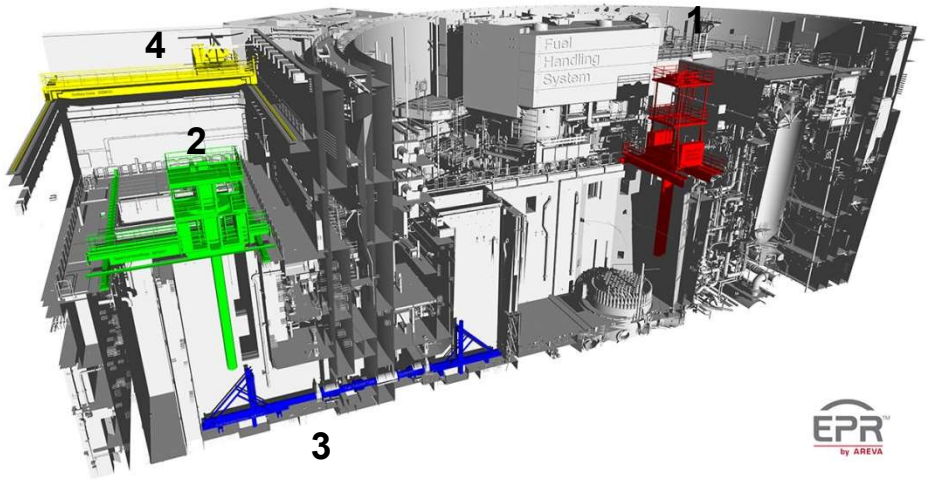
Dispositif de Transfert

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Centrales Nucléaires (PMC - EPR)





Equipement PMC :

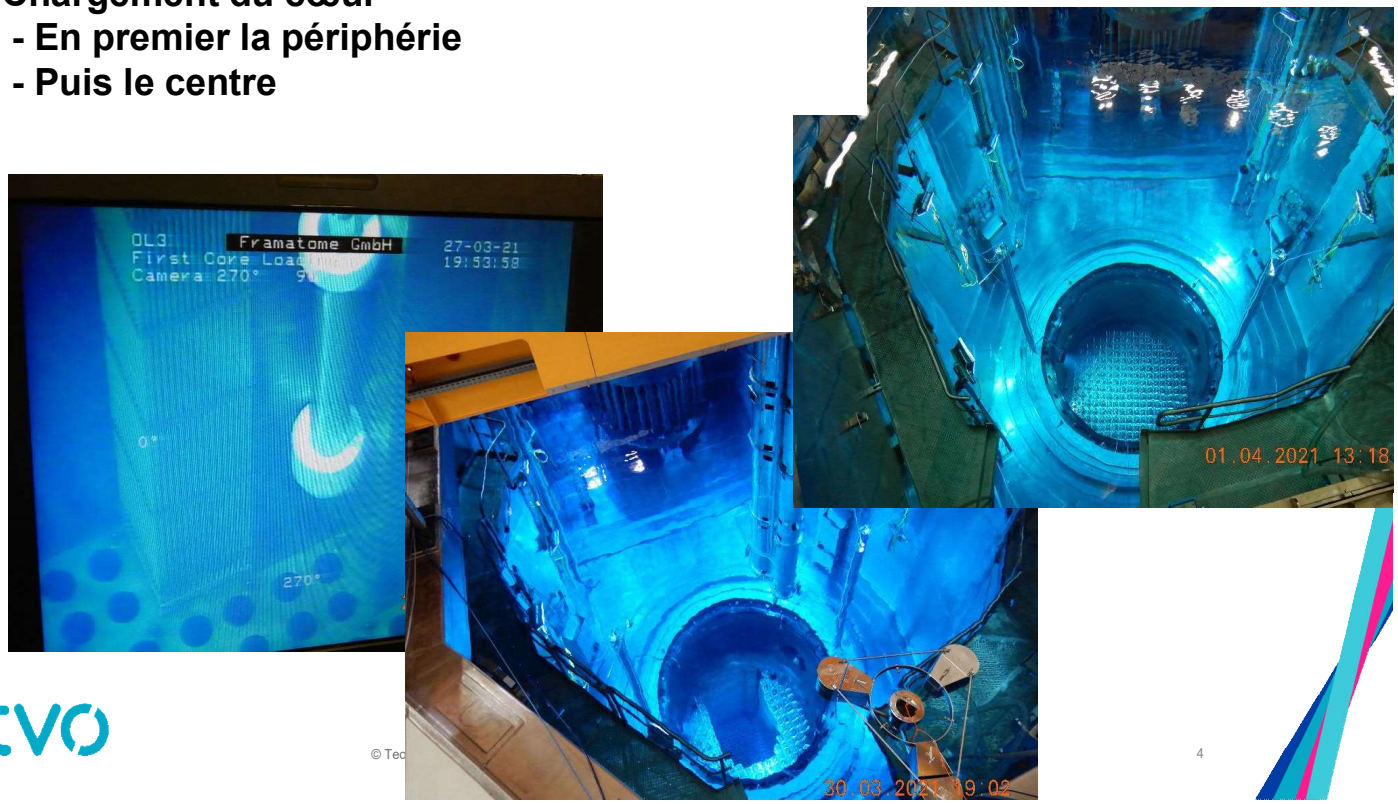
1 : Machine de Chargement
2 : Pont Perche
3 : Transfert
4 : Pont Auxiliaire

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

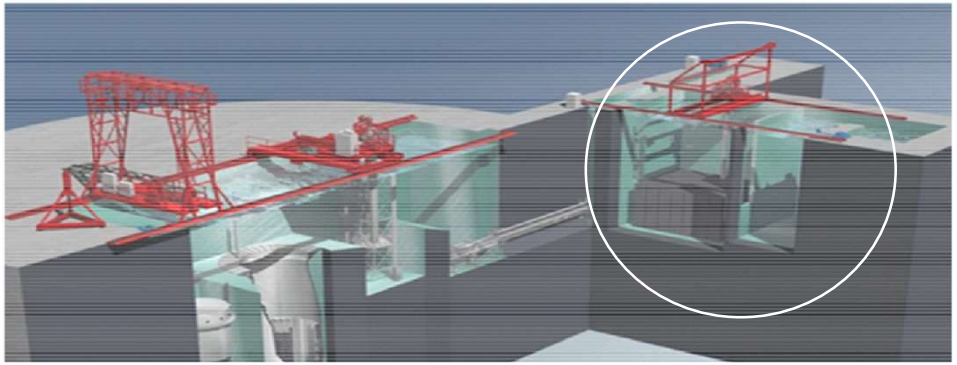
Centrales Nucléaires (PMC - EPR)

Chargement du cœur
- **En premier la périphérie**
- **Puis le centre**

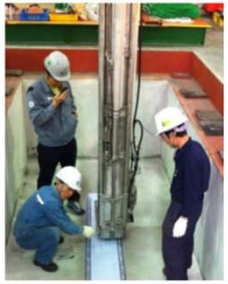


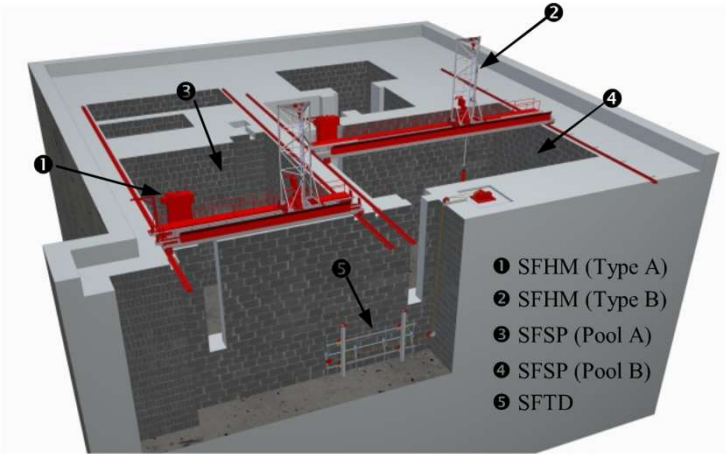
tvo

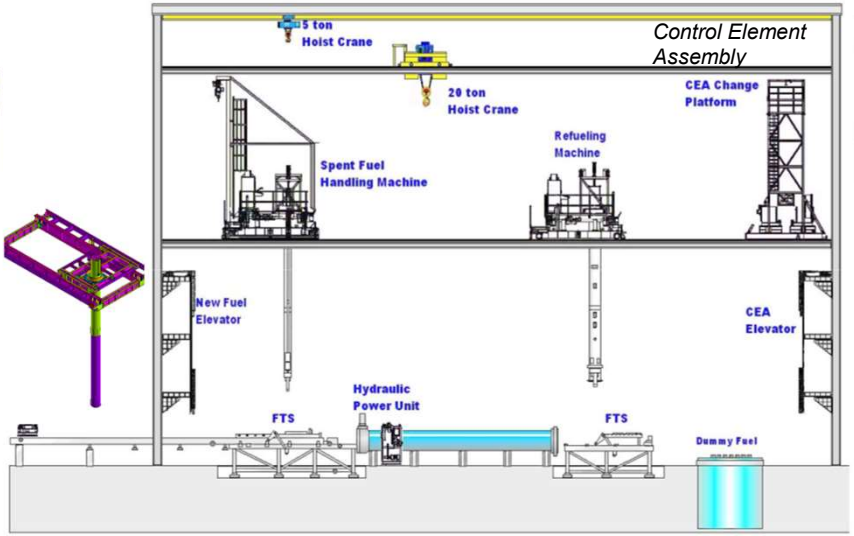
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

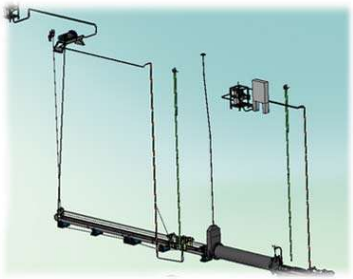


Deux piscines :
Piscine A : Pour le déchargement et la désactivation du Combustible
Piscine B : Pour les opérations d'évacuation du combustible usé et l'introduction du combustible neuf









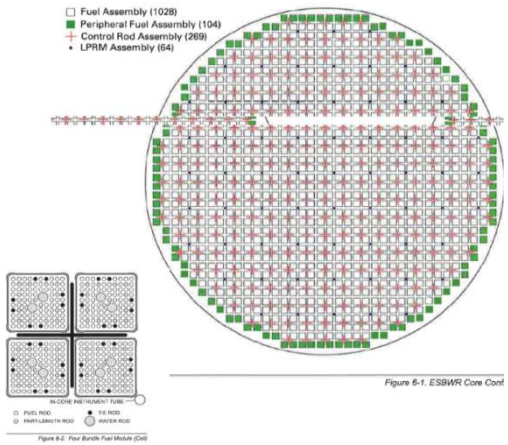
Transfer : 2 AC Translation par câbles
Basculement hydraulique

Conçu par DOOSAN Heavy et fabriqué par **POWER MnC** en Corée du Sud

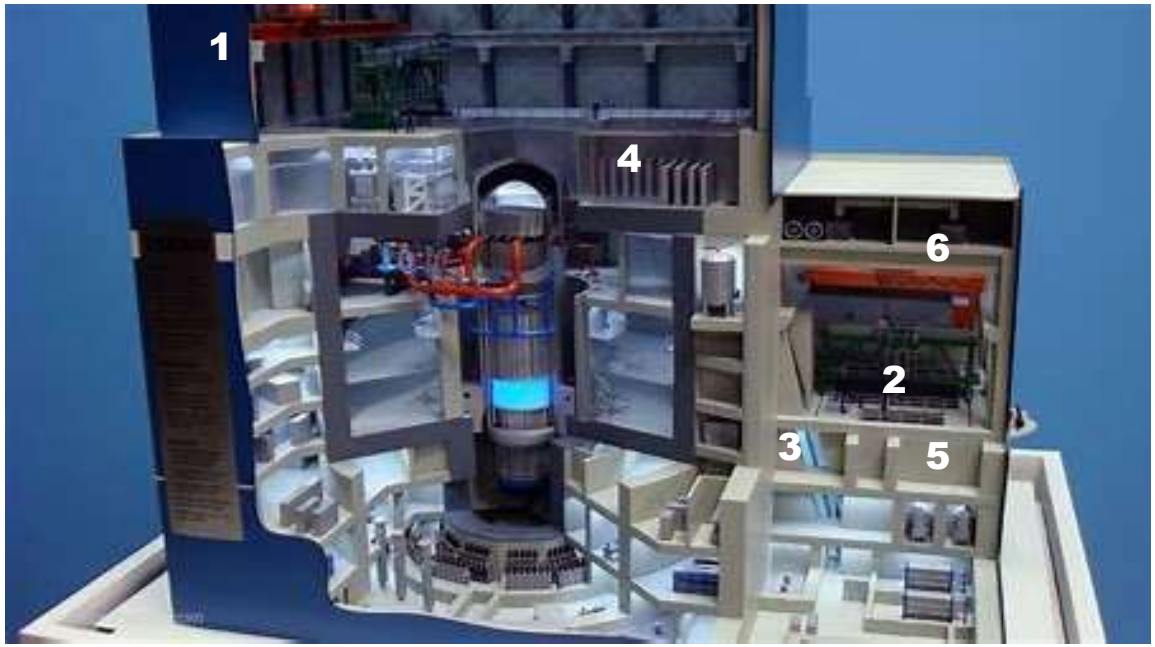
03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

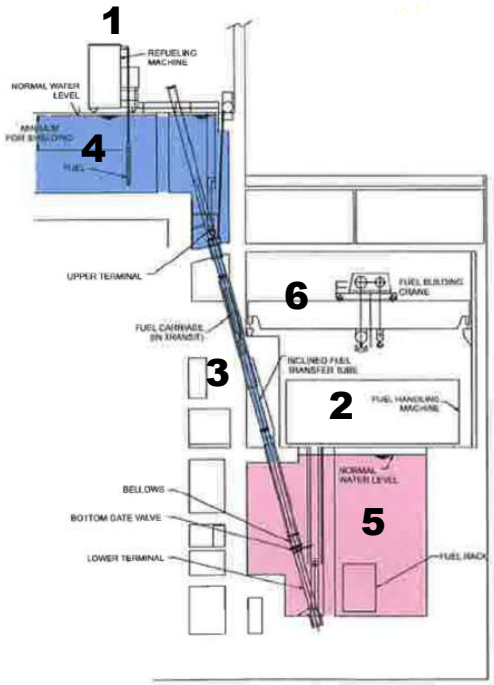
ENERGIE NUCLEAIRE

Centrales Nucléaires
PMC – REB (ESBWR)

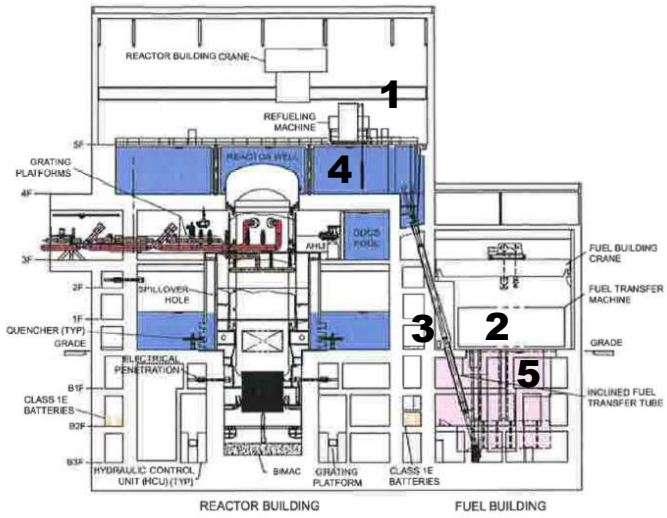


Le Cœur ESBWR





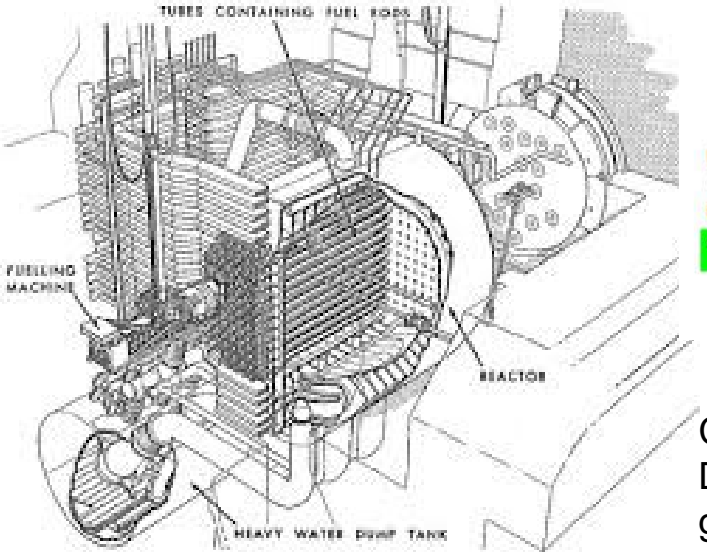
Inclined Fuel Transfer Tube

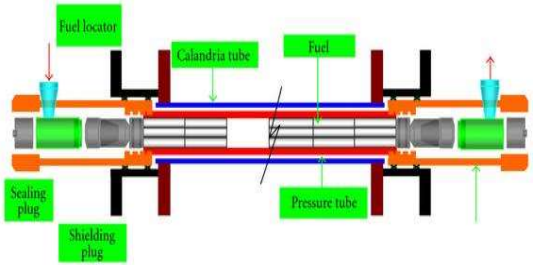


1 : Refueling Machine
2 : Fuel Handling Machine
3 : Inclined Transfer
4 : Piscine entreposage (Chargement)
5 : Piscine entreposage (évacuation)
6 : Fuel Building Crane

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

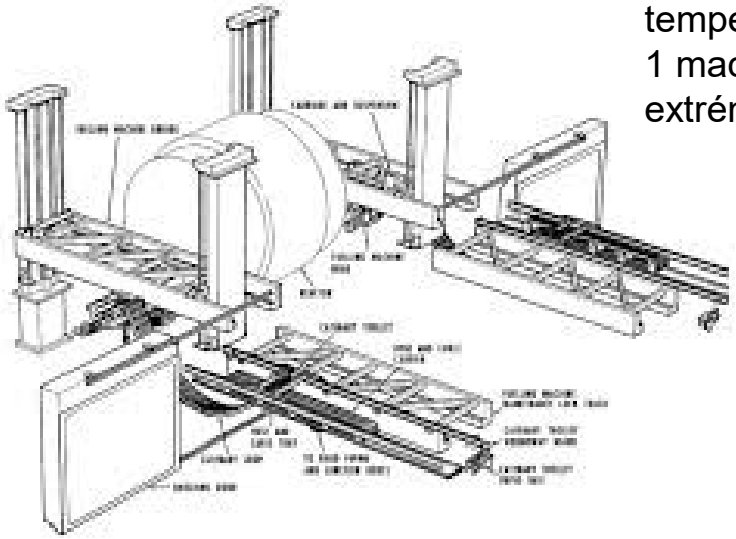
Machine de Chargement CANDU



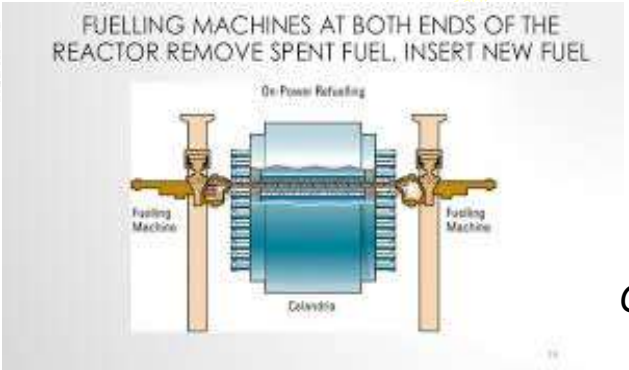


Un tube combustible

Chargement et Déchargement des grappes combustible en continu sous pression et température.
1 machine à chaque extrémité du cœur



Système PMC

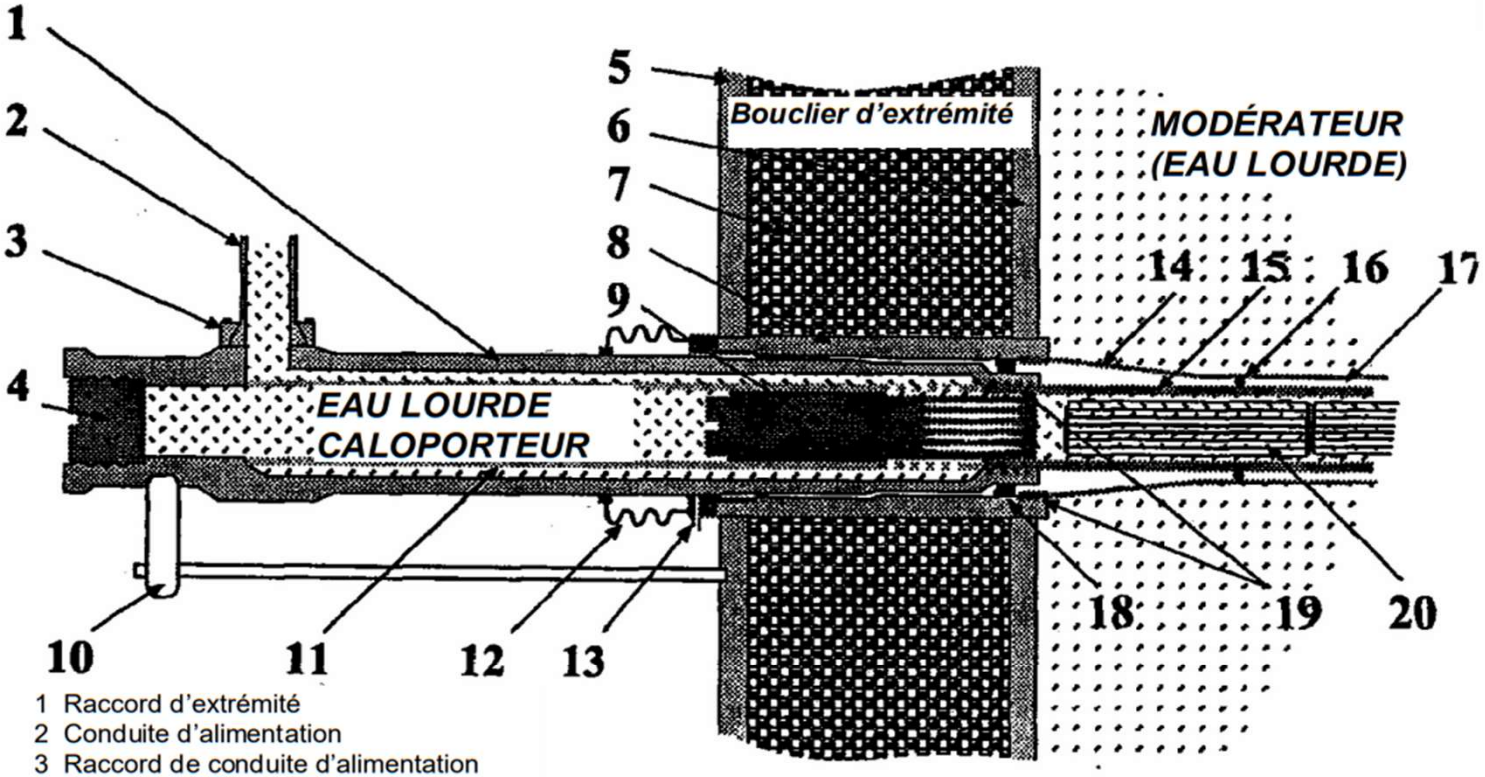


Grappes de combustible

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

COUPE SIMPLIFIÉE D'UN RACCORD D'EXTRÉMITÉ

LA TAILLE DE CERTAINS COMPOSANTS EST AUGMENTÉE À DES FINS DE CLARTÉ



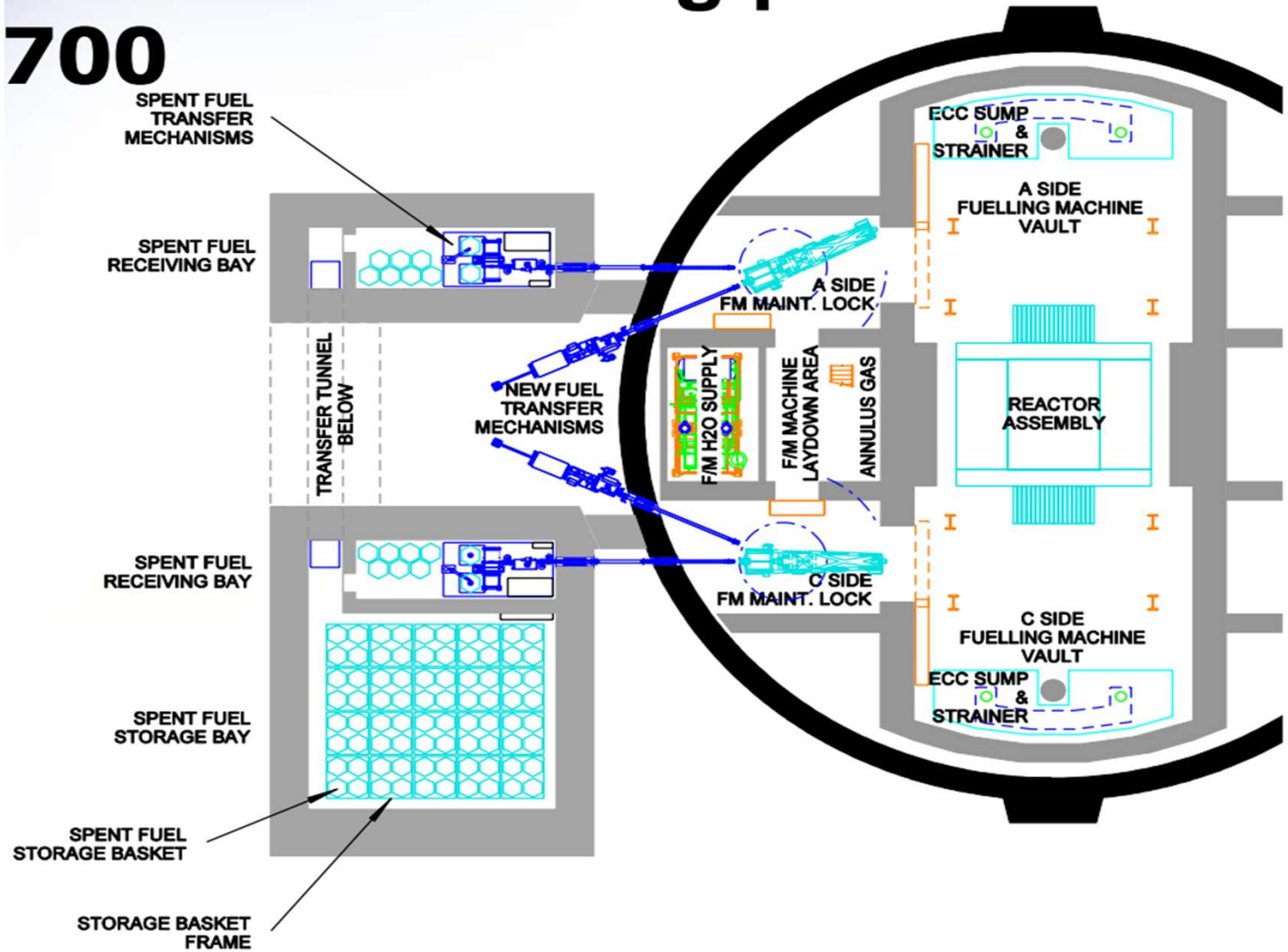
1 Raccord d'extrémité
2 Conduite d'alimentation
3 Raccord de conduite d'alimentation
4 Bouchon de fermeture de canal
5 Bouclier d'extrémité
- plaque tubulaire côté machine de chargement du combustible
6 Bouclier d'extrémité
- plaque tubulaire côté calandre
7 Bouclier d'extrémité – bille d'acier
8 Bouclier d'extrémité – tube de réseau
9 Bouchon écran

10 Mécanisme de verrouillage/ déverrouillage de canal
11 Tube du revêtement
12 Soufflets d'étanchéité de l'espace annulaire
13 Raccord du gaz annulaire

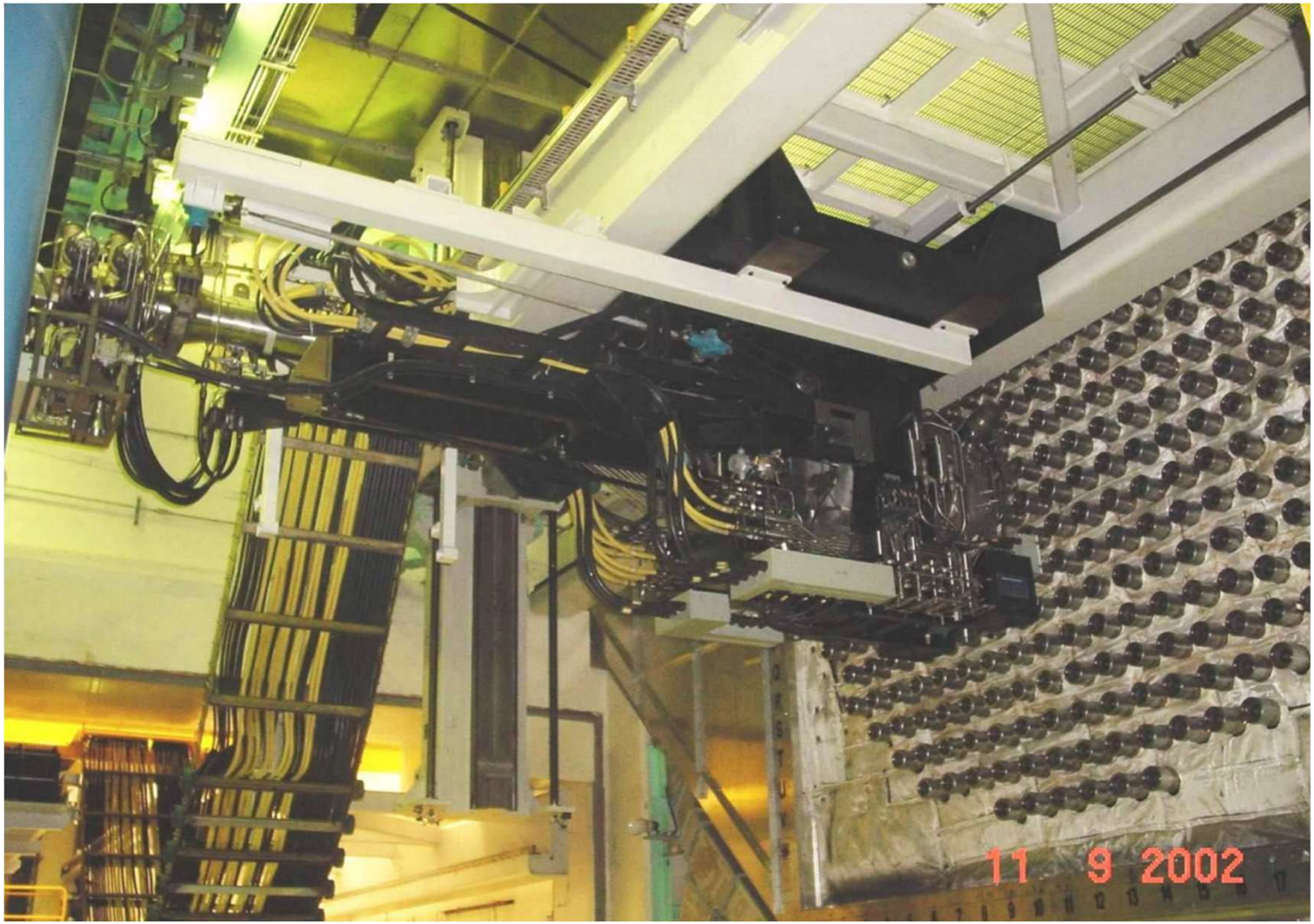
14 Tube de calandre
15 Tube de force
16 Ressort annulaire
17 Espace annulaire
18 Palier lisse
19 Joints laminés
20 Grappe de combustible

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

ACR 700 Building plan view



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

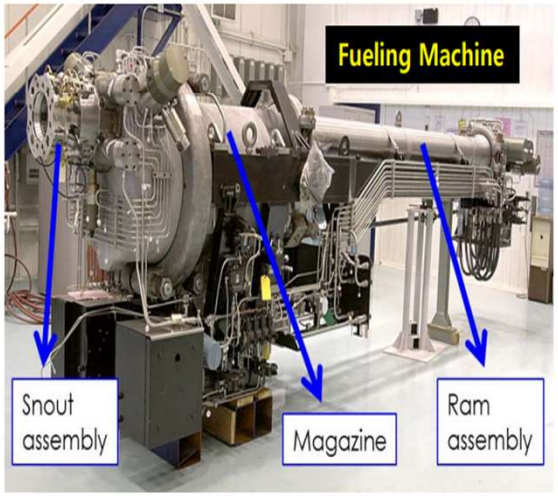


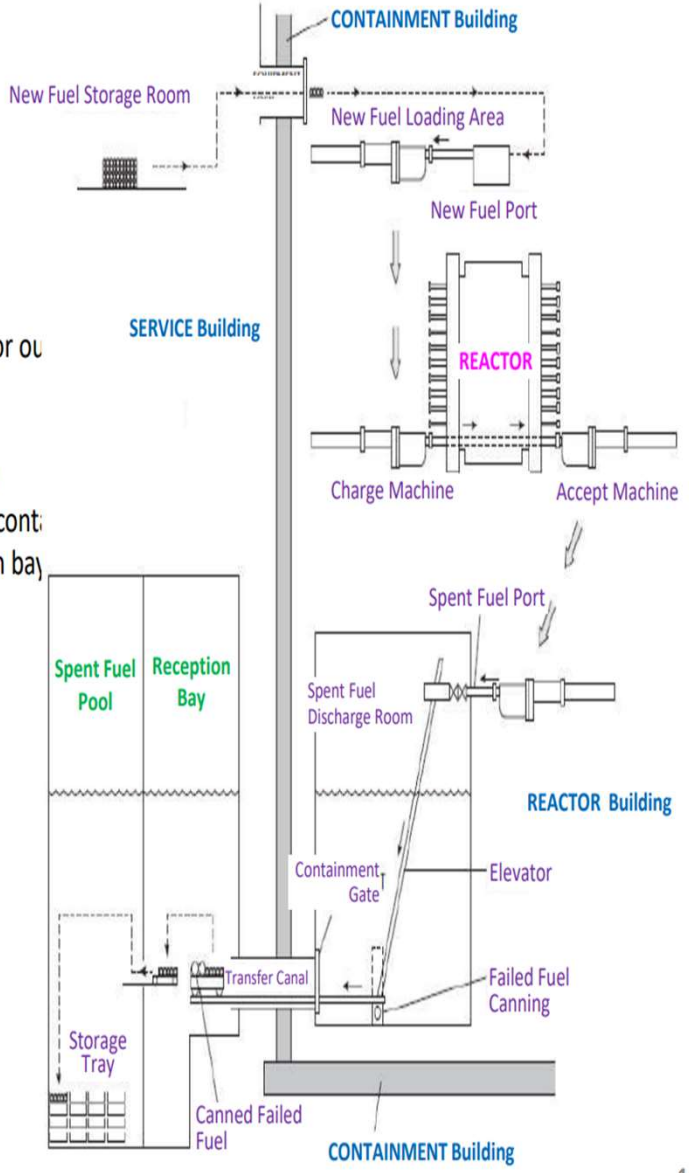
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON
Ecole REEL

Academy

- Refueling & Irradiated Fuel Transfer in CANDU
  - On-Power Refueling: average 2 channels (16 bundles) per day

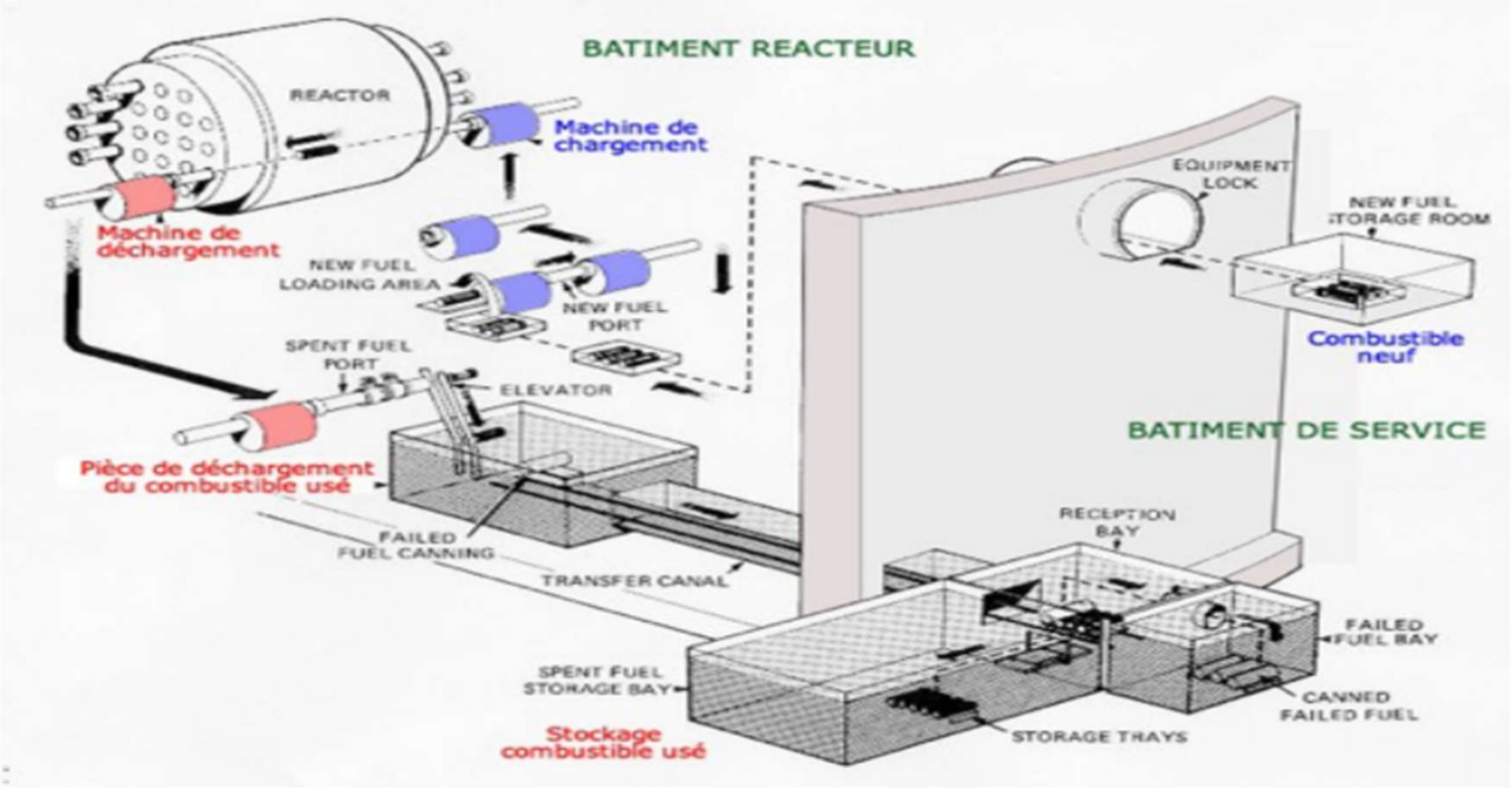
- PROCEDURE
- Loading 8 New fuel bundles into the Charge Machine (CM)
- Locks both CM and Accept Machine (AM) on the pre-selected channel
- Removing fuel channel hardware on both sides such as shield plug etc.
- Loading new fuels from CM at the Reactor inlet & receiving spent fuels by AM at the Reactor ou
- Upon completion of fuel changing, AM goes to spent fuel port
- Discharging spent fuels onto the spent fuel elevator through the spent fuel port
- Lowers the spent fuels by elevator onto the conveyor belt of the spent fuel discharge room (spent fuel discharge room is located inside the containment building, but not belong to a cont
- Transporting of spent fuels form the discharge room in the reactor building to the reception bay
- Transfer of spent fuel between buildings is under water through a containment gate and a transfer canal, which connects the reception bay and spent fuel pool





Korea Atomic Energy Research Institute

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



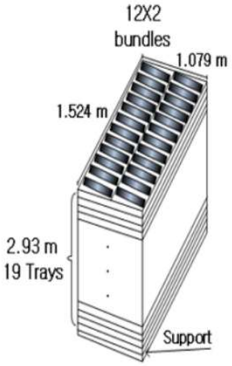
Rechargement en continu

Le chargement en continu du combustible, une caractéristique des réacteurs CANDU, se fait canal par canal. Deux dispositifs identiques, télécommandés depuis la salle de contrôle, comportent un magasin capable de charger un tube de combustible neuf ou de décharger un tube de combustible usé. Une fois les deux dispositifs verrouillés aux deux bouts du canal choisi et mis en pression, les deux extrémités du sont ouvertes et un élément de combustible usé est remplacé par un de combustible neuf, un des dispositifs chargeant et l'autre déchargeant (le sens du chargement-déchargement est alterné entre canaux voisins)

© AECL ©

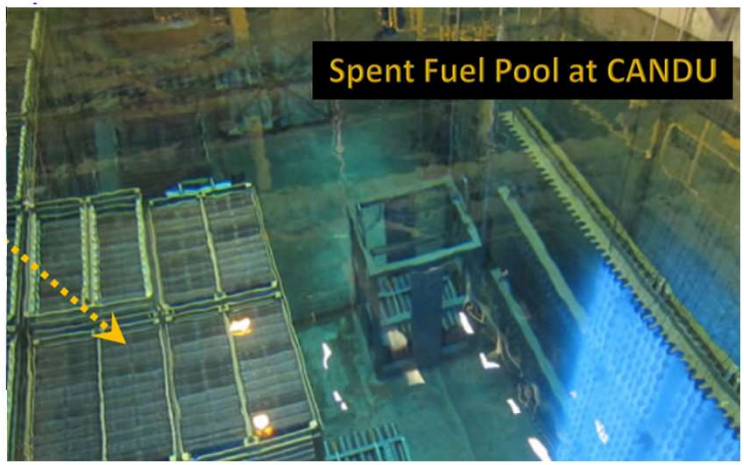
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

- General Aspects of CANDU SFP
  - Single-Story structure which forms a part of the service building
  - Qualified against wind and seismic events
  - High efficiency filter bank to remove all forms of radioiodine prior to discharge via the stack by venting system or natural venting
  - Hydrants fire protection system … 6 inch diameter supply line in case of emergency
  - No criticality concerns for natural uranium SF in light water
    - no neutron absorbing poison to the fuel bay
    - no make-up water
  - Three cycles of refueling (8 bundles) for filling 1 tray (24 bundles)
  - Storage tray …
    - temporal stay in reception bay (capacity of 4 trays) → transferred to SFP and placed on the base supports
    - 18 or 19 layers per stack



- Storage Tray and Support
  - Racks made from stainless steel (ANSI 304L) to hold spent fuel bundles
  - Designed to permit the free flow of water for cooling the SF bundles
  - Capable of supporting in a stable manner from 1 – 24 bundles in the same layer
  - Slightly larger height than the SF bundle diameter
  - Designed with sufficient structural stability to avoid toppling and prevent sliding of the stacks either prior to or after design basis earthquake
  - Clearance between the bottom layer of fuel bundle and the bay floor, and permits flow of water around the trays

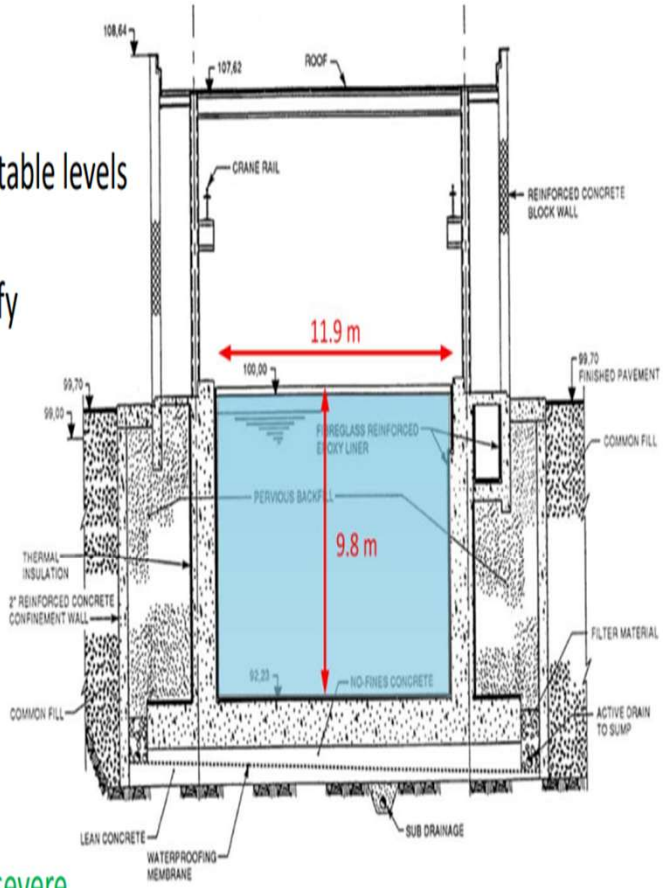
KAERI Korea Atomic Energy Research Institute



- Design Considerations for CANDU SFP to Ensure:
  - adequate cooling of the bundles in the pool,
  - avoidance of damage to bundles during their residence in the pool,
  - compliance with safeguards monitoring requirements (e.g., bundle serial numbers are readily visible),
  - direct transfer of bundles (basket only) into dry storage containers, and
  - use of the most compact arrangements of bundles in the pool

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

- CANDU SFP is Designed to ...
  - accommodate spent fuels for 10 years (≈ 47,000 BDs) plus an additional full core discharge (4560 BDs)
  - have an inspection station where fuel can be inspected underwater
  - be filled with de-mineralized light water
  - have a dedicated purification and cooling system to keep the fuel covered with de-mineralized water and cools and maintains water chemistry and activity at acceptable levels
  - prevent leakage by applying a glass fiber reinforced epoxy liner
  - have 1.22 m thick reinforced concrete base slab and side walls (double-wall) to satisfy the shielding requirements and the stringent control on crack development because of possible temperature differentials across the wall thicknesses
  - maintain water at a predetermined temperature and to continue to provide cooling to maintain at under **38 ^{0}C** and at under **49 ^{0}C** for the case of 10 year storage plus one full core load
  - have dimension of **19.84m long**, **11.89m wide** and **9.77m deep**
  - have water volume of **2,000 m^3** and **700 m^3** for reception bay
  - not covered by a leak-tight containment, so consequences of over-heating and melting of fuel can be very severe



Korea Atomic Energy Research Institute

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

03/09/2024 JY PERON

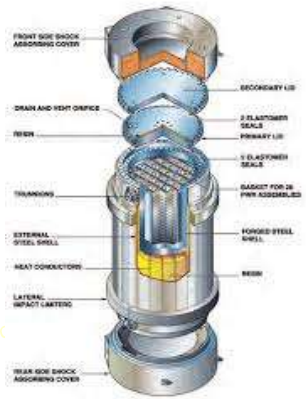
ENERGIE NUCLEAIRE

Arrivée du combustible neuf : Conteneur de transport de type FCC

Entreposage du combustible en piscine

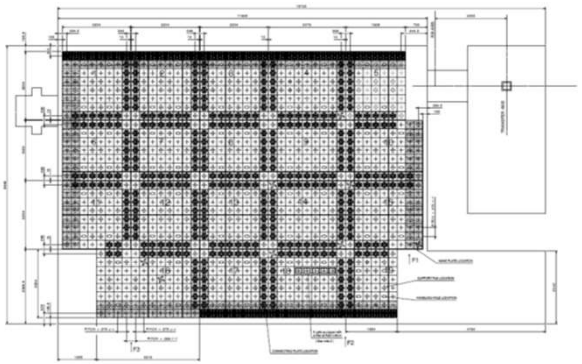
Râteliers d'entreposage

Evacuation du combustible usé par conteneur et chargement sous fosse (EPR)



TN 24

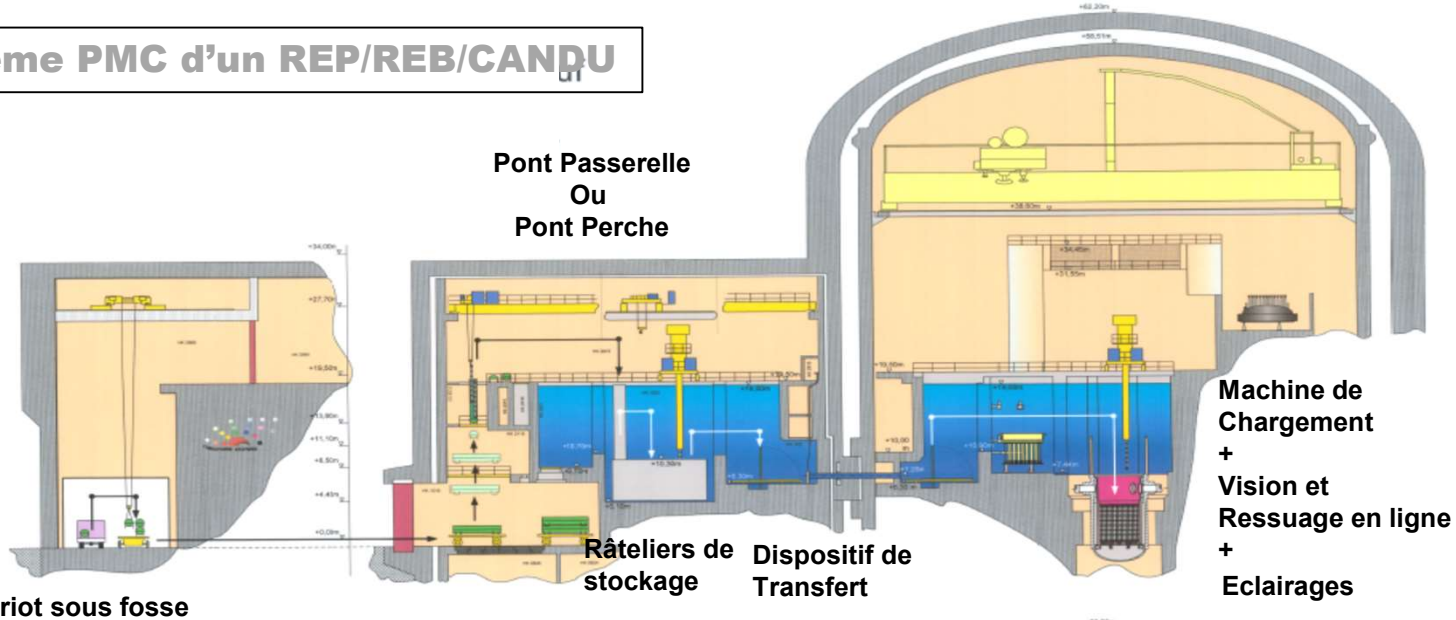
Chariot de Chargement Sous Fosse : DMK (CNIM)



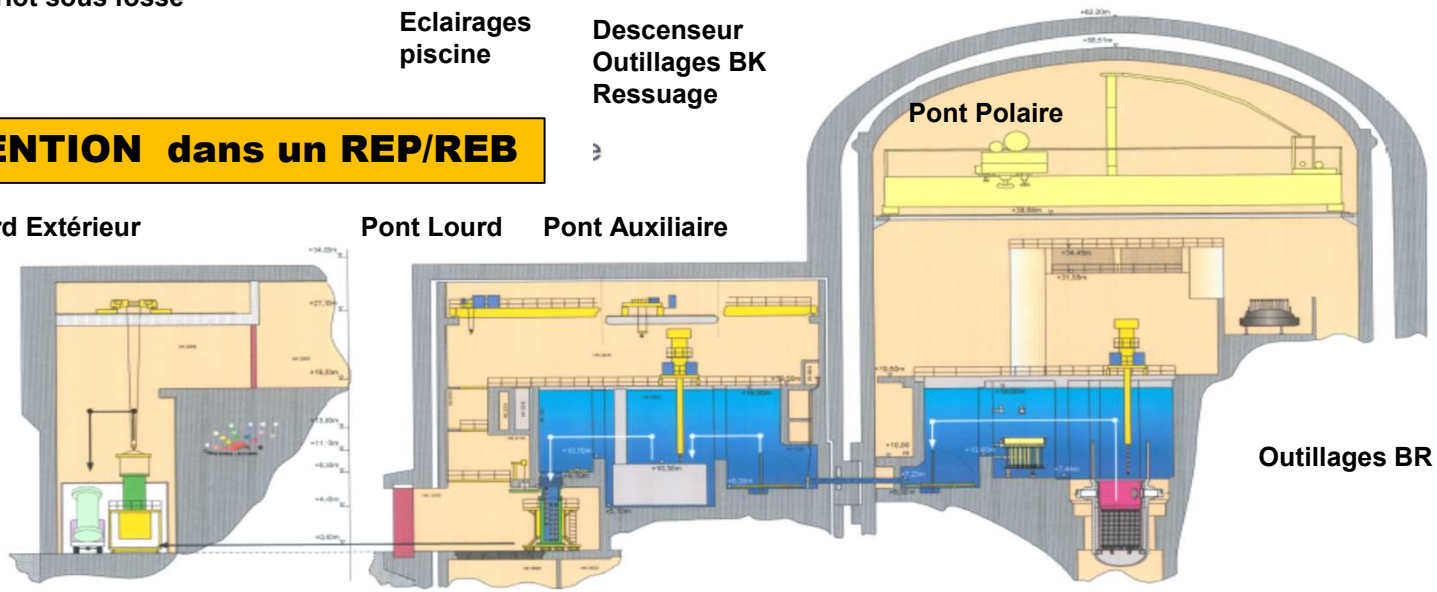
Piscine BK

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Système PMC d'un REP/REB/CANDU



MANUTENTION dans un REP/REB



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PONT BATIMENT REACTEUR

Pont Polaire VVER

Pont Polaire REP
Capacité : 300t-400t

NKMNOELL a réalisé le revamping des ponts polaires des réacteurs Suisse de Beznau 1&2 et Mühleberg.

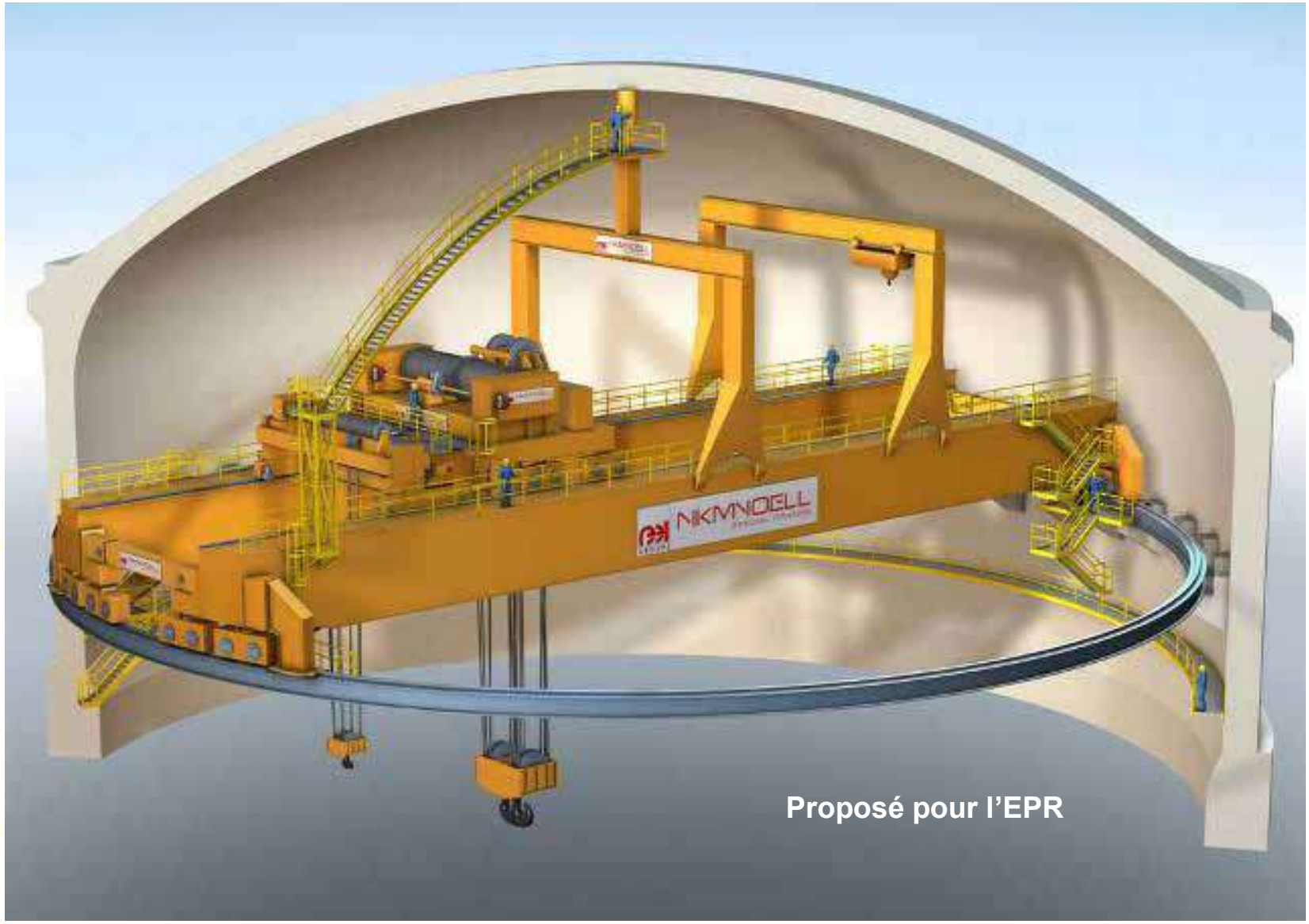
Prochain projet : revamping du pont polaire du réacteur de Gösgen.

Ces rénovations impliquent le remplacement des chariots.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Centrales Nucléaires
Manutention

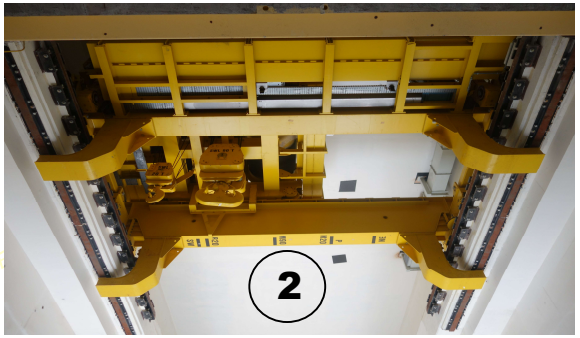


Proposé pour l'EPR

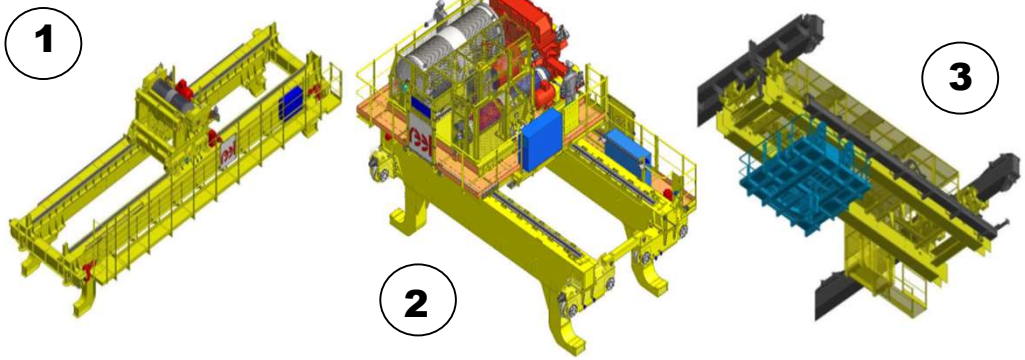
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PONTS ILOT NUCLEAIRE (Ponts BK & Autres)



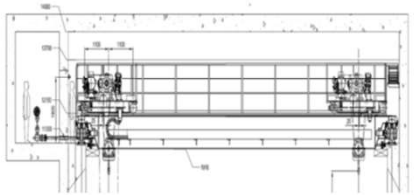
Ponts EPR



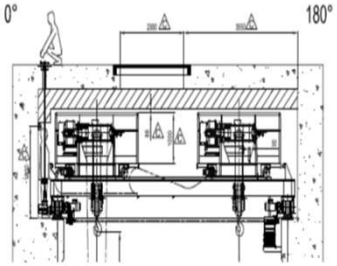
LOT 1 : HK 23 t Auxiliary Crane

LOT 2 : HK 135/20t Heavy Crane

LOT 2 : HK 20t Set Down Area Crane

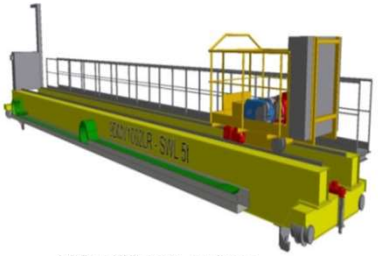


LOT 2 : DMQ 1002 20 t Crane



LOT 2 : DMQ 1003 10 t Crane

LOT 2 : HVD 1001 Crane 70/5 t (or 120/5 t)

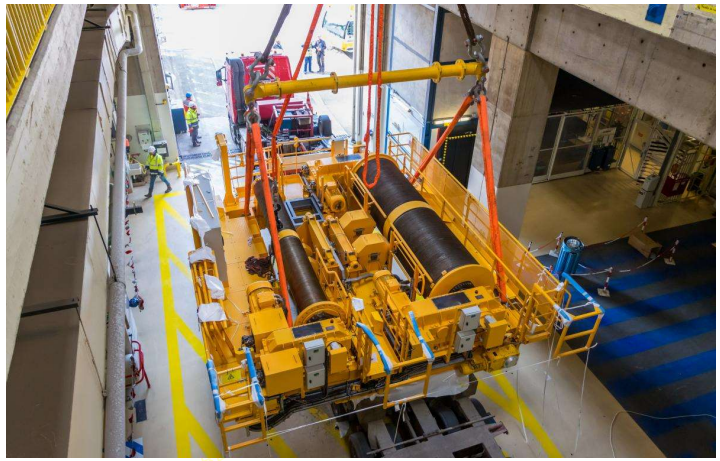


LOT 2 : HVD 1002 5 t Crane

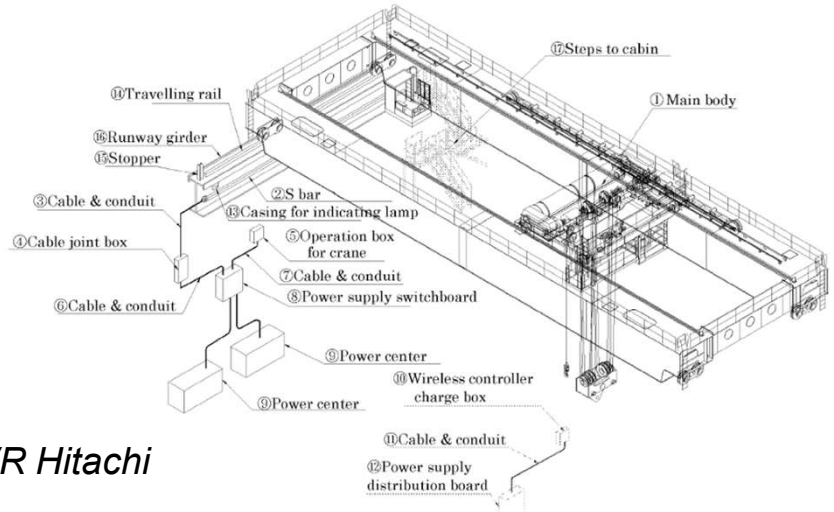
2

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PONTS SALLE DES MACHINES



EPR FA3 : Ponts salle des machines : 300t/70t/20t – 51m



Pont Salle des machines ABWR Hitachi

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

REACTEURS A NEUTRON RAPIDE

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les neutrons émis lors de la fission ont initialement une vitesse élevée qui limite la probabilité qu'ils interagissent avec la matière fissile et conduisent à une réaction en chaîne. Une première solution est de les ralentir par un modérateur (eau, graphite ou eau lourde) qui leur fait perdre leur énergie par chocs successifs. Ils sont appelés **neutrons thermiques** permettant une réaction en chaine efficace et donc un meilleur rendement pour l'Uranium 235 dont la fission par neutrons thermiques est élevée. C'est la solution des **R**éacteur à **E**au sous **P**ression.

L'autre solution est de choisir délibérément de ne pas mettre de modérateur. Les neutrons se sont pas ralentis et on a alors des **neutrons rapides** dont l'énergie cinétique est élevée. Ces neutrons rapides ont l'avantage de faire fissionner tous le noyaux lourds (U238) et non les seuls matériaux fissiles (U235). L'utilisation de ses neutrons rapides limite également les captures stériles qui ne donnent pas lieu à une nouvelle fission. Ce qui tend à améliorer l'efficacité de la réaction et donc du réacteur. En revanche, le taux de fuite des neutrons hors du cœur (neutrons qui sont donc perdus pour le réacteur) est plus élevé et la probabilité de fission par neutrons rapides plus faible que dans un réacteur à neutrons thermiques. Il est donc nécessaire d'avoir un cœur plus enrichi en matériau fissile (apport de **Plutonium 239**). Par ailleurs, **des matériaux fertiles (U238)** peuvent être disposé en périphérie du cœur de manière à utiliser les neutrons de fuite. C'est le **principe de la surgénération** qui permet de récupérer les neutrons sortants pour transmuter un matériau a priori inutilisable (fertile mais non fissile) en matériau fissile. On n'utilise pas de modérateur.

L'eau ne peut pas être utilisée comme caloporteur car c'est un modérateur qui tend à thermaliser les neutrons rapides. On utilise donc le **Sodium** liquide (métal fondu) qui présente les avantages :

- De ne pas ralentir les neutrons
- D'avoir une grande capacité thermique dont l'inertie protège le cœur contre la surchauffe et le risque de fusion.
- Il n'a pas besoin d'être sous pression car sa température d'ébullition est très au-dessus de la température de fonctionnement du cœur
- Il n'engendre pas de problème de corrosion sur l'acer inoxydable (REX des premiers réacteurs)

Par contre, le sodium peut s'enflammer au contact de l'air et exploser au contact de l'eau. Il faut isoler les circuits

Le combustible est de type métallique avec 80 % d'U 238 et 20 % de Pu 239 . La réaction s'établit par capture de neutrons par l'Uranium 238 pour donner du Plutonium 239 fissile. L'U 238 autour du cœur permet la surgénération.

Les Surgénérateurs (RNRs) : 18 RNR-NA expérimental ou prototype réalisés – Exploitation : plus de 400 réacteur . ans

*En France : **Phénix** de 250 MWe et **Surperphénix** de 1200 MWe – Arrêtés - Un projet de 1500 MW abandonné.*

Autres pays : Inde avec un FBR 500 (mise en service en 2024?), Russie avec le BN800 à Beloïarsk (en service depuis fin 2015) puis la Chine (Réacteur en construction)

*Aujourd'hui en développement : **ASTRID** (Génération IV **arrêté fin 2019**), PRISM (brûler le stock de plutonium miliaire)*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

REACTEURS A NEUTRON RAPIDE – SURGENERATION

Créer dans un réacteur de la matière fissile, le Plutonium, en quantité supérieur à celles que l'on consomme en fonctionnement

Le nombre moyen de neutrons émis par fission est beaucoup plus grand pour le **Pu239** qui absorbent les neutrons rapides (**2,33**) que pour l'**U235** qui absorbent les neutrons lent (**2,07**)

Pour produire plus de Pu que celui consommé, il faut dépasser nettement la valeur 2 car i y a toujours des réactions stériles et des fuites.

Un neutron est absorbé dans un autre noyau fissile (ce qui entretien la réaction en chaîne) et un autre est absorbé dans le noyau fertile (U238) pour donner naissance à un nouveau noyau fissile de Pu239. C'est la surgénération.

Comme une fraction des neutrons issus des fissions est perdue par captures stériles ou par fuites à l'extérieur du cœur, le facteur de reproduction doit dépasser nettement la valeur 2. C'est ce qu'offre le PU avec des neutrons rapides.

D'autres Pu (240 ou 242) formés dans le réacteur deviennent également fissiles avec ls neutrons rapides.

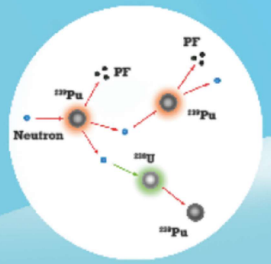
Avec le réacteur **Phénix**, le Pu produit a pu être recyclé dans le réacteur lui-même ce qui a permis de démontrer la possibilité de surgénération avec un taux de **1,16**. **Un résultat unique dans le monde à cette échelle**

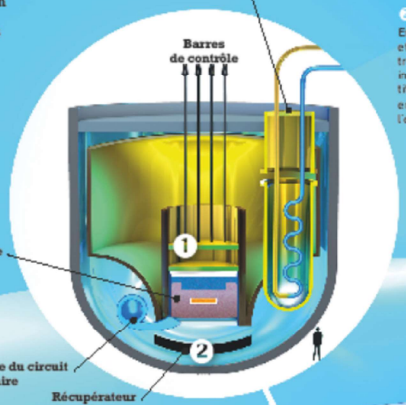
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

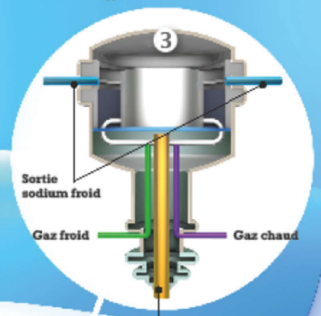
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE RNR-Na

Le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na) fonctionne comme un réacteur nucléaire classique : la fission des atomes de son combustible, au sein de son cœur, génère de la chaleur qui est véhiculée jusqu'à un turbogénérateur pour produire de l'électricité. Dans le contexte de la IVe génération, les RNR-Na innovent, tant sur l'optimisation des matières premières que sur l'amélioration de la sûreté. Voici quelques pistes proposées par le CEA-DEN, maître d'ouvrage du démonstrateur technologique de RNR-Na Astrid.





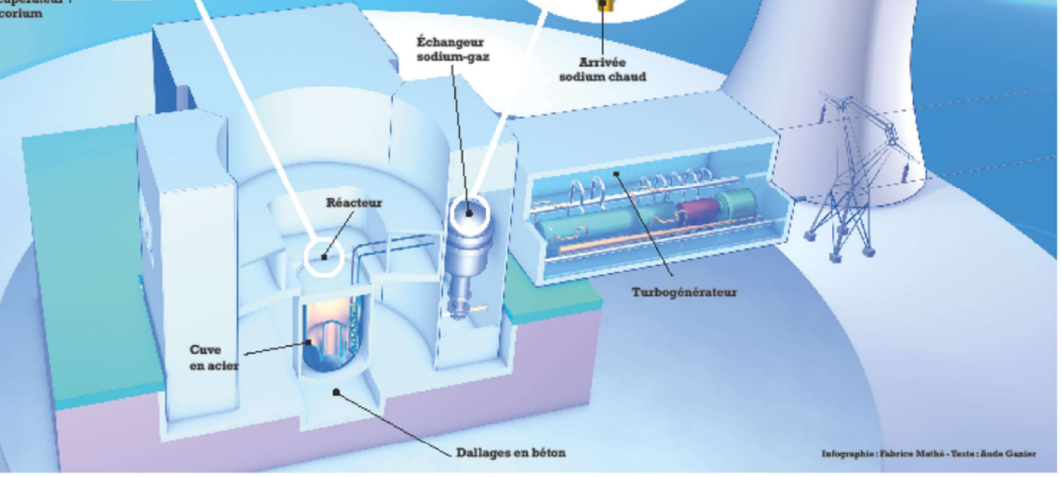


PRINCIPALES INNOVATIONS

1 Un cœur à réactivité maîtrisée
Un nouveau concept de cœur est développé pour en améliorer la sûreté en cas d'accident de perte globale de refroidissement. Il s'agit d'éviter l'ébullition du sodium grâce au concept dit de Cœur à faible vidange (CFV) qui favorise la fuite des neutrons hors du cœur en cas d'accident pour ainsi réduire la réactivité du cœur en cas d'augmentation de la température du sodium.

2 Un récupérateur de corium
En cas de situation postulée de fusion du combustible et des gaines métalliques qui l'entourent, un magma très chaud se forme (+ de 2000 °C), appelé corium. Une innovation consiste à le récupérer, grâce à un dispositif placé au fond de la cuve, pour l'étaler et le refroidir en empêchant la radioactivité de s'échapper dans l'environnement.

3 Un échangeur sodium-gaz
Le sodium étant réactif chimiquement avec l'eau, le générateur en eau-vapeur actionnant le turbogénérateur est remplacé par un système de conversion en gaz. Ainsi, la chaleur du sodium du circuit secondaire est communiquée à de l'azote qui, sous pression, se détend dans les turbines pour les faire tourner et produire l'électricité.



FONCTIONNEMENT

La réaction de fission nucléaire
Le combustible nucléaire d'un RNR-Na est un mélange d'environ 80 % d'uranium 238 (^{238}U) et 20 % de plutonium 239 (^{239}Pu).
Dans le cœur du réacteur, les neutrons fissionnent les atomes ^{239}Pu. Ces derniers – en plus de libérer de l'énergie et de la chaleur et de générer des produits de fission (PF) – émettent d'autres neutrons qui cassent à leur tour d'autres atomes, et ainsi de suite (réaction en chaîne). Parallèlement, les atomes fertiles (non-fissiles) ^{238}U capturent des neutrons et se transforment en ^{239}Pu (fissile). La consommation en ^{239}Pu est ainsi compensée par la production issue de ^{238}U.
L'^{238}U, matière première des RNR, représente 99 % de l'uranium naturel alors que l'^{235}U, matière première utilisée dans les réacteurs nucléaires actuels, ne représente que 1 %.

Le système caloporteur
Dans un RNR-Na, le fluide caloporteur est du sodium – quand celui des réacteurs actuels est de l'eau – qui présente l'avantage de rester liquide jusqu'à 900 °C.
Dans le cœur, une pompe pousse du sodium froid (400 °C) entre les assemblages de combustible pour qu'il récupère l'énergie produite par les réactions de fission. En sortie du cœur, le sodium atteint 550 °C. Sa chaleur est extraite du circuit primaire par l'échangeur intermédiaire d'un deuxième circuit dans lequel circule également du sodium. Ainsi réchauffé, le sodium du circuit secondaire est dirigé vers un dispositif qui commerti sa chaleur pour actionner un turbogénérateur et produire de l'électricité.

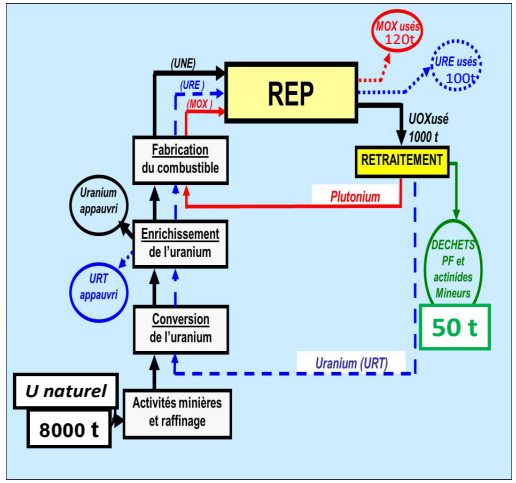
Infographie : Fabrice Mathé - Texte : Aude Ganier

Plus d'informations sur www.cea.fr

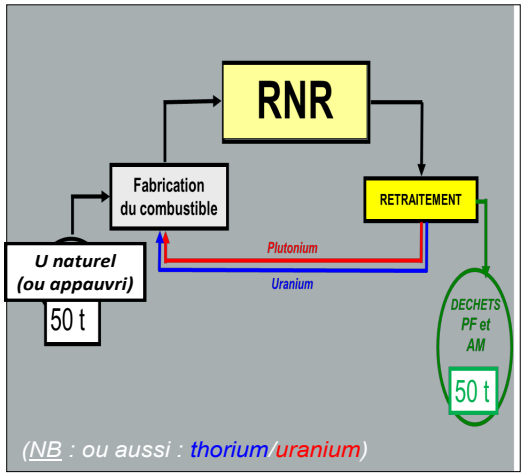
ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR NEUTRON RAPIDE

- Les propriétés neutroniques des réacteurs à neutrons rapides leur permettent d'optimiser l'utilisation du plutonium et le cas échéant de valoriser l'uranium naturel ou appauvri ou de retraitement, le transformant en plutonium. Les réacteurs peuvent fonctionner avec un combustible à base de plutonium (environ 20%, voire plus). Les réacteurs rapides peuvent également valoriser le thorium en le transformant en ^{233}U qui est fissile.
- L'ajout d'actinides mineurs est aussi possible sous certaines conditions permettant leur transmutation.
- Ceci est valable à divers titres quel que soit le type de réacteur rapide : Na, Pb, gaz, ainsi que réacteurs à sels fondus (MSR).
- Le spectre thermique des réacteurs à eau PWR ou BWR nécessite un combustible à uranium enrichi. Des assemblages MOX peuvent dans certaines conditions être brûlés mais actuellement seulement sur un cycle
- Des pistes pour le multirecyclage du Pu en REP sont à l'étude mais la fermeture du cycle par des réacteurs de 4ème génération reste la référence (PPE)



Le cycle (actuel) *en REP*



Le cycle (hypothétique) *en RNR*

Ordre de grandeur des flux annuels pour une production électrique de 400 TWh

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Réacteur Neutron Rapide PANORAMA

Développement stoppé

France : *ASTRID*

600 Mwe

Combustible MOX-RNR

En exploitation

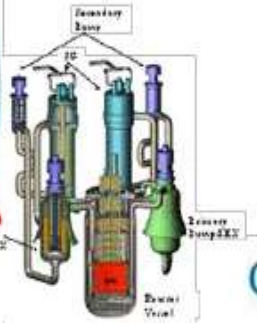
Russie : BN-800, MBIR, *BN 1200*

Comb. UOX, *MOX-RNR, Nitrure*

La Chine avance

Chine : CEFR, CFR600, *CCFR1000*

Combustible MOX-RNR



Japon : *prototype JSFR (stand-by)*

Combustible MOX-RNR

Inde: PFBR, *6xFBR (600 MWe),*

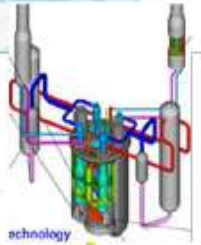
MFDR, MFBR

Combustible MOX, Métal

Corée du Sud :

PGSFR (150MWe, 2028)

Combustible Métal



USA : designs de SMR (GE(PRISM)…) ou grande puissance (Terrapower,…)

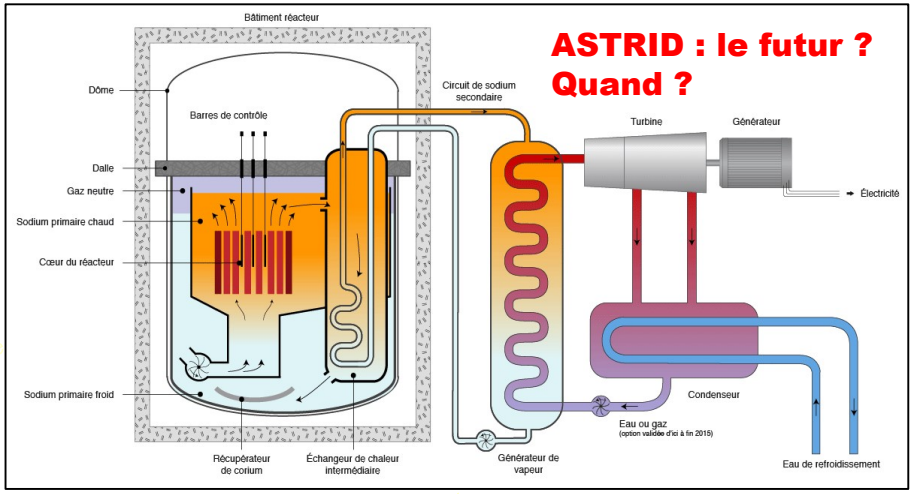
Mais pas de réalisation envisagée aux USA (discussion sur MTR ?)

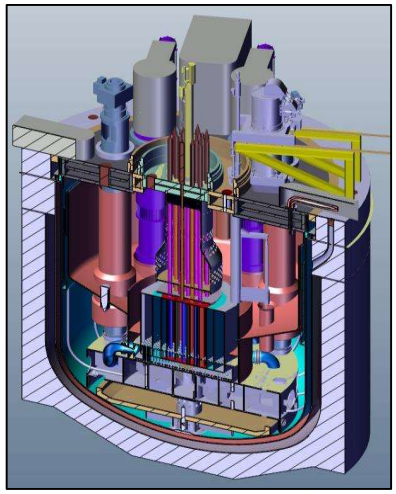
Une technologie qui fait partie de la stratégie de l'Inde

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

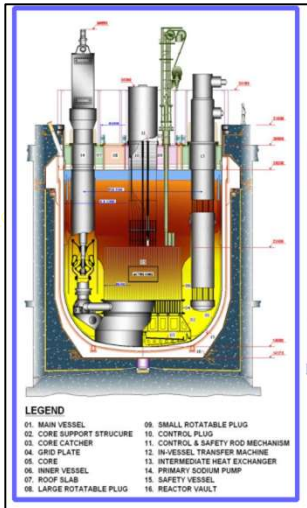
Réacteur Neutron Rapide

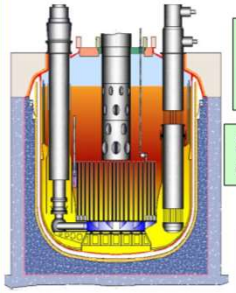




ASTRID (France – Japon)

- ❑ Température du sodium primaire : 400 – 550 °C
- ❑ Circuit intermédiaire non radioactif en Sodium
- ❑ 2500 MWth - 600 MWe
- ❑ Récupérateur de corium
- ❑ Capacité de transmuter les actinides mineurs
- ❑ Inspection en service
- ❑ Accessibilité prise en compte à la conception
- ❑ Architecture Intégrée





Toit en dôme

Dalle pleine épaisse

Protection contre la remontée intempestive de barre : mécanisme de barre équipé d'un système limiteur de déplacement

Cuve de sécurité et liner intégrés ancré sur le puits de cuve

Virole conique de supportage du bloc réacteur

Redan torique reliant directement le platelage à la virole cylindrique supérieure

Sommier soudé de hauteur et diamètre réduit réduite

Fiabilité du système d'arrêt : Ajout de barres de sûreté avec électroaimant à point de Curie

Fiabilité de l'Evacuation de la puissance résiduelle: augmentation du nombre de systèmes (6 DHR au lieu de 4) et amélioration de la diversification (systèmes actifs et passifs)

Optimisation de l'épaisseur de la cuve principale

Augmentation des performances du cœur par l'introduction progressive de matériaux de structure avancés

Prévention de la perte de débit du cœur : Liaison pompe-sommier par 4 tuyauteries au lieu de 2

ISIR : Méthodes avancées d'inspection de la cuve principale

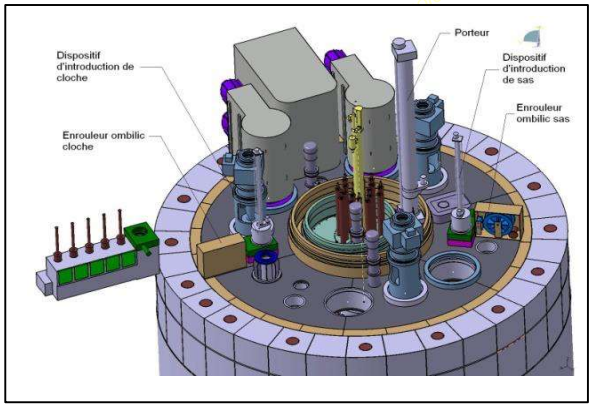
Réduction de la taille du cœur par optimisation des protections neutroniques latérales du cœur

Prévention des fuites sodium: Circuit de purification primaire intégré

Simplification et amélioration de la fiabilité de la manutention du combustible : transfert des assemblages par hotte au lieu de rampe
Partage des moyens d'évacuation et de stockage du combustible entre deux réacteurs jumelés

Réduction des durées de fabrication : Nombre de modules de GV par boucle diminué de 4 à 3 (allongement du

Inde : PFBR & FBR



Le premier FBR Indien de 500 MW sera mis en service en 2024 ?
Chargement du cœur en 03/2024

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

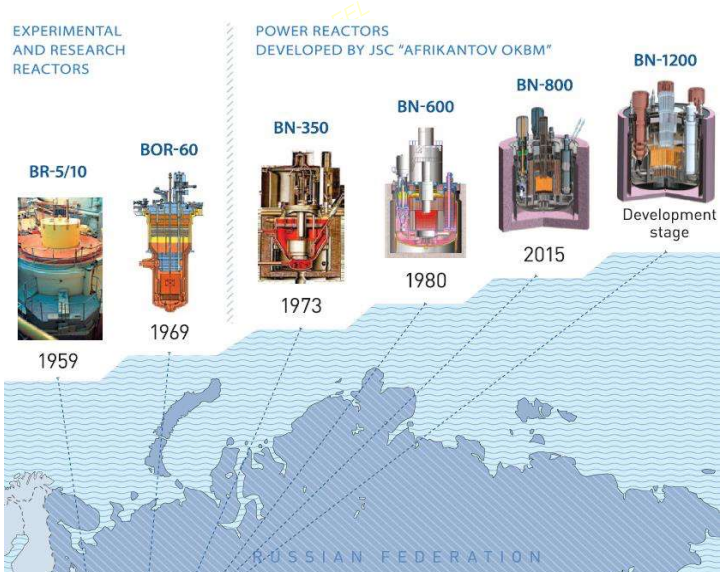
ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR NEUTRON RAPIDE (Russie)

EXPERTNUC

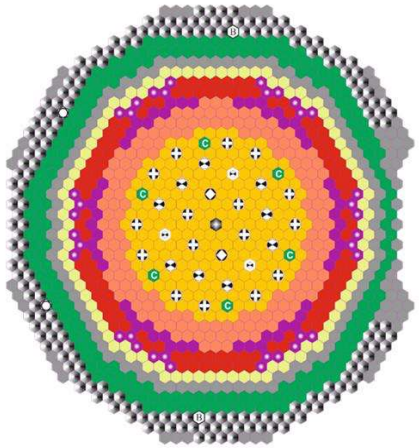
A la suite du **BN-800**, les Russes conçoivent actuellement un réacteur rapide de 1200 MWe, le **BN1200**. Ce réacteur serait une étape vers les surgénérateurs de IV Génération. Le démarrage pourrait avoir lieu avant 2025.

ROSATOM



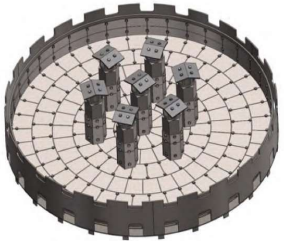
Le BN-800 fonctionne avec du combustible MOX depuis 09/2022. Introduction d'actinides mineurs dans des combustibles pour des études de séparation transmutation de ces actinides

Le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium BN-600, situé à Beloyarsk en Russie, délivre une puissance de 600 MWe.



- Low enrichment zone FSA (UO_2 Z_5=18.5%)	- 204 pcs.
- Medium enrichment zone (UO_2 Z_5=21.0%)	- 156 pcs.
- High enrichment zone (UO_2 Z_5=24.0%)	- 108 pcs.
- MOX FSA (pellet)	- 54 pcs.
- MOX FSA (vibropacked)	- 36 pcs.
- Radial blanket FSA	- 90 pcs.
- Control rod	- 2 pcs.
- Shim rod	- 16 pcs.
- Scram rod	- 9 pcs.
- Passive emergency protection rod	- 3 pcs.
- Steel shield assemblies	- 155 pcs.
- Boron shield assemblies	- 197 pcs.
- Dummy steel FSA	- 192 pcs.
- Storage sleeve	- 2 pcs.
- Storage bush	- 2 pcs.
- Neutron sourse	- 1 pcs.
- Permanent reactivity compensator assemblies	- 6 pcs.

Cœur hybride du BN800

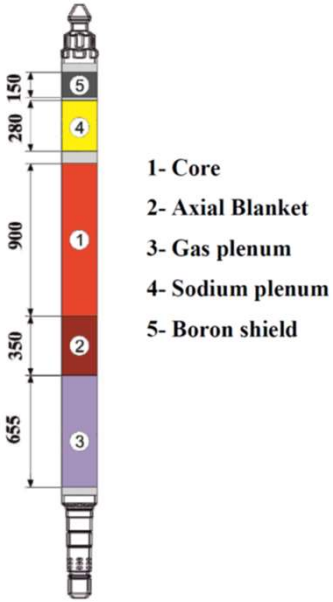


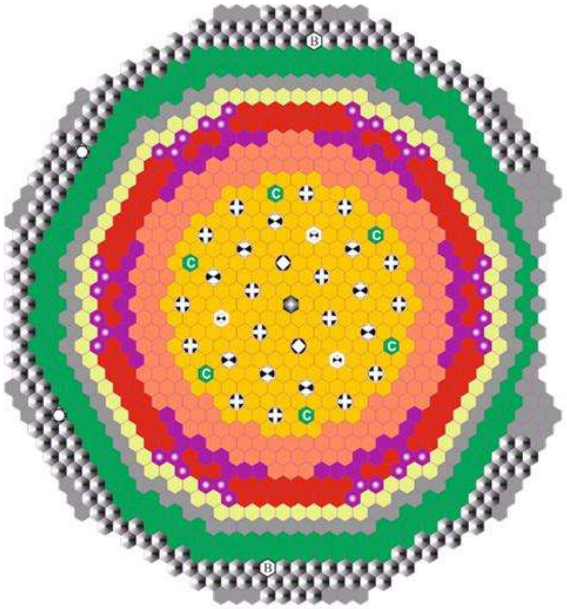
Récupérateur de Corium

Les 3 boucles du BN800

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Arrangement d'un Cœur de RNR (BN 800 RUSSE)





- Low enrichment zone FSA (UO_2 Z_5=18.5%) - 204 pcs.
- Medium enrichment zone (UO_2 Z_5=21.0%) - 156 pcs.
- High enrichment zone (UO_2 Z_5=24.0%) - 108 pcs.
- MOX FSA (pellet) - 54 pcs.
- MOX FSA (vibropacked) - 36 pcs.
- Radial blanket FSA - 90 pcs.
- Control rod - 2 pcs.
- Shim rod (Uranium appauvri) - 16 pcs.
- Scram rod - 9 pcs.
- Passive emergency protection rod - 3 pcs.
- Steel shield assemblies - 155 pcs.
- Boron shield assemblies - 197 pcs.
- Dummy steel FSA - 192 pcs.
- Storage sleeve - 2 pcs.
- Storage bush - 2 pcs.
- Neutron sourse - 1 pcs.
- Permanent reactivity compensator assemblies - 6 pcs.

FSA : Fuel Sub-Assembly

Zone faiblement enrichi avec un MOX à 18,5 % de mélange Z5 (PU)
Zone moyennement enrichi avec un MOX à 21% de mélange Z5 (PU)
Zone très enrichi avec un MOX à 24 % de mélange Z5 (PU)

Z5 : PU239 (67,4%)+PU240 (23,4%) + PU242 (4,6 %) + PU241 + PU 283

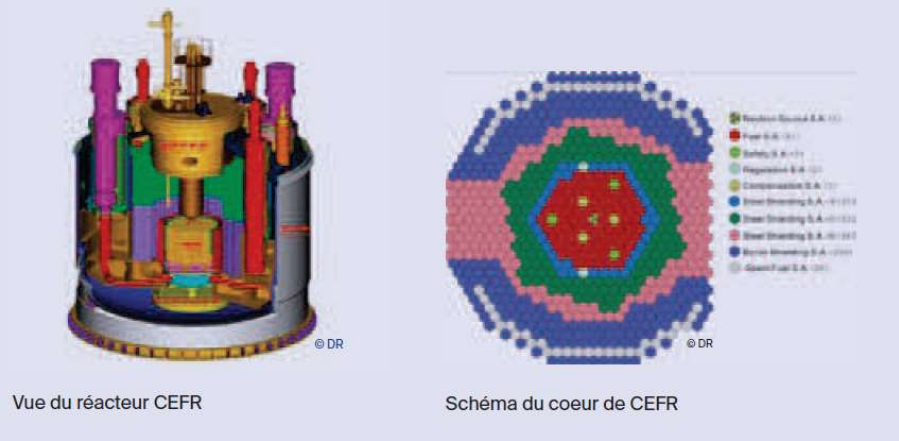
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

REACTEUR CEFR (China Experimental Fast Reactor)

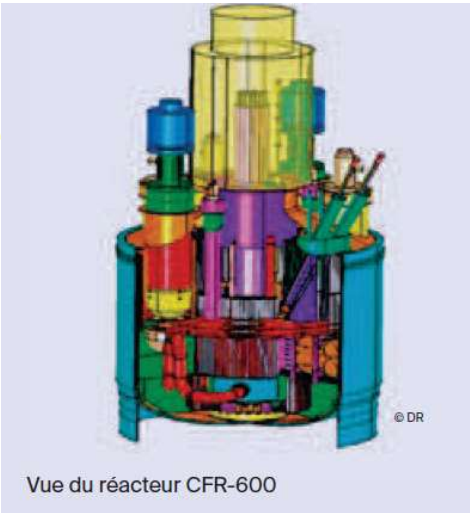
Petit réacteur construit par la Russie avec la participation chinoise et situé à 35 km au Sud Ouest de Pékin.
Réacteur Rapide (avec Uranium enrichi) refroidi (coloporteur) au Sodium.
Puissance : 65 MWth pour 20 MWe – 2 boucles
Cœur : UO2 ou MOX
Démarrage de la construction début 2000. Pleine puissance en 12/2014 (il y aurait eu un accident en 2012 !)

La suite : les 2 x **CFR600** qui devrait être opérationnel en 2023 et 2026.
Puissance = 1500 MWth et 600 Mwe (efficacité thermique 41%)
Site de Xiapu dans le Fujian.
Premier béton de la Tranche 1 en 12/2017
Premier béton de la Tranche 2 le 27/12/2020

La suite : le **CFR-1000** : le réacteur commercial (développements lancés et en cours)



Vue du réacteur CEFR Schéma du coeur de CEFR



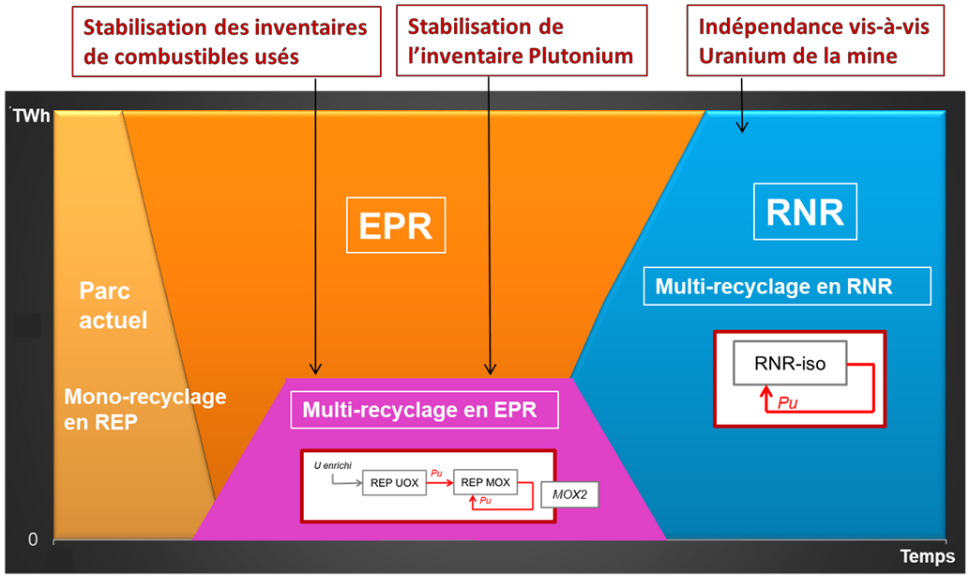
Vue du réacteur CFR-600

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE FUTUR VERS UN PARC NUCLEAIRE RNR. UNE UTOPIE ?

- La disponibilité des ressources en Unat doit être vue au niveau mondial, mais le déploiement des RNR peut être une stratégie nationale
- La transition vers un parc durable nécessite une approche « scénario, parc »:
  - Le rythme de déploiement des RNR est régi par la disponibilité du Pu (issu des REP)
  - Nécessité de synchroniser les évolutions du parc nucléaire avec celles des usines du cycle (traitement et fabrication du combustible)

Exemple de scénario de transition de parc avec les RNR (*de forte puissance*)



Echelle de temps : 1980 - 2100

ON évolue vers un parc nucléaire ne consommant plus d'Uranium naturel (mines) mais seulement de l'uranium appauvri provenant du recyclage :

- 75 % de RNR Surgénérateurs + 25 % REP 100% MOX

Seuls la Russie, la Chine et dans une moindre mesure l'Inde sont dans cette logique

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

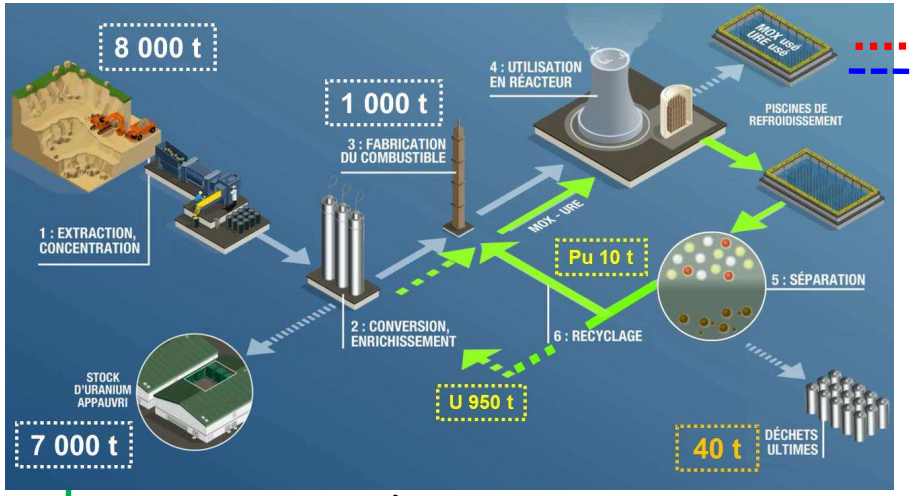
ENERGIE NUCLEAIRE

Réacteur Neutrons Rapide
Evolution du cycle

EXPERTNUC

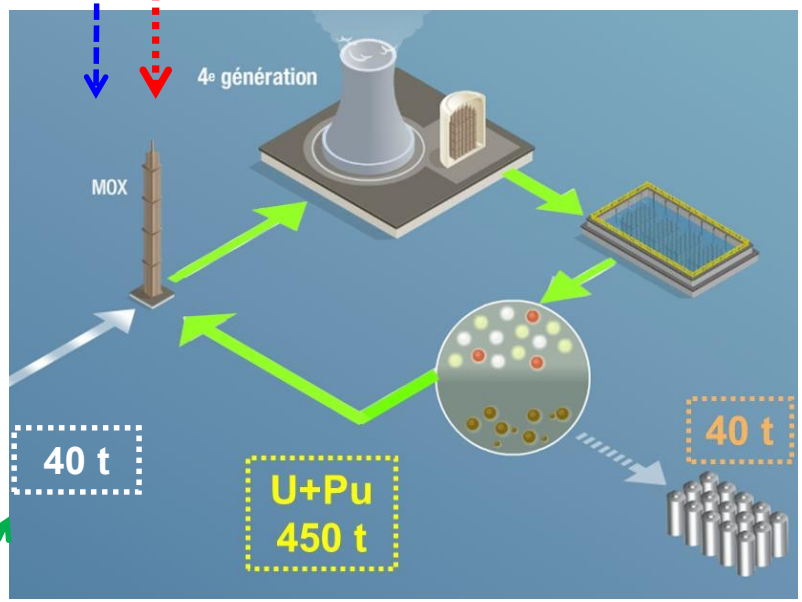
Academy

Cycle actuel



Pu des MOX REP usés recyclé en MOX RNR <u>pour déployer les RNR</u>

Cycle futur avec RNR



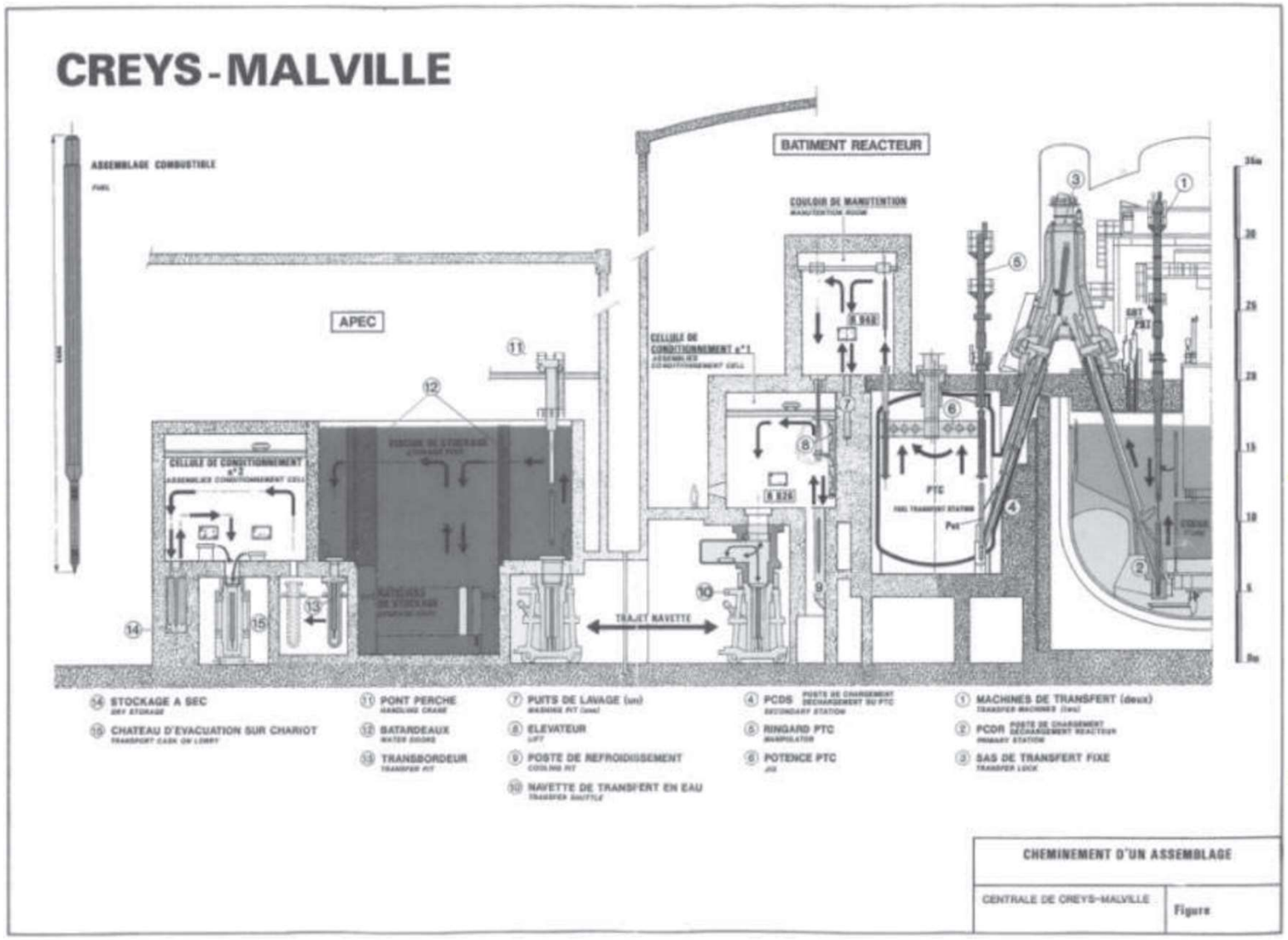
Scénarios de transition flexibles et progressifs

A très long Terme : Après 2050 ?

MULTI-RECYCLAGE DES ACTINIDES DANS UN PARC DE REACTEURS RAPIDES ***(valeurs de principe, 400 TWhe)***

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

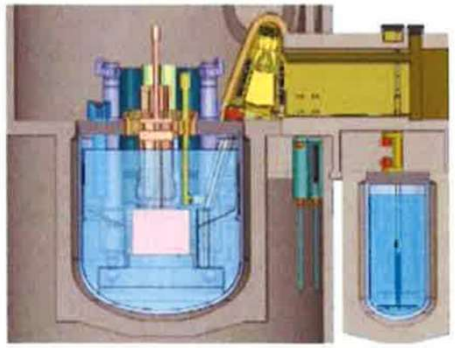
La manutention dans un RNR avec des mouvements sans visibilité dans la cuve (contrôle par ultrason), des opérations de nettoyage et de séchage avant stockage à sec.

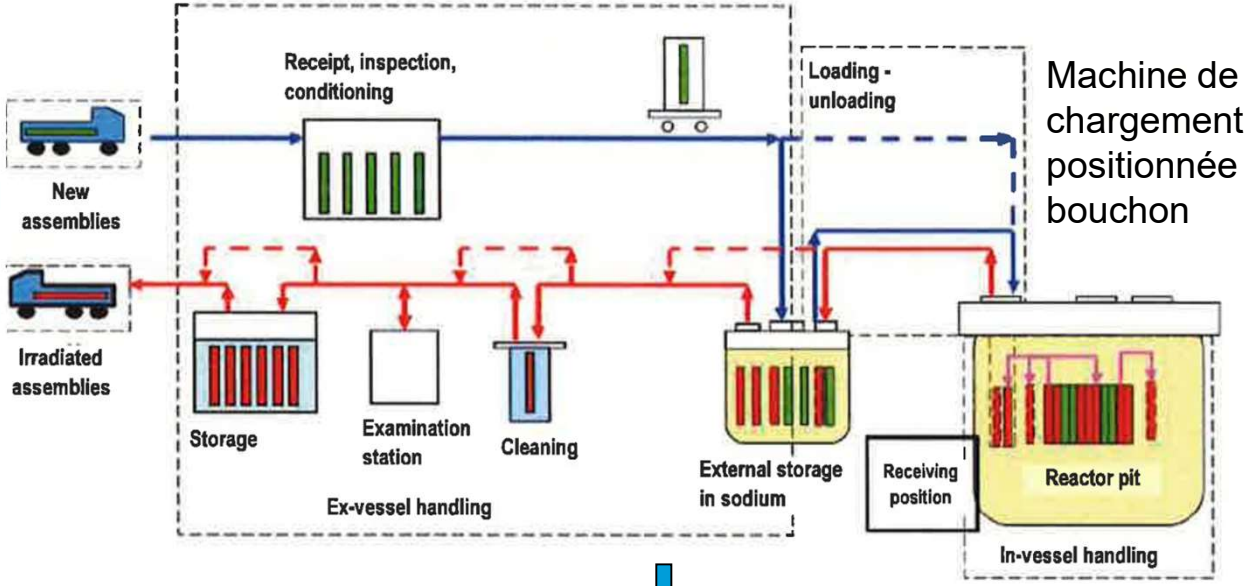


03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

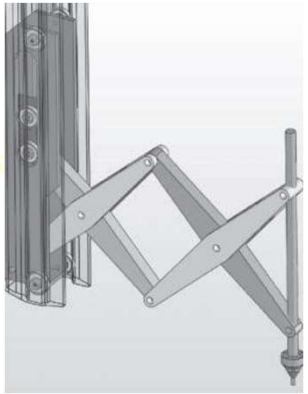
ENERGIE NUCLEAIRE

Réacteur Neutrons Rapide
Manutention du Combustible



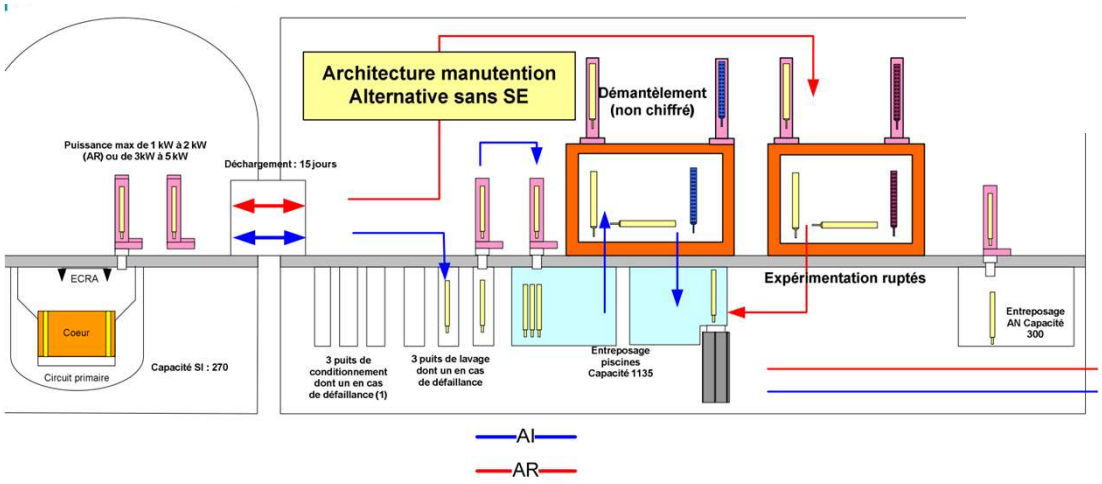


Machine de chargement positionnée sur bouchon



Machine de chargement : Pantographe pour mise en place de l'AC en position dans le coeur

Une évolution avec suppression d'un stockage intermédiaire extérieur et manutention dans du gaz



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES PETITS REACTEURS MODULAIRES
(Small Modular Reactor)

2024: C'est parti
mais attendons le lancement de la première construction (hors Chine et Russie)
(*après la décision finale d'investissement*)
AMR de KAIROS POWER ??

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les réacteurs modulaires de faible puissance ou Small Modular Reactors (SMR)

A l'origine, les réacteurs électronucléaires étaient de petits réacteurs. Mais ils ont suivi une tendance générale vers de plus grande puissance, en raison d'une économie d'échelle liée à la taille des installations et d'une demande toujours croissante d'énergie. Les Chaufferies Nucléaires pour la propulsion navale sont en quelque sorte et ce depuis les années 50, des petits réacteurs

Aujourd'hui, les réacteurs commercialisés sont, en très grande majorité, des réacteurs de forte puissance (plus de 1000 MWe)

Pourtant depuis quelque temps, plusieurs pays concepteurs de réacteurs, notamment les Etats-Unis, la Russie, la Corée du Sud, la Chine et la Grande Bretagne, développent une gamme de réacteurs électrogènes de puissance inférieure à 300 MWe, les **Small Modular Reactors** (SMR).

Les nombreux promoteurs des SMR mettent en avant des ruptures technologiques, une construction modulaire s'inspirant notamment des techniques de la construction navale, la standardisation et l'effet de série pour abaisser les coûts (**à moins de 6000 $ kWh ?)**. En outre, l'investissement initial est réduit, donc moins risqué et progressif (pour un site multi SMR), ce qui rend l'accès au nucléaire possible pour des compagnies d'électricité de taille moyenne ou des pays contraints économiquement et ayant des territoires isolés avec un réseau peu dense.

Outre la fourniture d'électricité, les SMR peuvent fournir de la chaleur industrielle et contribuer à la production d'eau douce (usine de dessalement d'eau de mer). Leur utilisation pour la propulsion navale civile est également envisagée à plus long terme.

La France, appartenant au club très fermé des concepteurs et exploitants de chaufferies nucléaires pour la propulsion navale, a produit des études de faisabilité et lance à son tour le développement d'un SMR (**NEWARD** – Budget études 1 milliard €) mais plutôt destiné à l'Export.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Un nouveau Concept de Réacteur né aux Etats - Unis

Les pays précurseurs :
- **USA**
- **Canada**
- **Chine**
- **UK**

Un marché international entre
1 et 80 GWe à l'horizon 2035

➔ **Fortes incertitudes**

➔ **Marché de niches**

Vision monde UK (NNL, 2014)

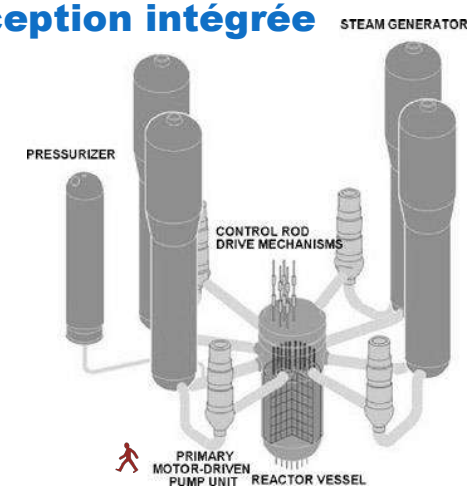
SMALL
Puissances inférieures à 300 MWe
(Entre 50 et 200 MWe)

SMR

MODULAR
- Conception simplifiée et réalisation modulaire
- Finançable et incrémental
- Production en série
- Réalisation standardisée en usine
- Transport aisé (Adaptations aux sites limitées)

REACTOR
- De conception Génération III ou IV
- Conception généralement de type intégrée
- Combustibles UO2 (pour les premier modèles)
- Déploiement dans les prochaines décennies

Conception intégrée

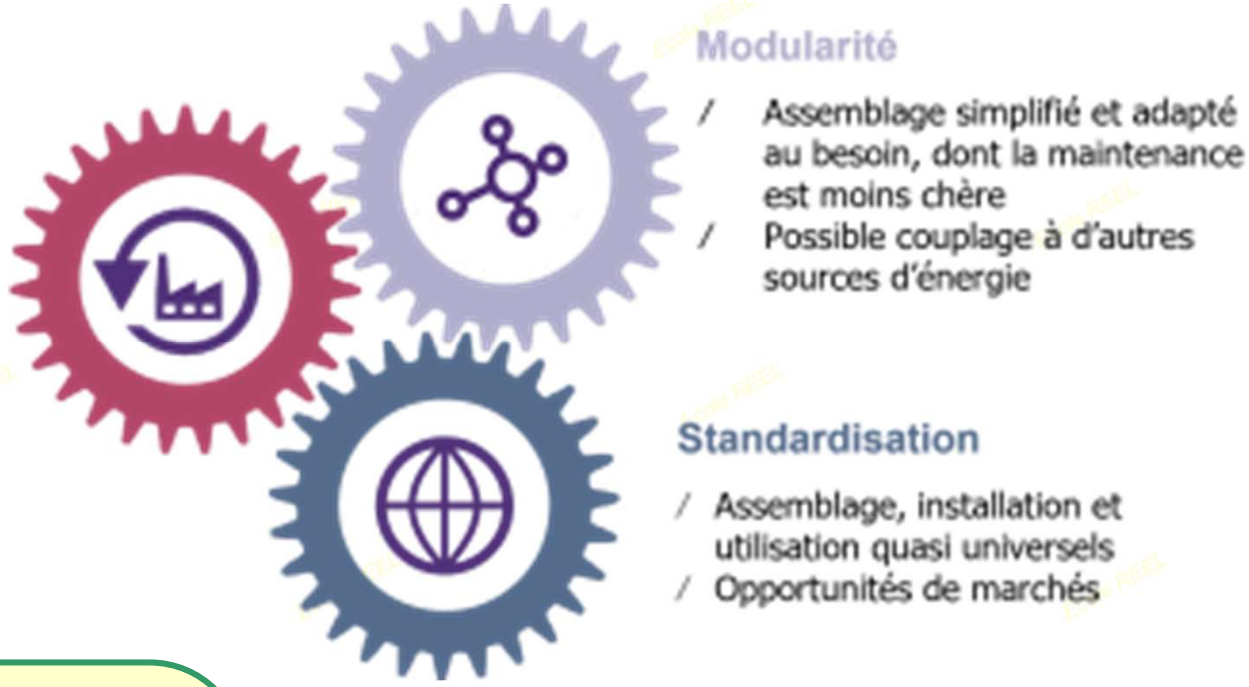


Alimenter les sites isolés
Remplacer des centrales au charbon
Equilibrer les réseaux électriques
Production d'hydrogène
Cogénération : Chauffer
Production d'eau douce (désalinisation)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

LES ROUAGES SMR



Principal atout :
Les SMR peuvent être disponibles plus rapidement que les réacteurs de grande puissance (EPR2).
Ignorer cette possibilité pour la France pourrait être une erreur.
Le royaume Uni l'a bien compris avec 6 projets sélectionnés

Le modèle économique reste à démontrer dans les faits (quand ce sera en exploitation)

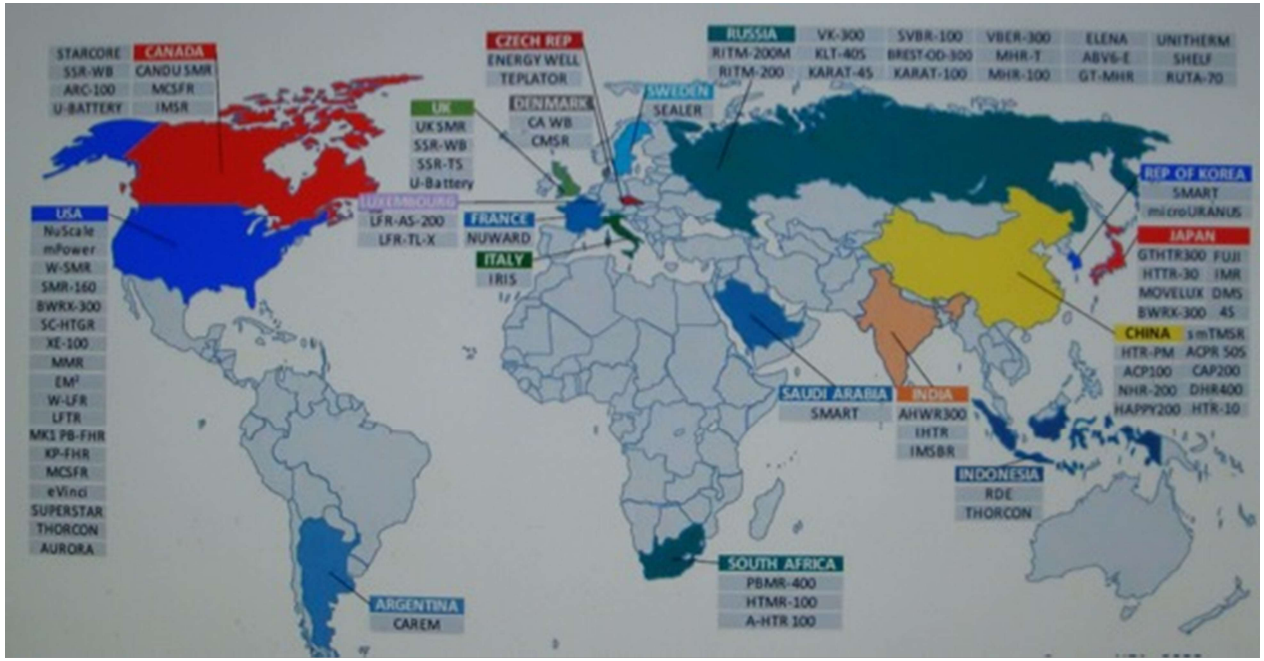
L'acceptabilité sociétale reste un point sensible (multiplicité des sites, concept de sûreté passive peu compréhensible auprès du grand public)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – SMR
La jungle des projets

Les Technologies SMRs en développement dans le monde : cela représente des milliards d'Euros

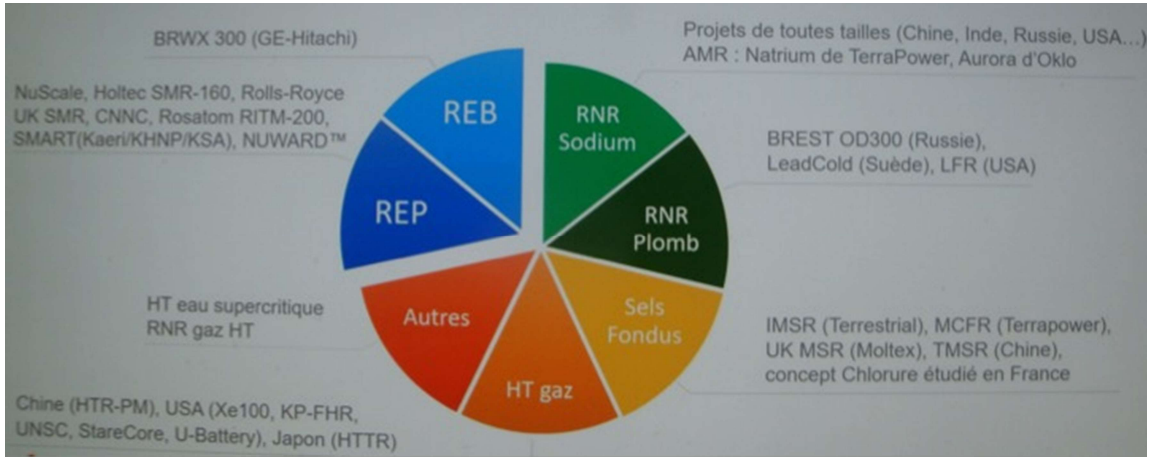


C'est plus de 80 concepts de SMR dans 18 pays du monde

Près de 40 pays intéressés

2 SMR en exploitation : Russie et Chine

Dans l'ensemble des SMRs étudiés, des modèles GEN 3 côtoient des concepts de réacteurs « avancés » de technologies GEN IV identifiées mais peu ou pas développées à l'échelle industrielle



LES CONCEPTS de SMR LES PLUS AVANCES EN AMERIQUE DU NORD

Entreprise	Réacteur	Type	Puissance (MWe)	Pays d'Origine	NRC Certification (6 phases)	CNSC Vendor Design Review (3 phases)
NuScale	NuScale	REP	60	États-Unis	Phase 5	Phase 2
GE-Hitachi	BWRX-300	REB	300	États-Unis	Phase 1	Phase 2
Holtec	SMR-160	REP	160	États-Unis	Pré-Application	Phase 2
Terrestrial Energy	IMSR	RSF-F	190	Canada	Pré-Application	Phase 2
Advanced Reactor Concepts	ARC-100	RNR-Na	100	États-Unis	Pas de demande	Phase 1
X-energy	Xe-100	HTGR TRISO	75	États-Unis	Pré-Application	Phase 2
SNC-Lavalin	CANDU-SMR	Eau Lourde	300	Canada	Pas de demande	Application à venir
Moltex Energy	SSR	RSF-F Dual	150	Royaume-Uni	Pas de demande	Phase 1
Kairos Power	KP-FHR	RSF-F TRISO	140	États-Unis	Pré-Application	Pas d'application
TerraPower	MCFR	RSF-C	Variable	États-Unis	Pré-Application	Pas d'application
TerraPower & GEH	Natrium	RNR-Na	345	États-Unis	Pré-Application à venir	Pas d'application
Westinghouse	AP300	REP	300	Etats-Unis	Pré-application	Phase 2

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON
Ecole REEL

EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – SMR (Modèles les plus avancés)

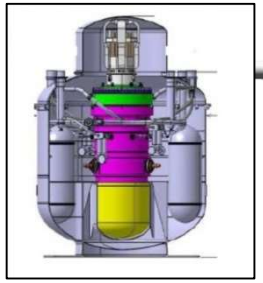
MODELE	MWe	Type	Concepteur/Pays
En Construction			
KLT- 405	**35**	REP	OKBM - Russie
RITM-200	**50**	REP Intégré	OKBM - Russie
CAREM 25	**27**	REP Intégré	Argentine (CNEA)
HTR-PM	**2 x 210**	HTR	Chine. MES en 12/2023
ACPR-50S	**60**	REP	CGN Chine
ACP100	**125**	REP	CNNC/NPIC – Démarrage de la construction fin 2019 sur l'île de Hainan
Quelques SMR en développement avancé			
VBER - 300	300	REP	**OKBM - Russie**
NuScale (était le plus avancé)	50	REP Intégré	NuScale + Fluor + Roll Royce - USA **Tête de Série dans l'Idaho en 2020 – 2023 Projet abandonné pour raisons financières**
SMR-160 (US)	160	REP	**Holtec** + SNC Lavalin + GEH USA/Canada – **Projet en Ukraine en 2020 ?**
SMART (Corée)	90	REP Intégré	KAERI - Corée du Sud
PRISM (US)	311	FNR Sodium	**GE Hitachi** - USA. **Proposé pour le programme VTR du DOE/INL. 2026 ?**
BWRX-300 (US)	300	REB	**GE Hitachi** - USA. Sur la base d'un concept ESBWR. **Premier réacteur au Canada**
UK-SMR (UK)	400 - 450	REP 3 boucles GEN 3	**Rolls-Royce**. Se base sur son expérience dans les chaufferies. 1ier réacteur en 2030 ?

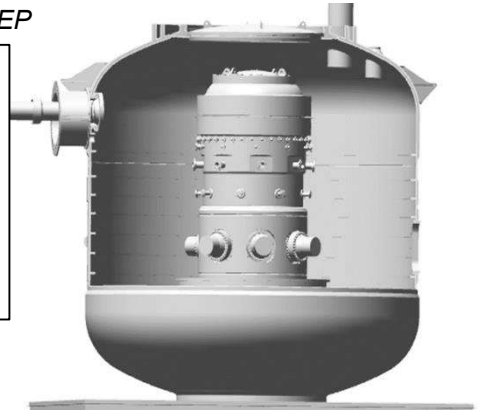
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

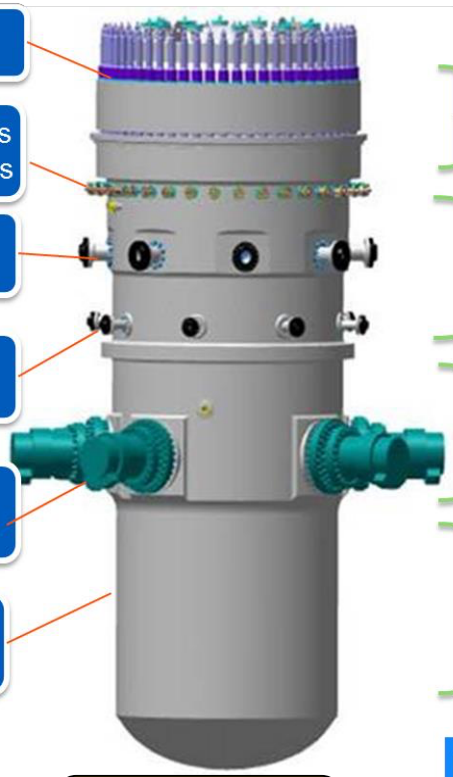
FRANCE – SMR 170MWE

- Architecture intégrée – compacte – multi-réacteurs

Chaudière intégrée REP



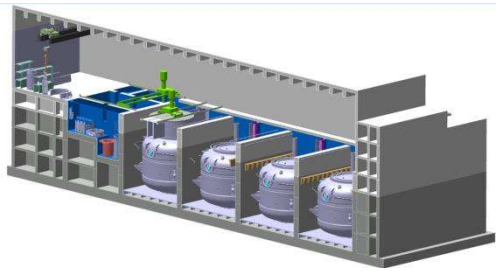




- Couvercle de cuve
- Traversées électriques Pressu et mecanismes
- Sorties vapeur
- Entrées eau alimentaire
- Pompes primaires à rotor noyé
- Cuve du réacteur

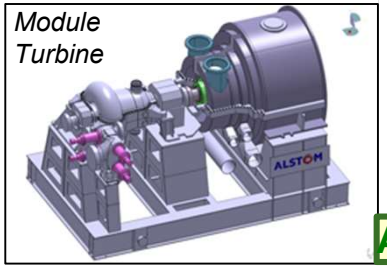
- Pressuriseur intégré au couvercle
- Générateurs de vapeur compacts (puissance et sûreté)
- Mécanismes de commande de grappes immergés
- Coeur : assemblages combustibles REP Pas de bore soluble

Enceinte métallique compacte (H 15m) immergée dans un bassin d'eau



Architecture multi-réacteurs

Module Turbine



Combustible idem ceux des REP mais moins haut

NUWARD™

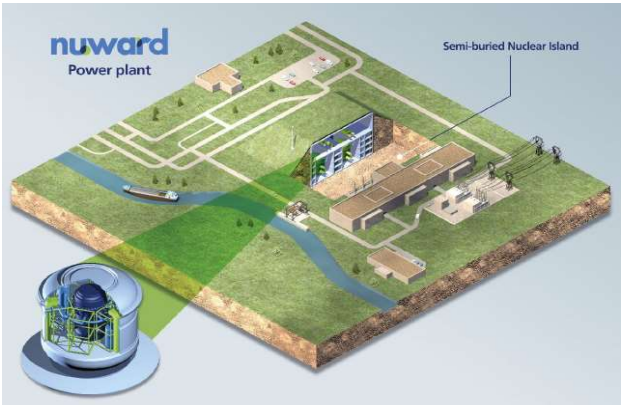
cea EDF NAVAL GROUP TA TechnicAtome framatome Tractebel

APS : 2019-2022 **APD** : 2023-2025 Certification : 2025-2030 TTS après 2030

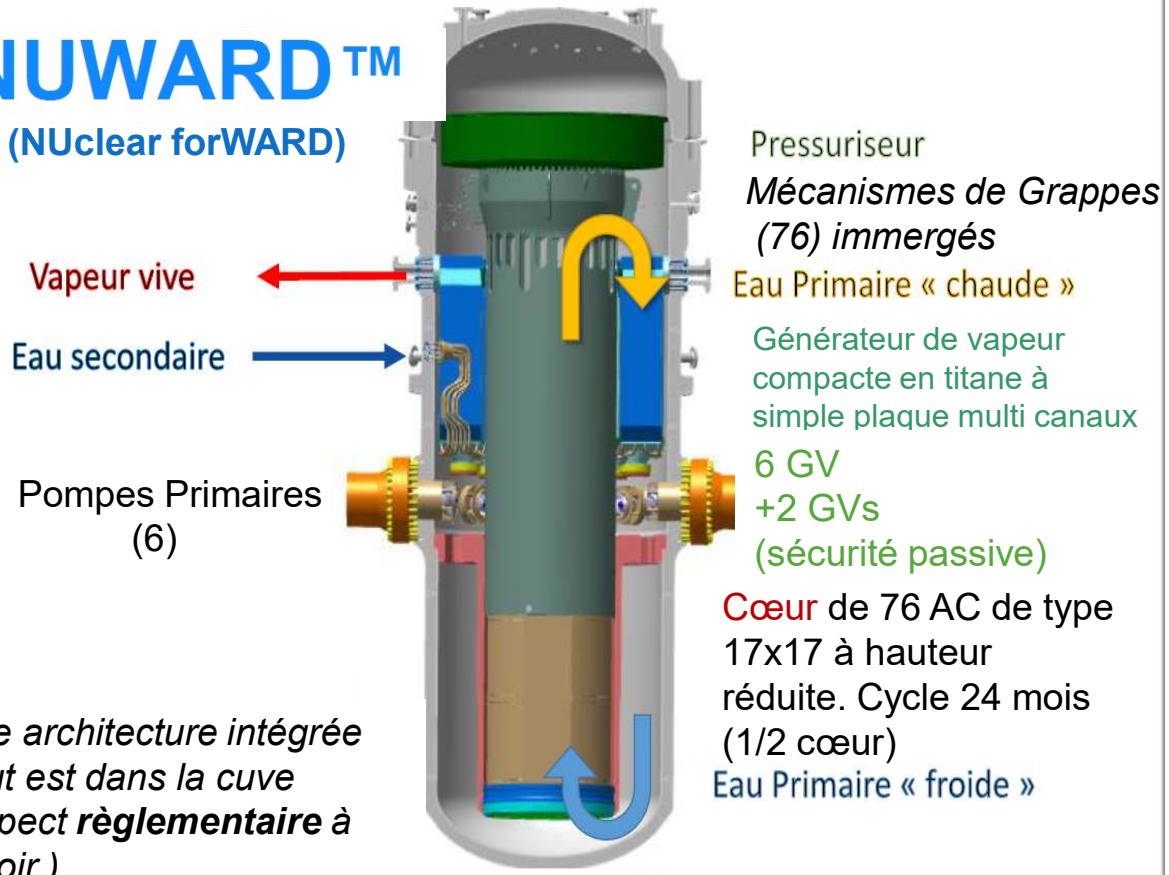
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Centrale nucléaire :
2 modules de 170 MWe chacun : 340 MWe
Un marché principalement à l'export (Europe, Canada, Belgique). Démonstrateur en

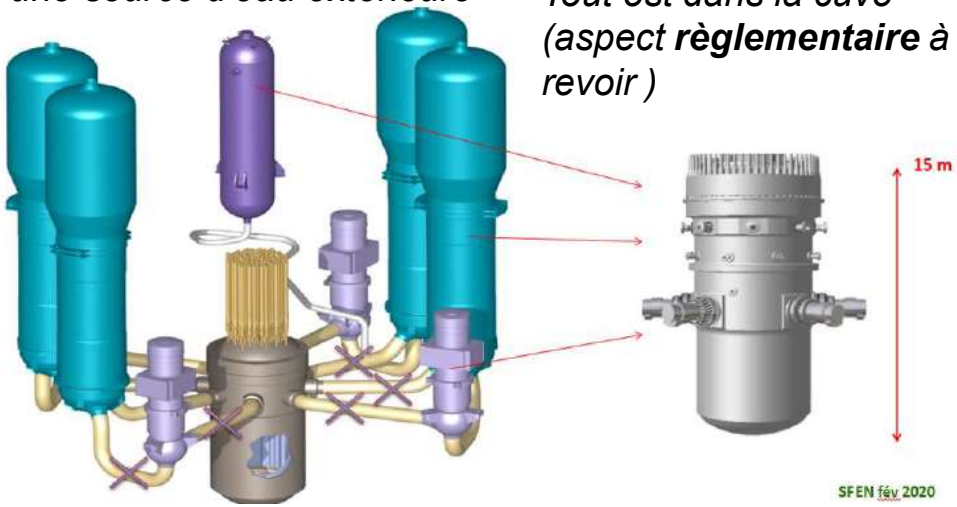
nNUWARD™
(NUclear forWARD)



Refroidissement : Cycle fermé pas de nécessité d'être proche d'une source d'eau extérieure



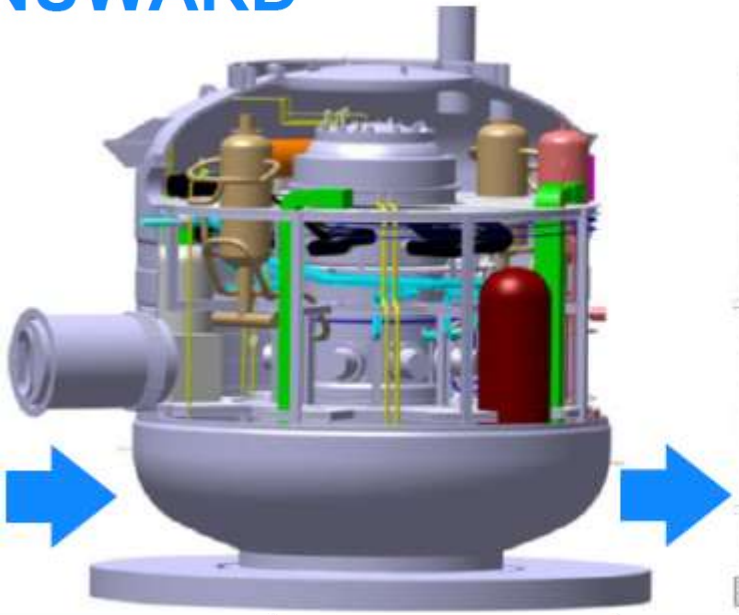
Une architecture intégrée
Tout est dans la cuve
*(aspect **règlementaire** à revoir)*



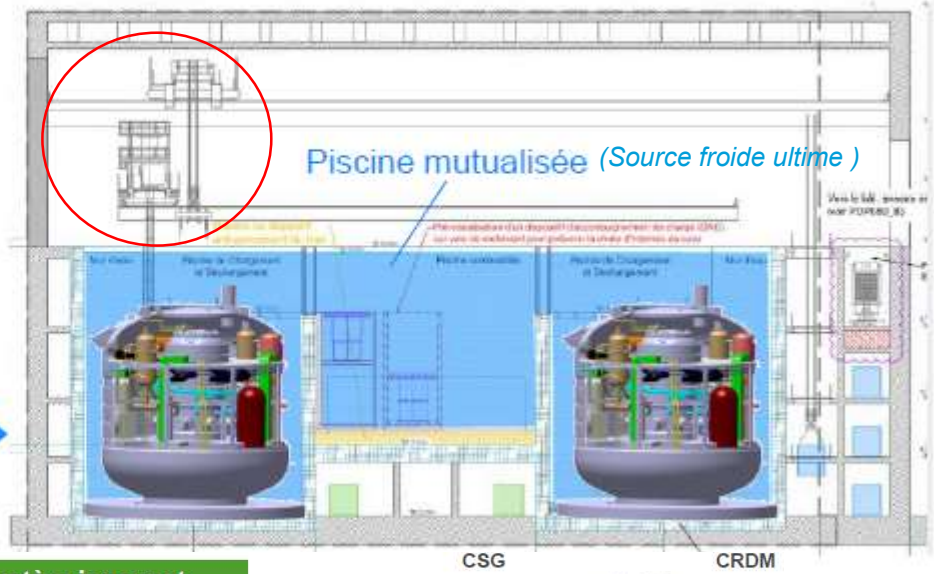
Accord avec Westinghouse (WEC) en 09/2019 pour le déploiement des SMR's hors France. Egalement associé : le CEA
A priori destiné à l'export mais un démonstrateur en France (site de Marcoule) ?
Plan de relance : 1 milliard pour le développement de NUWARD

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

NUWARD™ *Centrale Nucléaire de 340 MWe*

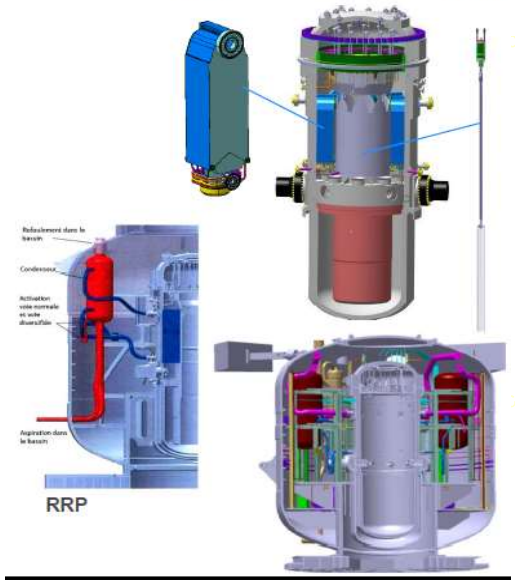


Manutention : Pré-études par REEL



Innovation	Fonction	Caractère innovant
Chaudière intégrée	• Circuit Primaire Principal	• Circuit Primaire intégré dans la cuve du réacteur
Générateurs de vapeur compacts à plaques (CSG / S-CSG)	• Produire la vapeur pour la turbine • Evacuer la puissance en situation accidentelle (S-CSG) • 2ème barrière de confinement	• Echangeur thermique simple passe, à circulation de fluide dans des micro-canaux • Matériau : Titane • Procédé de fabrication
Mécanismes de Commande de Grappe immergés (CRDM)	• Contrôler la réaction nucléaire par insertion d'absorbants	• Mécanismes immergés dans la cuve du réacteur
Système de refroidissement passif (RRP)	• Evacuer la puissance résiduelle en situation accidentelle	• Système passif
Cœur en eau claire	• Maîtrise de la réactivité	• Pas d'utilisation d'acide soluble en fonctionnement normal
Enceinte de confinement métallique	• 3ème barrière de confinement	• Enceinte compacte métallique immergée dans un bassin (source froide)
Bâtiment de l'îlot nucléaire (conception semi-enterrée)	• Protection contre les agressions externes	• Bâtiment semi-enterré • Parois mixtes (steel concrete)

Juin 2024 : Remise à plat de la conception.
Utilisation que de « briques technologiques » déjà éprouvées.
La conception doit évoluer

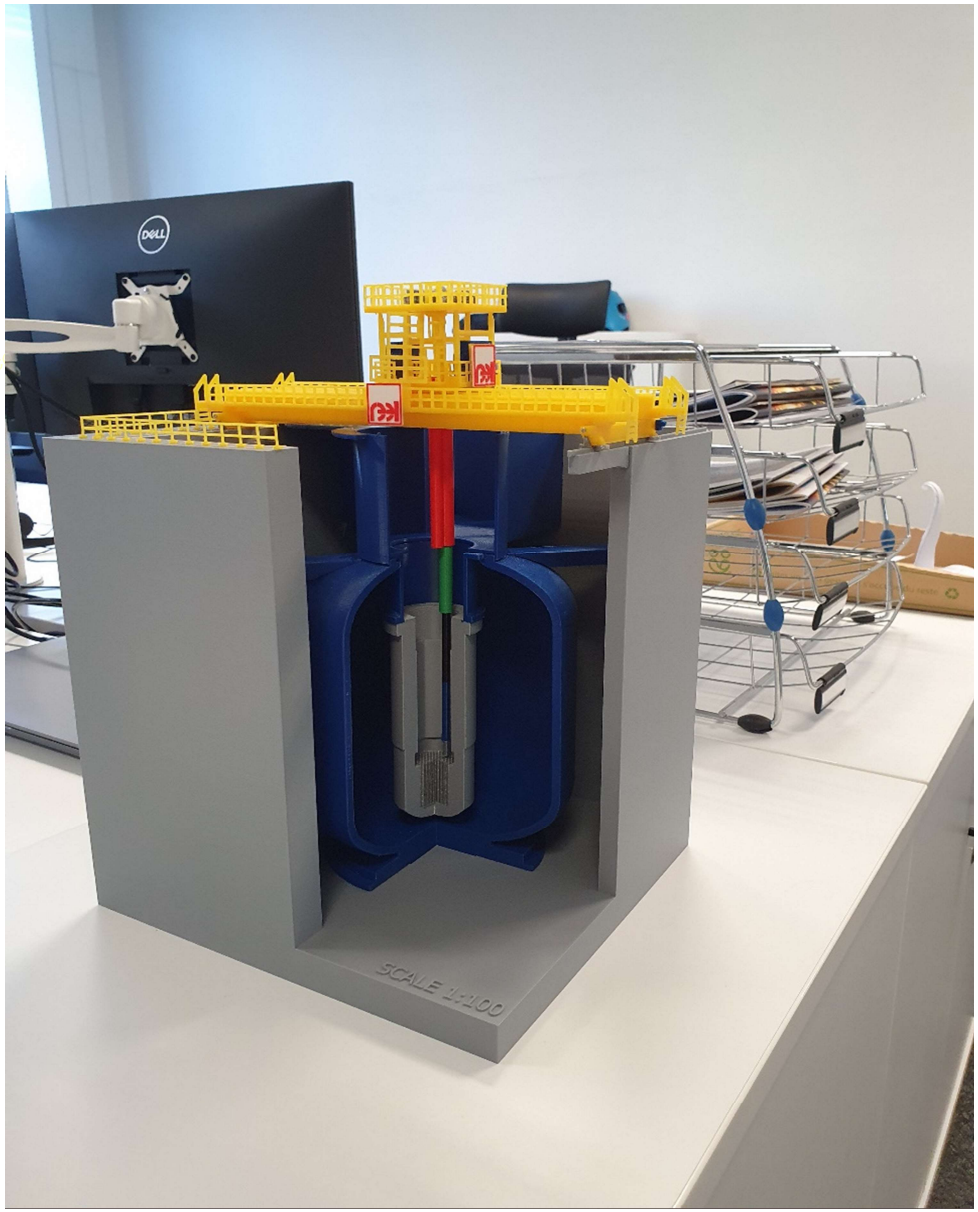


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

NUWARD™

La manutention du Combustible étudiée par REEL

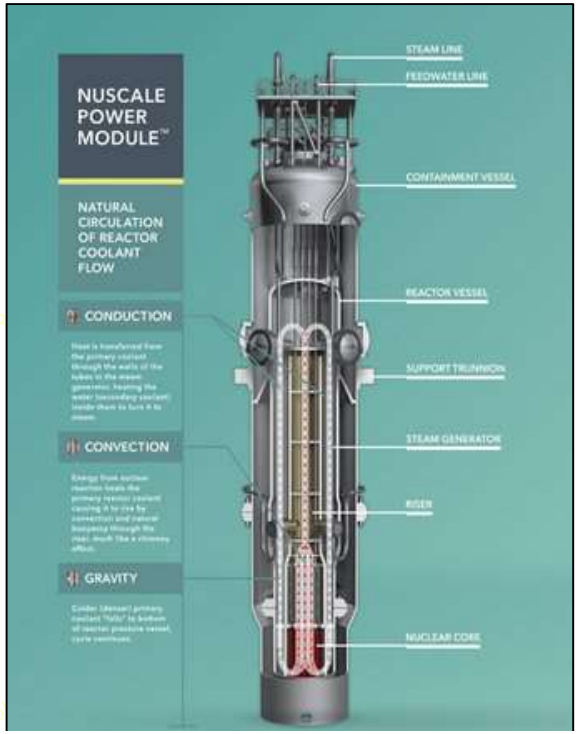
DONNEES CONFIDENTIELLES



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

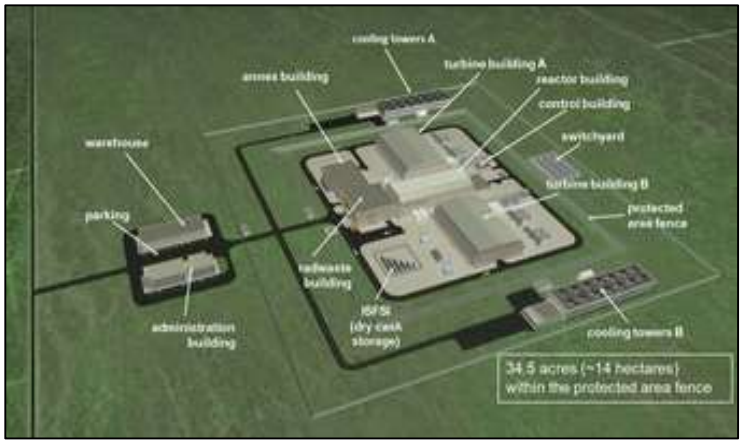
REACTEUR – SMR



NuScale est détenue par Fluor

NuScale SMR VOYGR

Le plus avancé



Configuration multi-réacteurs: jusqu'à 12 modules

- 77 MWe par module (60MWe pour la licence initiale)
- Réacteur intégré – Centrale de 12, 6ou 3 modules
- 2 GV à tubes hélicoïdaux
- Pas de pompes primaires – Circulation naturelle
- Systèmes de sûreté passifs
- Assemblage Combustible 17x17 court (1,8 m)
- Contrôle de réactivité par grappes de contrôle + bore soluble. Longueur du cycle : 24 mois
- Enceinte de confinement métallique immergée dans une piscine enterrée

Supporté financièrement par le DOE
Validation du design par la NRC : 08/2020
Site prévu : Idaho National Laboratory (INL)
PROJET ABANDONNE (coût trop élevé
9 Milliards USD pour 470 MWe)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

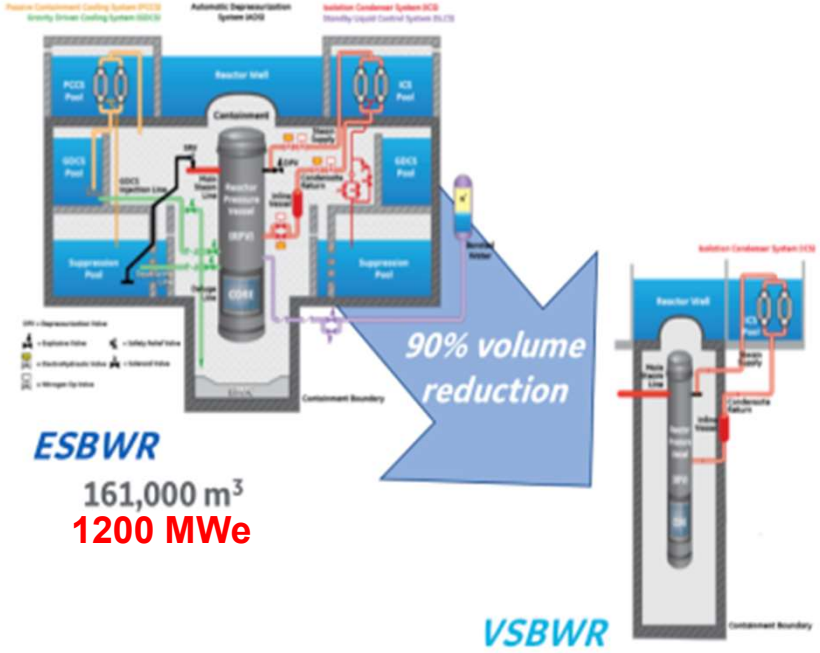
*Le projet de NuScale Power (La **Roumanie** a choisi NuScale avec 12 modules fabriqués sur son sol)*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

GE Hitachi SMR : BWRX-300 (VSBWR)

Une réduction importante de taille et de complexité par rapport à l'ESBWR dont il s'inspire en terme de conception de base. Utilise des composants similaires à ceux de l'ABWR, BWR6 et ESBWR
S'appuie sur le »licensing » de l'ESBWR

A dramatic reduction in scale and complexity vs ESBWR



VSBWR design principles

- 300 MW Small Modular BWR
- Designed to eliminate LOCA
- Design-to-cost' ... think like a startup
- ESBWR design/licensing basis
- Underground/concrete security
- Natural circulation
- Isolation Condenser System cooling
- Small, dry containment
- Rethink control systems ... passive controls
- Design for 'off-the-shelf' TI/BOP
- Goal of 75 onsite staff

Compared to ESBWR:
>50% building volume reduction/MW
>50% less concrete/MW

HITACHI

Patents Pending

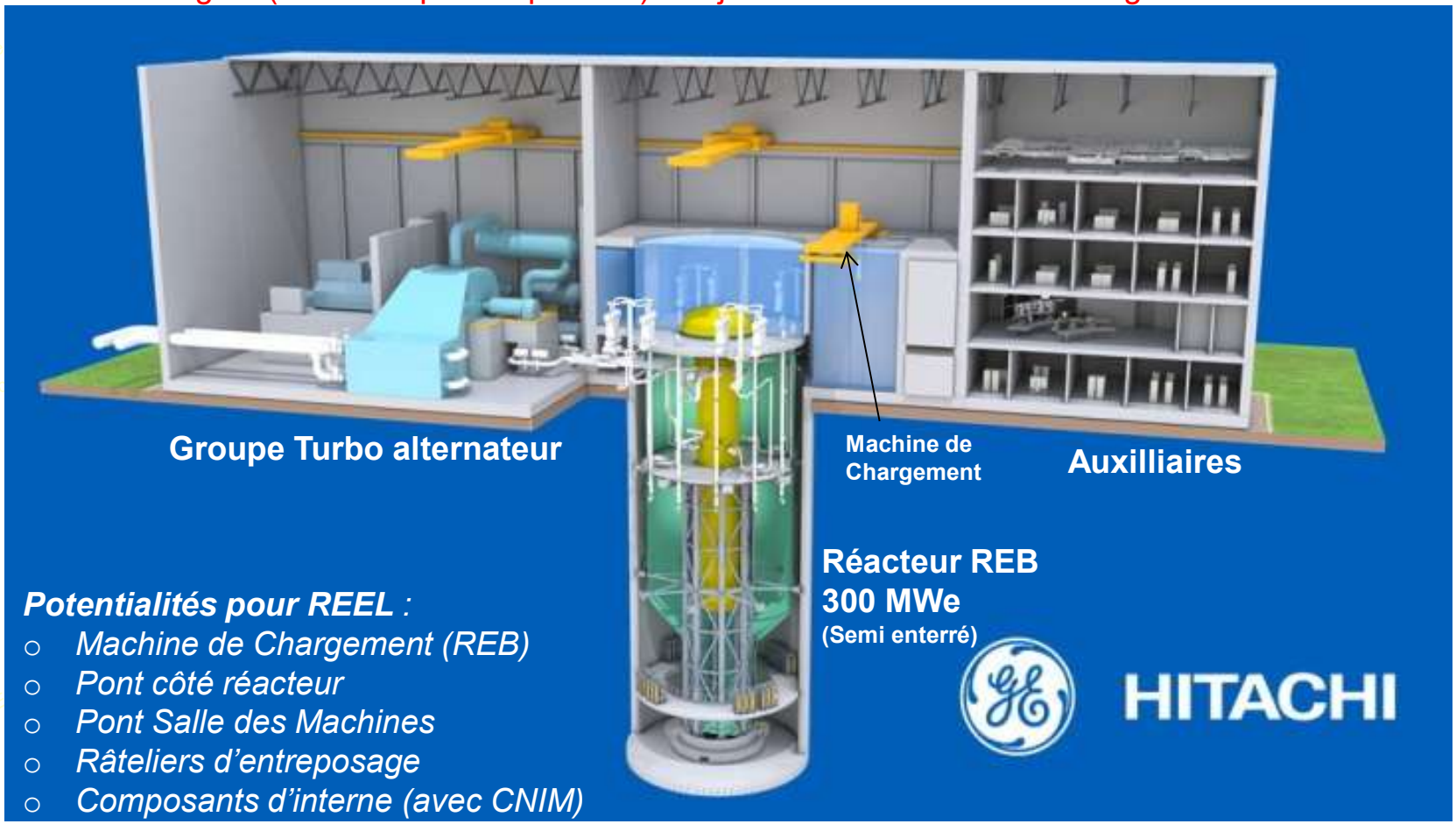
Copyright 2017 GE Hitachi Nuclear Energy - Americas, LLC - All Rights Reserved

3

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

BWRX – 300

Dossier d'acceptabilité de la technologie présenté aux Autorités de Sûreté Canadiennes
Dossier de licence en cours depuis 01/2020 auprès de l'USNRC.
Projet à l'étude pour une implantation en République Tchèque en collaboration avec l'électricien CEZ
Projet à l'étude pour une implantation en Pologne (collaboration entre GEH et Synthos SA (SGE)).
Association avec **BWXT Technologies** Canada pour un projet (1+3 réacteurs) au Canada sur le site **OPG** d'Arlington (du moins pour le premier). Projets de **24** réacteurs en Pologne !!!



Potentialités pour REEL :

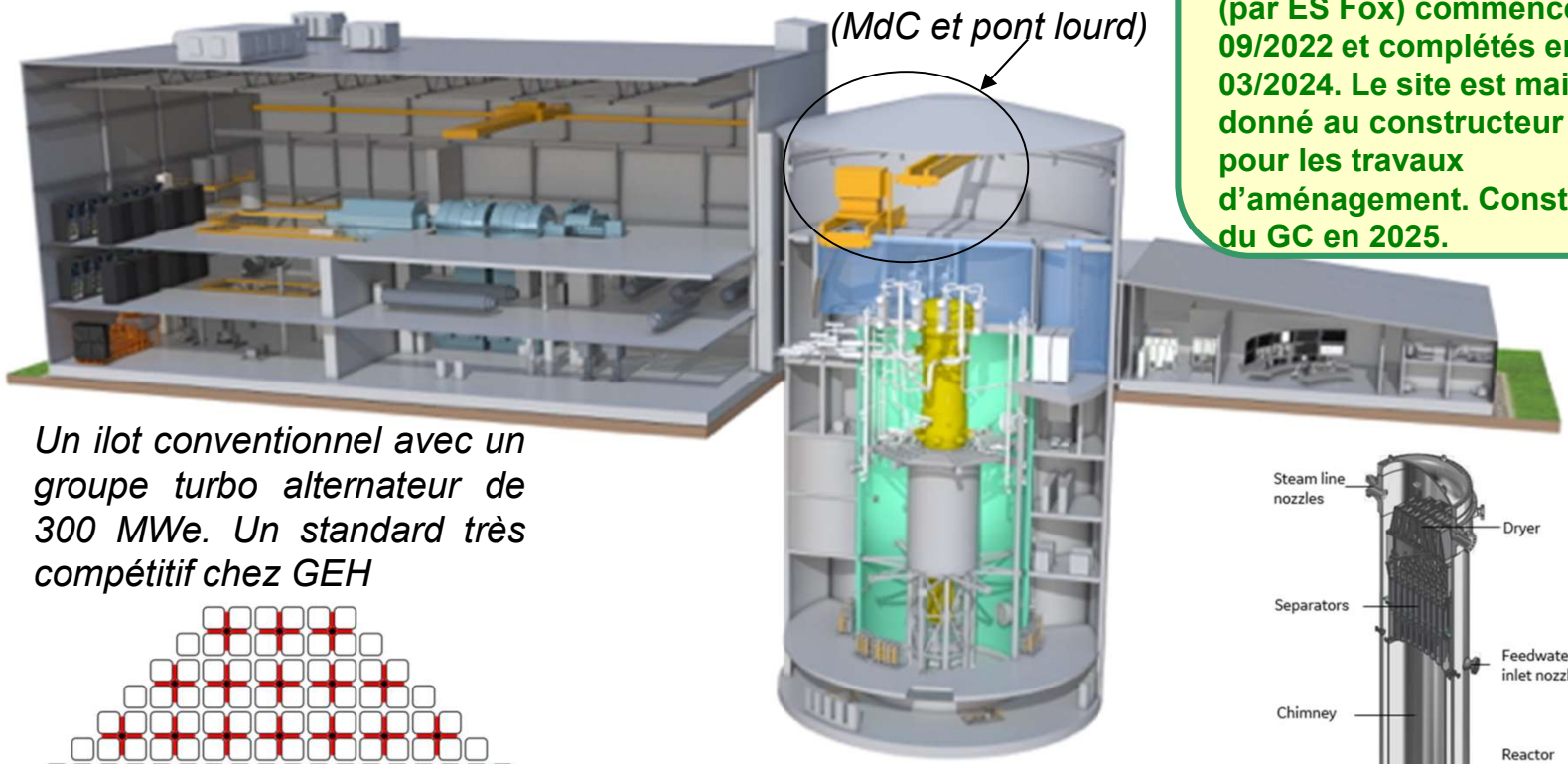
- *Machine de Chargement (REB)*
- *Pont côté réacteur*
- *Pont Salle des Machines*
- *Râteliers d'entreposage*
- *Composants d'interne (avec CNIM)*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

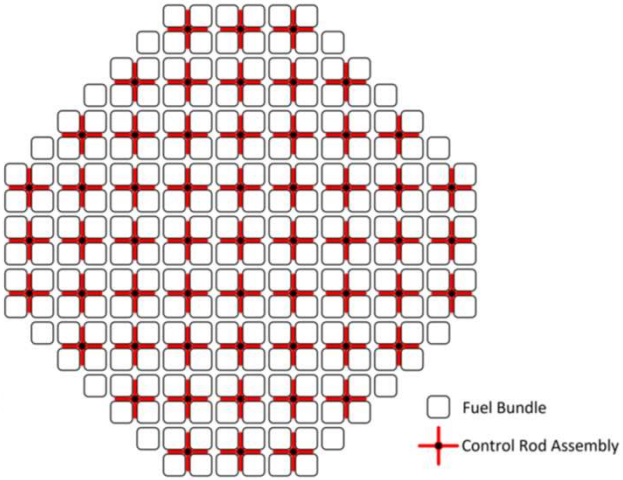
BWRX – 300 (quelques détails)

La manutention BR (MdC et pont lourd)

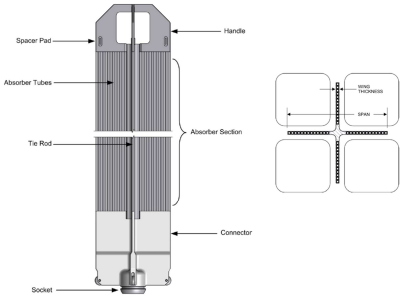
OPG DARLINGTON SITE Travaux préparatoires du site (par ES Fox) commencés en 09/2022 et complétés en 03/2024. Le site est maintenant donné au constructeur AECON pour les travaux d'aménagement. Construction du GC en 2025.

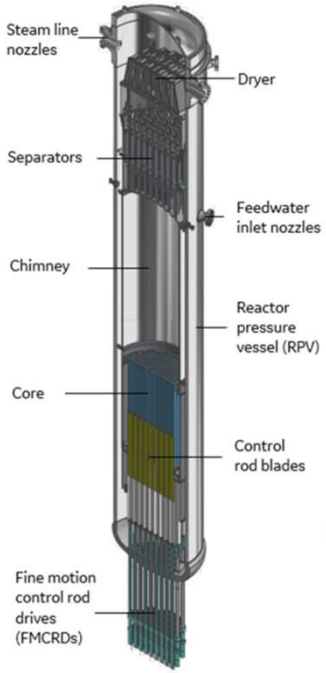


Un ilot conventionnel avec un groupe turbo alternateur de 300 MWe. Un standard très compétitif chez GEH



Un cœur « classique » de 240 AC et de 57 barres de contrôle



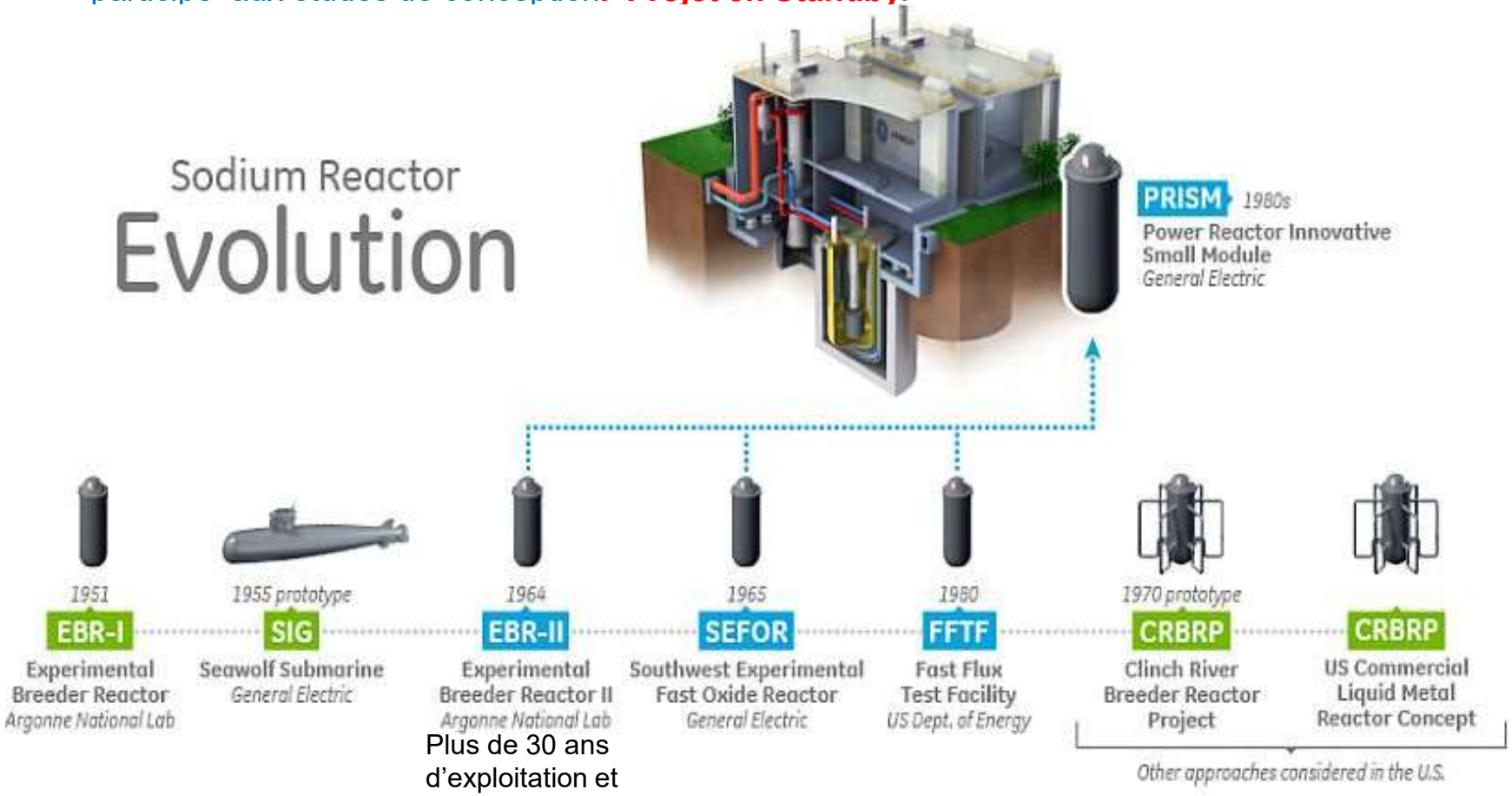


La chaudière

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

GE Hitachi SMR : PRISM

Un surgénérateur sodium (311 MWe) qui permet de recycler le plutonium et réaliser des essais sur les combustibles et matériaux des réacteurs à neutron rapide du futur.
Sélectionné et financé par le DOE sur un programme d'essais («**V**ersatil **T**est **R**eactor ») avec un premier réacteur opérationnel en 2026 sur le site de l'**I**daho **N**ational **L**aboratory. **Bechtel** participe aux études de conception. **Projet en Standby**.



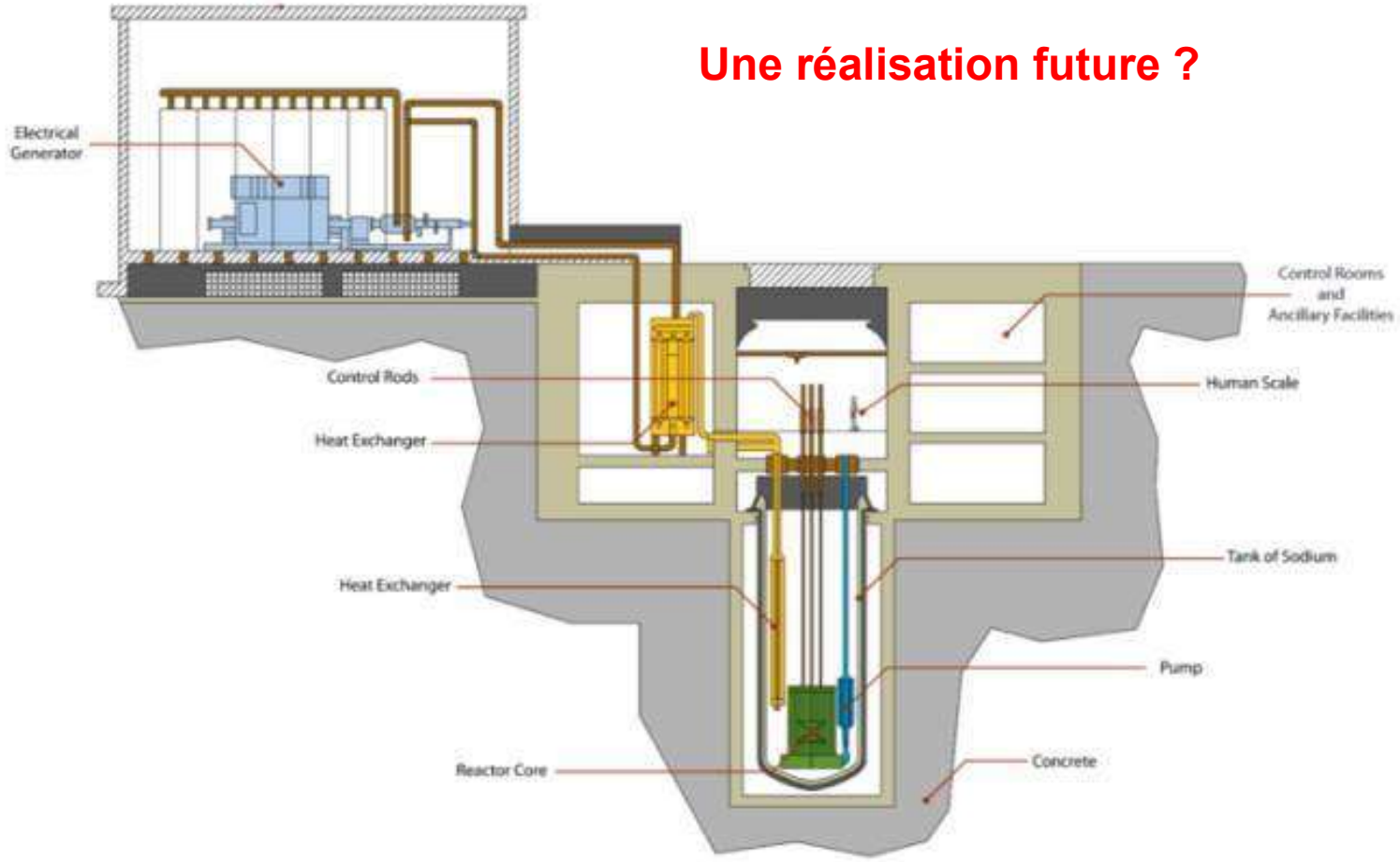
Plus de 30 ans d'exploitation et donc de REX

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ARC – 100

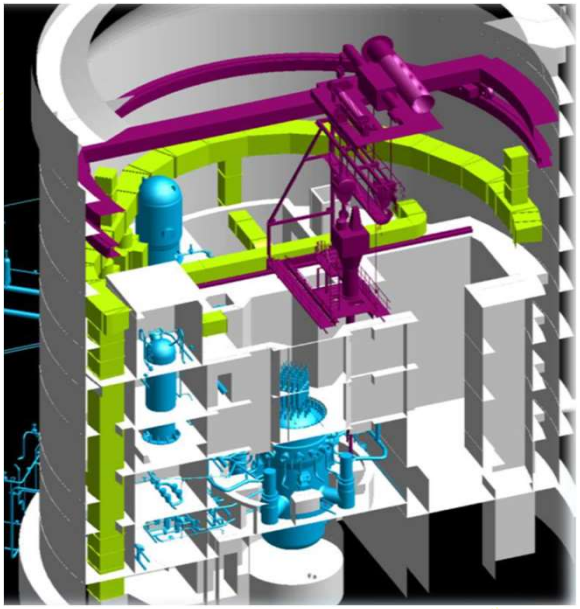
Surgénérateur basé sur le PRISM dans le cadre d'une coopération entre **ARC Nuclear Canada** et **GE Hitachi (USA)**.
Un surgénérateur de 100 MW avec sodium et un cœur en alliage d'uranium métallique

Une réalisation future ?



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

SMR Chinois ACP100 (Linglong One)

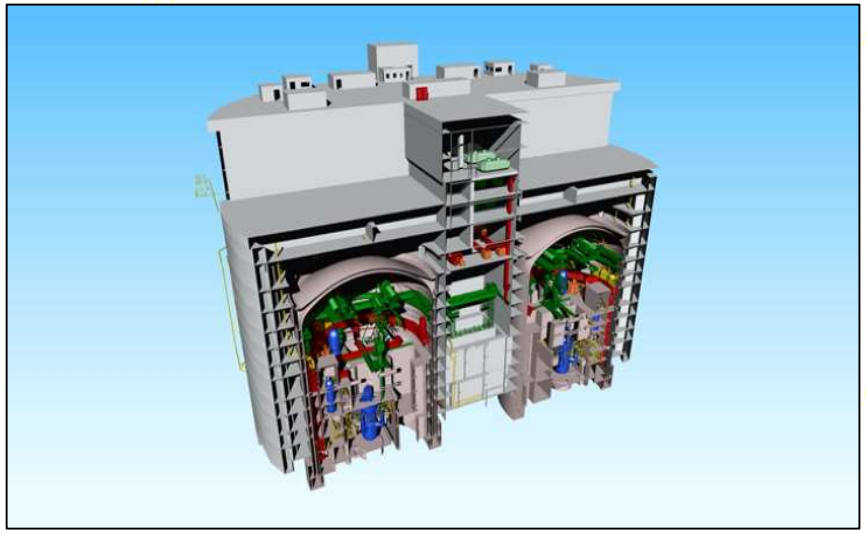


Principales caractéristiques :

Puissance électrique : 125 MWe
Puissance Thermique : 385 MWt

Type : PWR
Nb de Combustible : 57
Sécurité passive
Cycle : 24 mois
Générateur de Vapeur intégrés : 16
Pompe de circulation : 4
Construction : Enterré

Construction approuvée le 4/06/2021 sur le site de Changjiang sur l'ile de Hainan.



Octobre 2021 : *Mise en place de partie basse du confinement*

Concepteur/Constructeur : CNNC/NPIC/CNPEG

SMR destiné au chauffage urbain, à la production d'électricité et au dessalement d'eau de mer

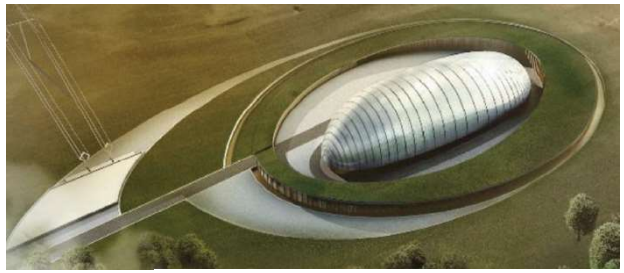
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

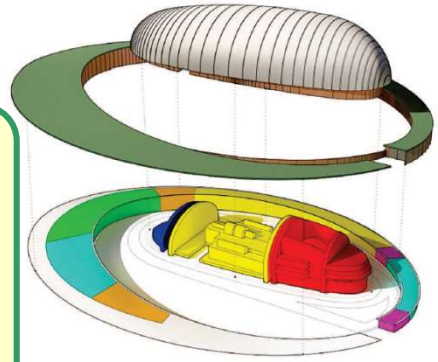
ENERGIE NUCLEAIRE

Rolls Royce : The UK-SMR

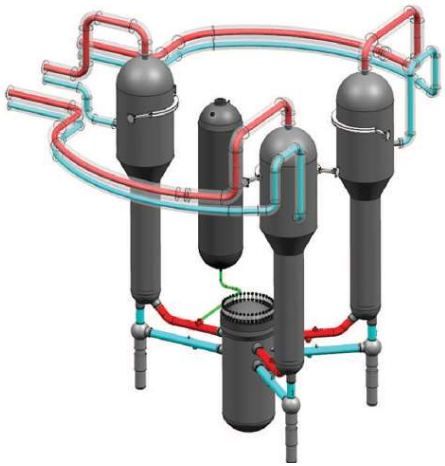
Rolls-Royce

Type	PWR 3 boucles – Génération 3
Puissance	470 MWe (1030-1400 MWth)
Sûreté	Passive/Active – 3 trains
Cœur	121 AC
Type d'AC	U02 17x17 4,95%
Cycle	18 à 24 mois
Construction	Modulaire - Compacte

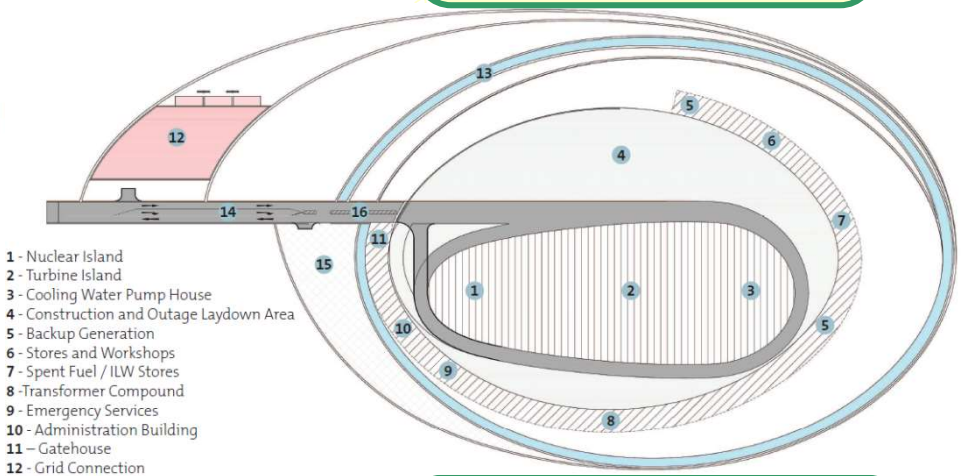




Collaboration avec Exelon (un exploitant US) mais aussi avec Assystem, Atkins, Jacobs, BAM Nuttall, Laing O'rourke, NAMRC,TWI, Skoda JS
Financement du gouv.
Jusqu'à 16 unités prévues



3 boucles non intégré



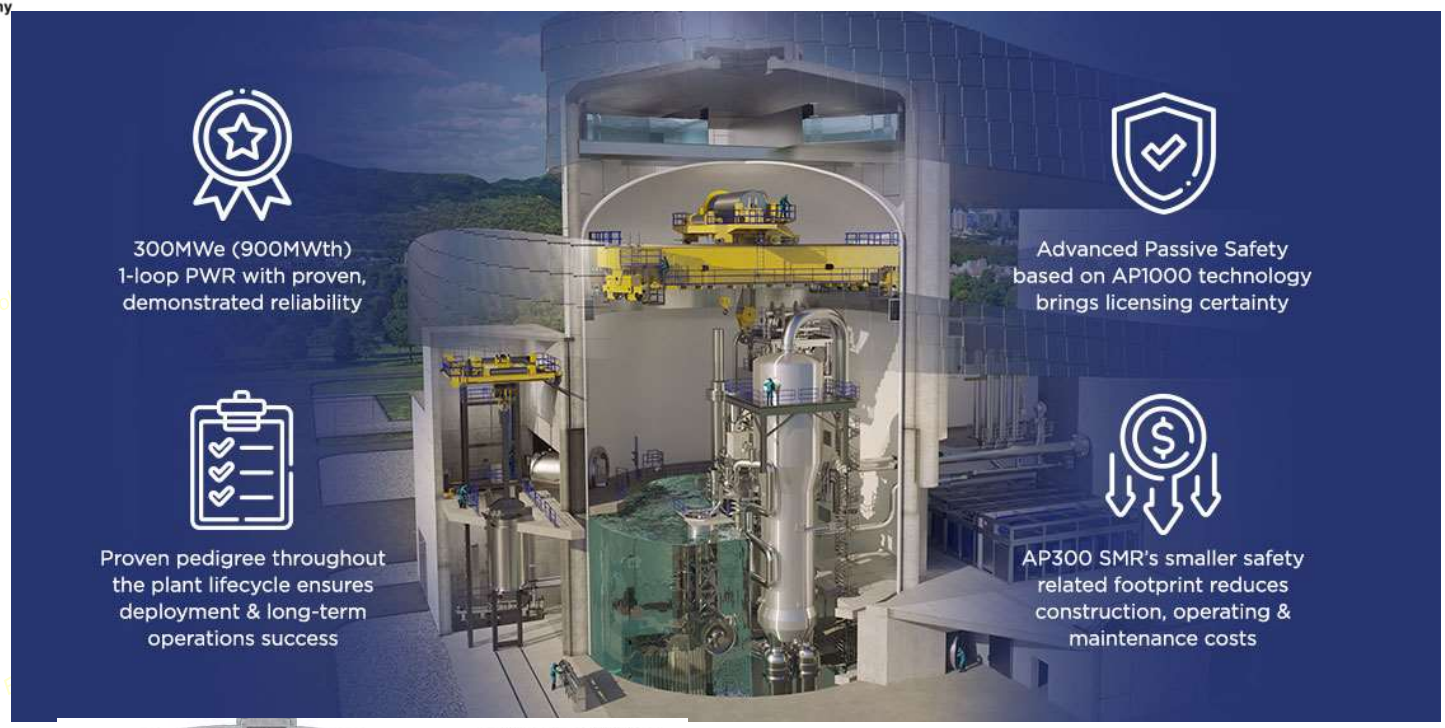
En avance sur le projet français NUWARD

Planning :
Faisabilité et financement en 2021
Dossier de licence (GDA) en **2024.**
Mise en service en **2029 ?**

Estimation coût :
2,2 milliards £ pour le prototype et 1,8 milliards £ pour la série de 5.
35 à 50 £/MWh

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

L'AP300 de WESTINGHOUSE



AP600

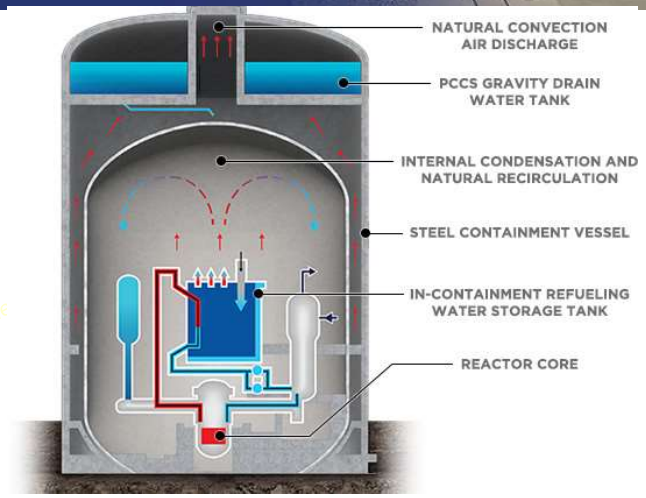
↓

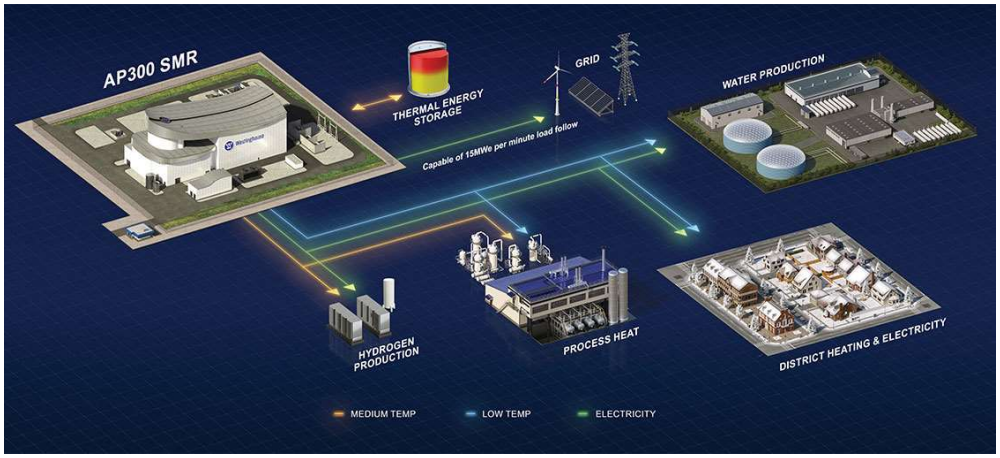
AP1000
(en exploitation)

↓

AP300

Projets au RU 2024 :GDA (licencing) en cours)





03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

USNC CANADA

Projet de SMR par GFC sur la base d'une conception de USNC et devant être installé sur le site d'AECL Chalk River avant 2030.

30 MWth pour 5 Mwe.

Surgénérateur basé sur le PRISM dans le cadre dune coopération entre **ARC Nuclear Canada** et **GE Hitachi (USA)**.
Un surgénérateur de 100 MW avec sodium et un cœur en alliage d'uranium métallique

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

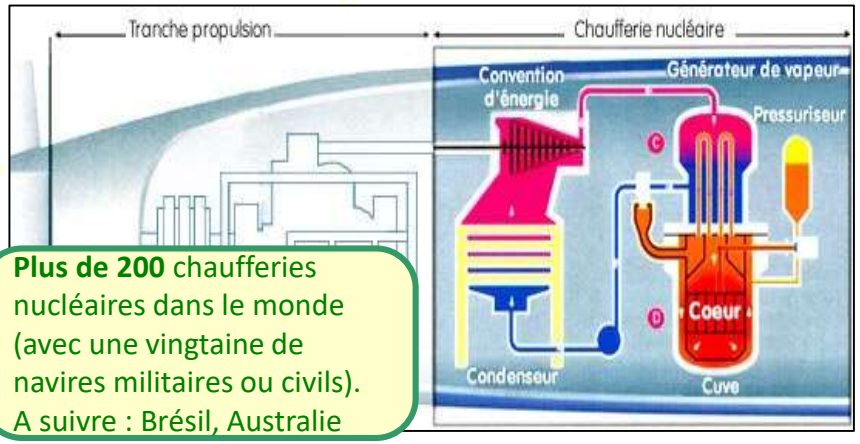
LA PROPULSION NUCLEAIRE NAVALE

Ecole REEL

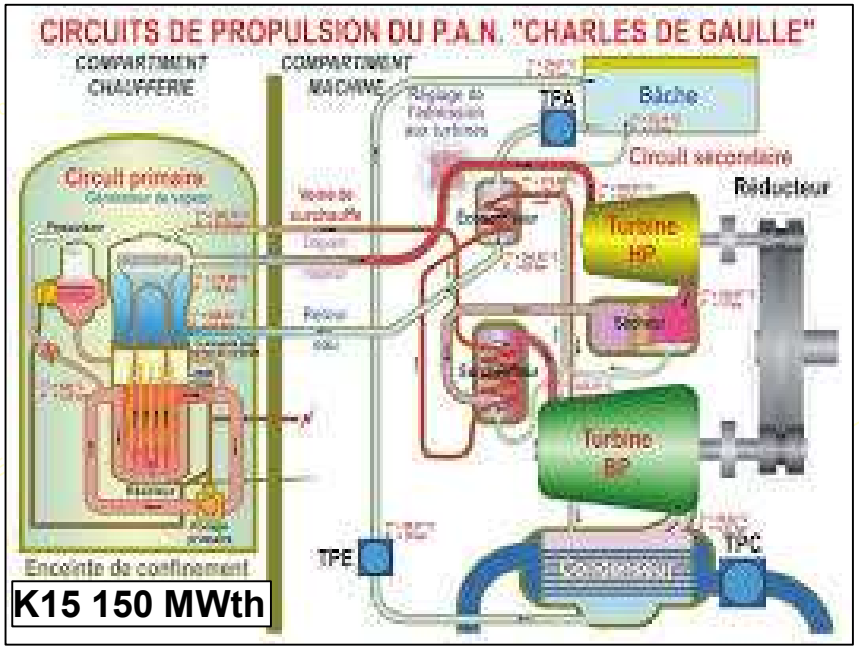
ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Navale – Chaufferie

La France utilise du combustible enrichi à moins de 8 % (type civil) et recharge tous les 10 ans
Aux USA, l'enrichissement est à + 93 % et pour la durée de vie du navire (Porte-Avions - 50 ans)



Plus de 200 chaufferies nucléaires dans le monde (avec une vingtaine de navires militaires ou civils).
A suivre : Brésil, Australie



K15 150 MWth

Chaufferie de type **K15** ou dérivée K15 (SNA) pour la France

Les 2 chaufferies (de type A1B) du dernier Porte Avion Américain (CVN 78 – G. Ford – MES en 2020) ont des cœurs conçus pour la durée de vie du navire, soit 50 ans. C'est la nouvelle classe de Porte-Avions américains. Il devrait y en avoir 10 qui remplaceront ceux de la classe Nimitz. L'Enterprise, 1er PA Nucléaire des USA, est en cours de démantèlement à Norfolk.

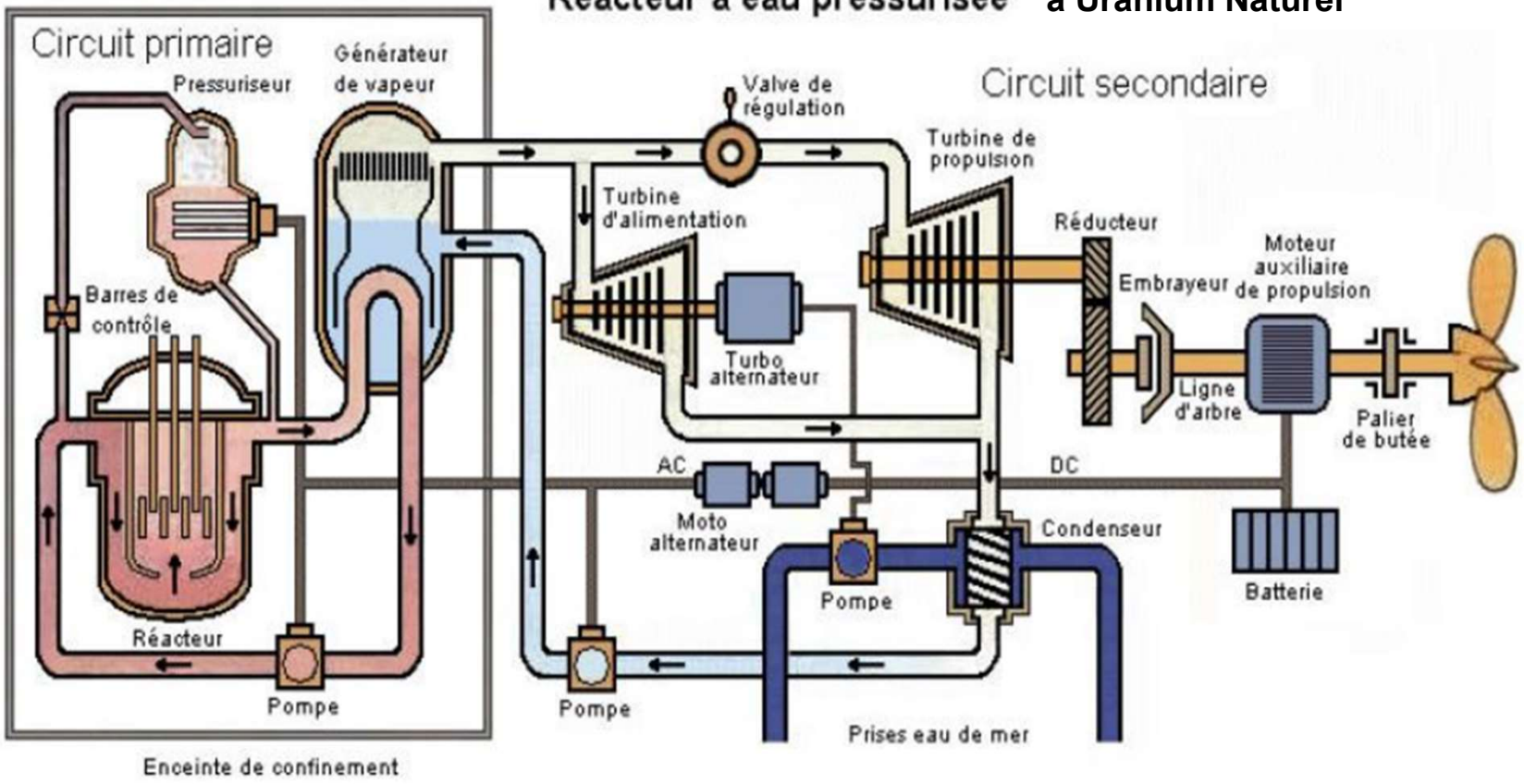
580 M € c'est la note à payer pour le stockage des 20 sous-marins nucléaires désarmés de la Royal Navy. Depuis 2004, neuf(9) des navires n'ont même pas été vidés de leur combustible , faute d'installations aux normes (une partie en Ecosse - base de Rosyth)

PAYS	Porte Avions	SNLE (SSBN/SSGN)	SNA (SSN)	Chaufferie Récente
USA	10	16	57	A1B (Bechtel) 160 MWth GE S9G 150MWth
Russie		18 +	21 +	
France	1 (Charles de Gaule)	4 NG (classe le Triomphant)	6 (Rubis puis Suffren - Barracuda)	Technicatome/ Naval Group Indret K48 - 48MWth K15 - 150 MWth
Royaume Uni		4	6 +	Roll-Royce PWR2
Inde		1 +	1	85 MWth
Chine (09/2020)	1 (2030)	4 (6 en 2025)	7 (13 en 2030)	90 MWth

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Réacteur à eau pressurisée à Uranium Naturel

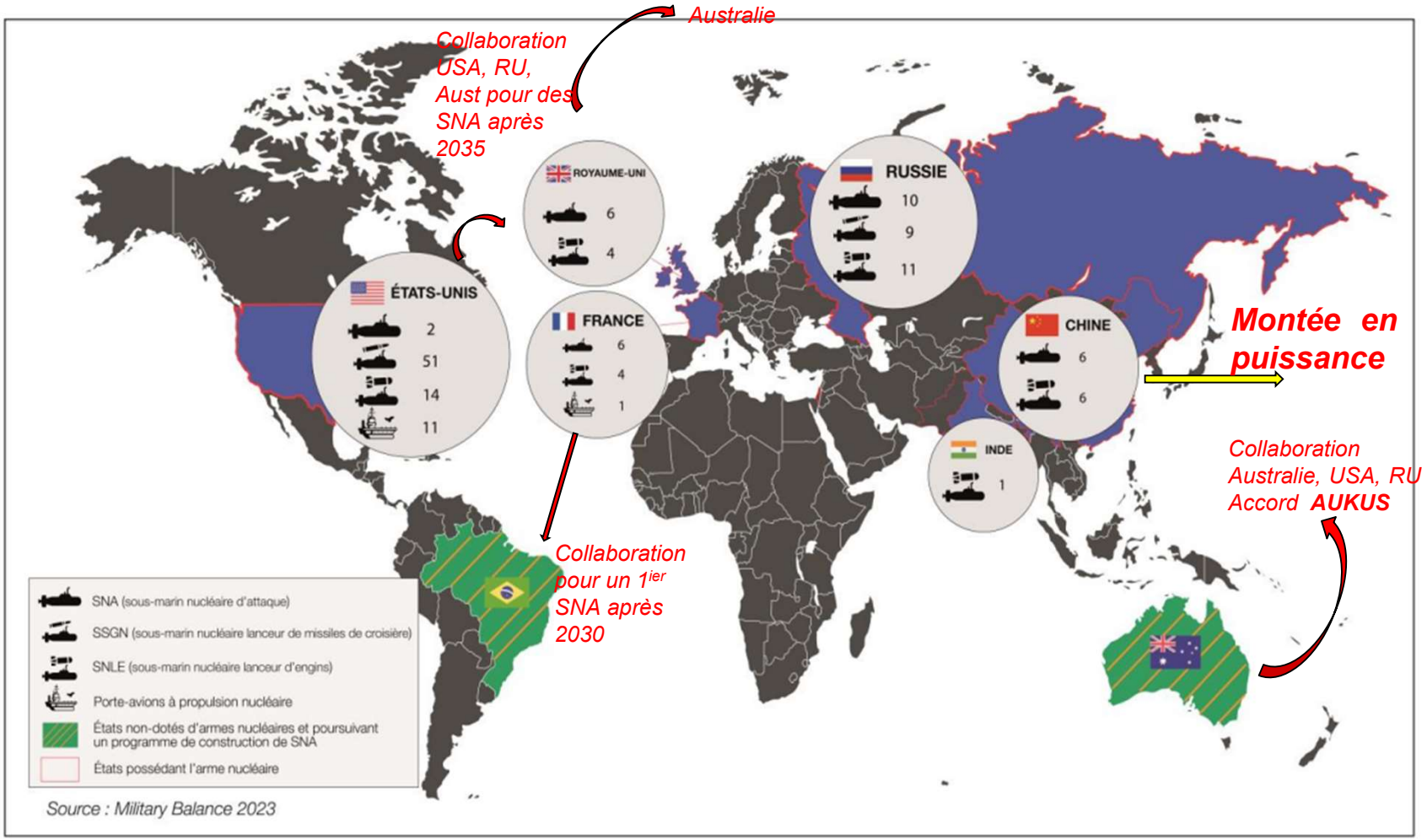


Compartiment chaufferie Nucléaire **Compartiment Machine (+ diesel de secours)**

Porte Avions Charles de Gaule : Chaufferies K15 - 150 MWth

ENERGIE NUCLEAIRE

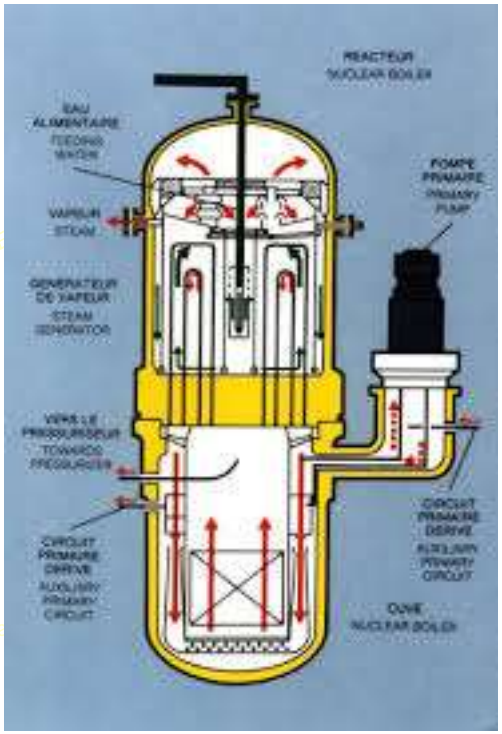
La propulsion nucléaire navale dans le monde en 2023



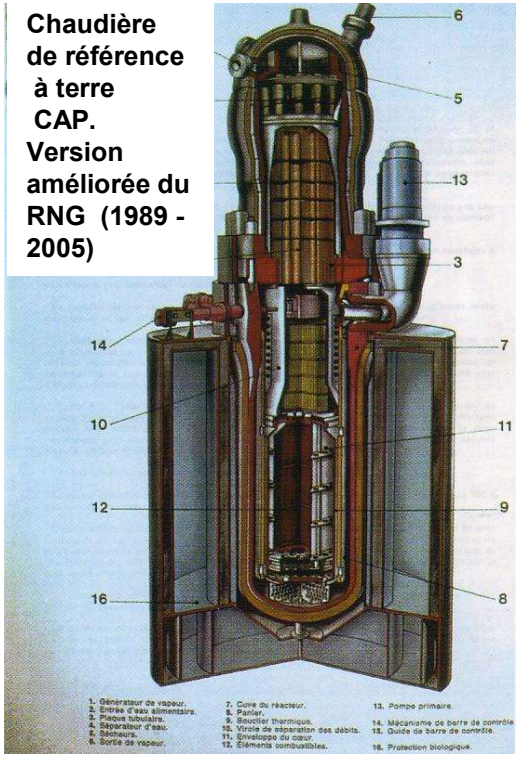
Source : Military Balance 2023

Copyright : Ifri, 2023.

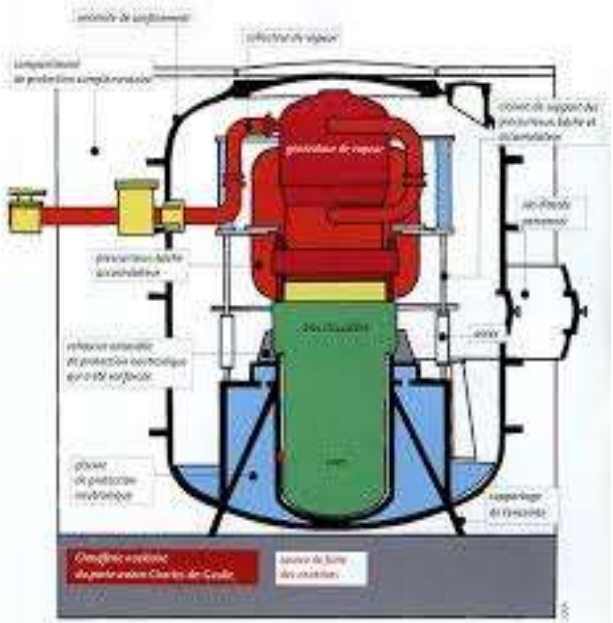
Chaudière de type K48 (Chaufferie Avancée Prototype)



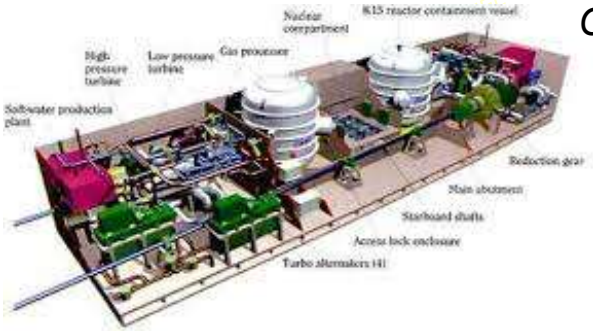
Chaudière de référence à terre CAP. Version améliorée du RNG (1989 - 2005)



Chaufferie Avancée Prototype (1970)



Une des 2 Chaufferies K15 du PAN



Disposition des 2 chaudières K15 dans le PAN

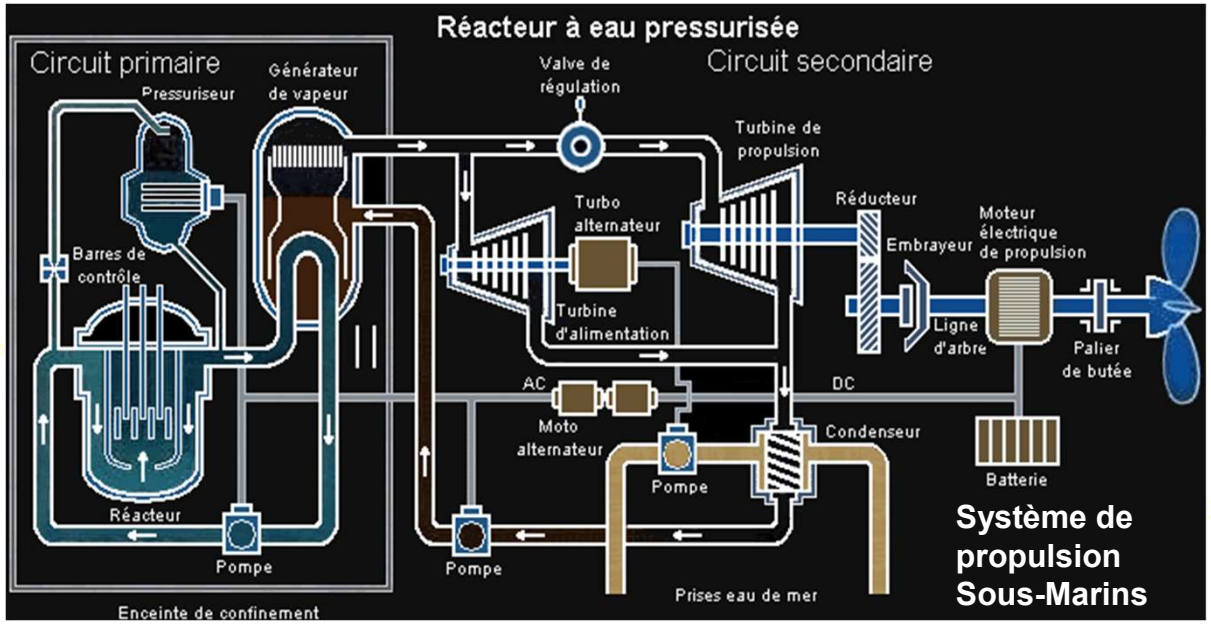
LE FUTUR :
Chaufferie K22 de 230 MW pour remplacer la K15 et assurer la propulsion :

- **Du 2ième Porte-Avion (bien plus lourd que le premier)**
- **Des nouveaux SNLE – 3G**

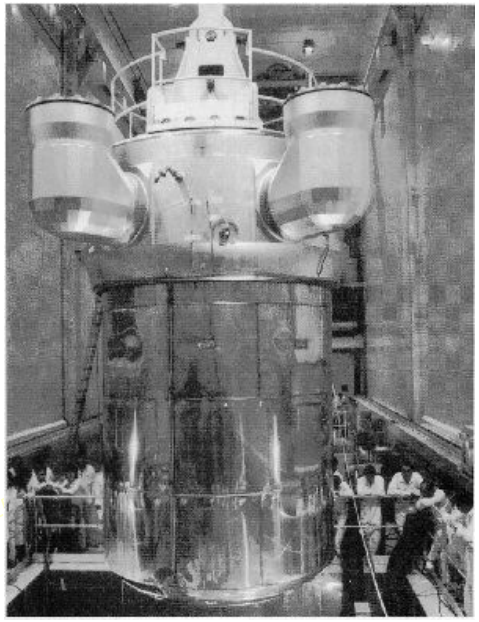
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Navale – Chaufferie



Système de propulsion Sous-Marins



La Chaufferie Nucléaire

Réacteurs sur une **plateforme en mouvement** (Roulis & tangage) et pouvant être soumise à de très fortes inclinaisons en plongée.
Effet de coque (vibration - conséquences d'un grenadage sur les composants et circuits). Résistance aux chocs tout en restant silencieux. Ambiance marine corrosive.
Espace restreint – Faibles dimensions - Compacte

Deux Machines de Chargement fournies par REEL:

- Une MdC pour chaufferie K48 avec une virole piscine plombée en 1990
- Une MdC pour chaufferie K15 (SNLE et PAN) en 2003.
- Une 3ième Machine fournie par COMEX en 2010

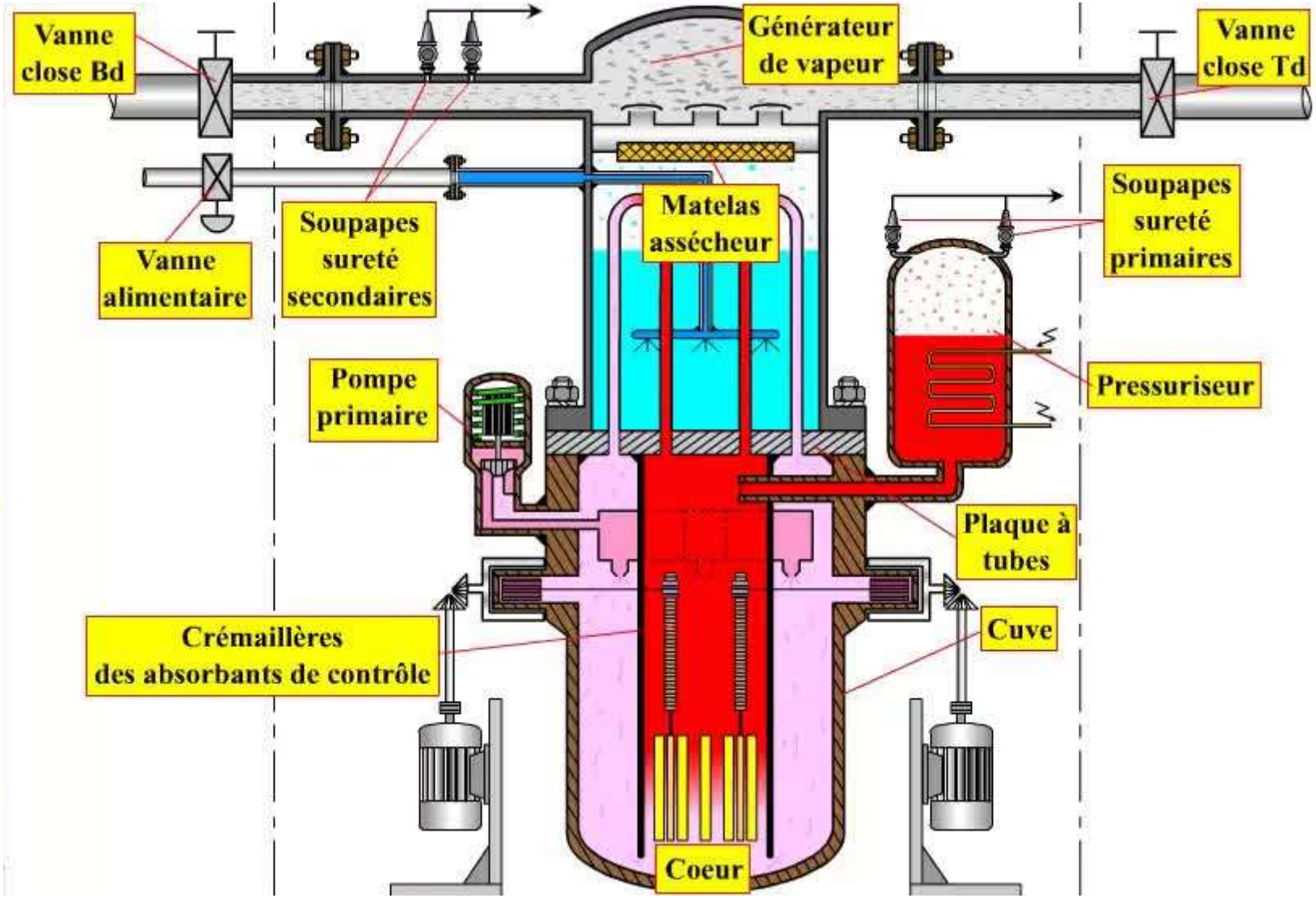
Pilotage du réacteur (manœuvrabilité du sous-marin) :

Très forte flexibilité avec des rampes de variations de puissance :; de 10% à 100% de puissance en moins 1 minute.
Il est plus facile de gérer un petit réacteur qu'un grand réacteur.
Pour un EPR on est à 3%
Un Konvoi pouvait aller jusqu'à 15%

Disponibilité importante

Pour un PA : la chaufferie sert aussi à la propulsion des avions (catapulte vapeur)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

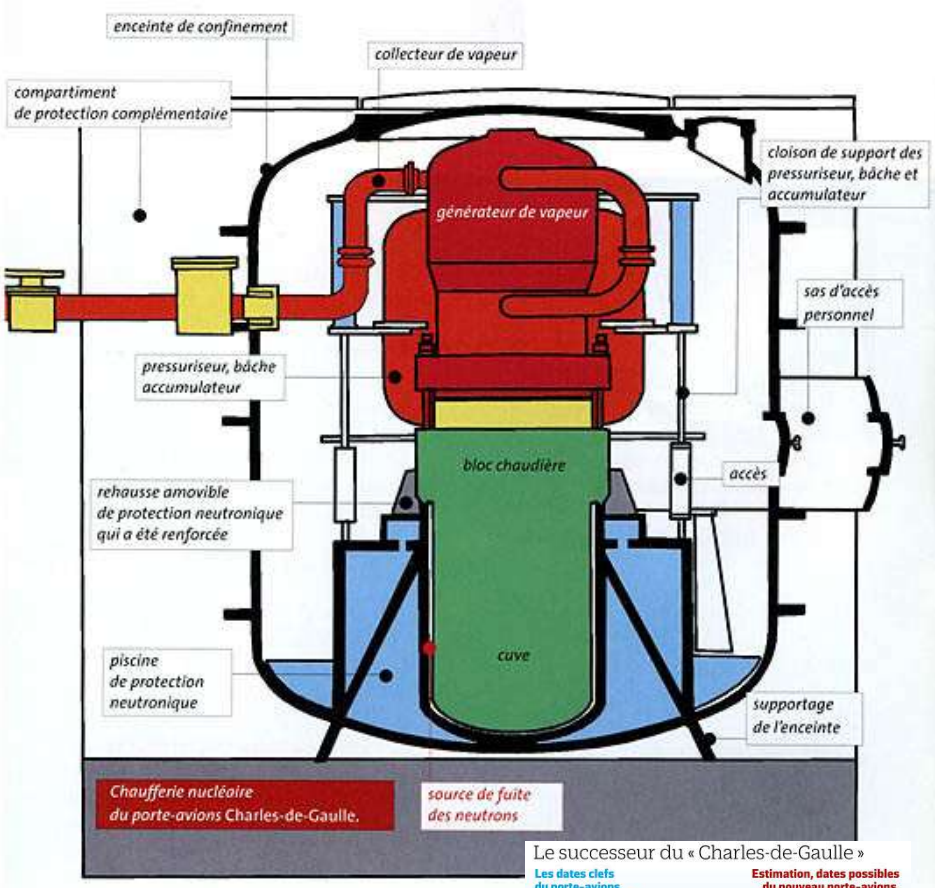


32 Assemblages Combustible

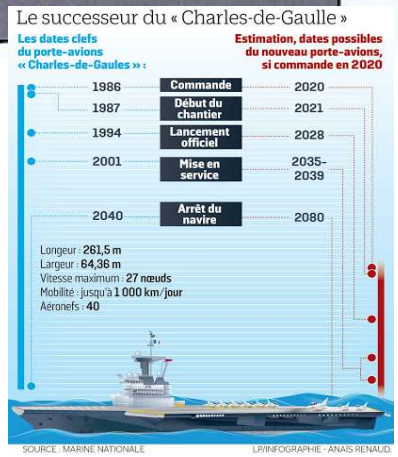
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

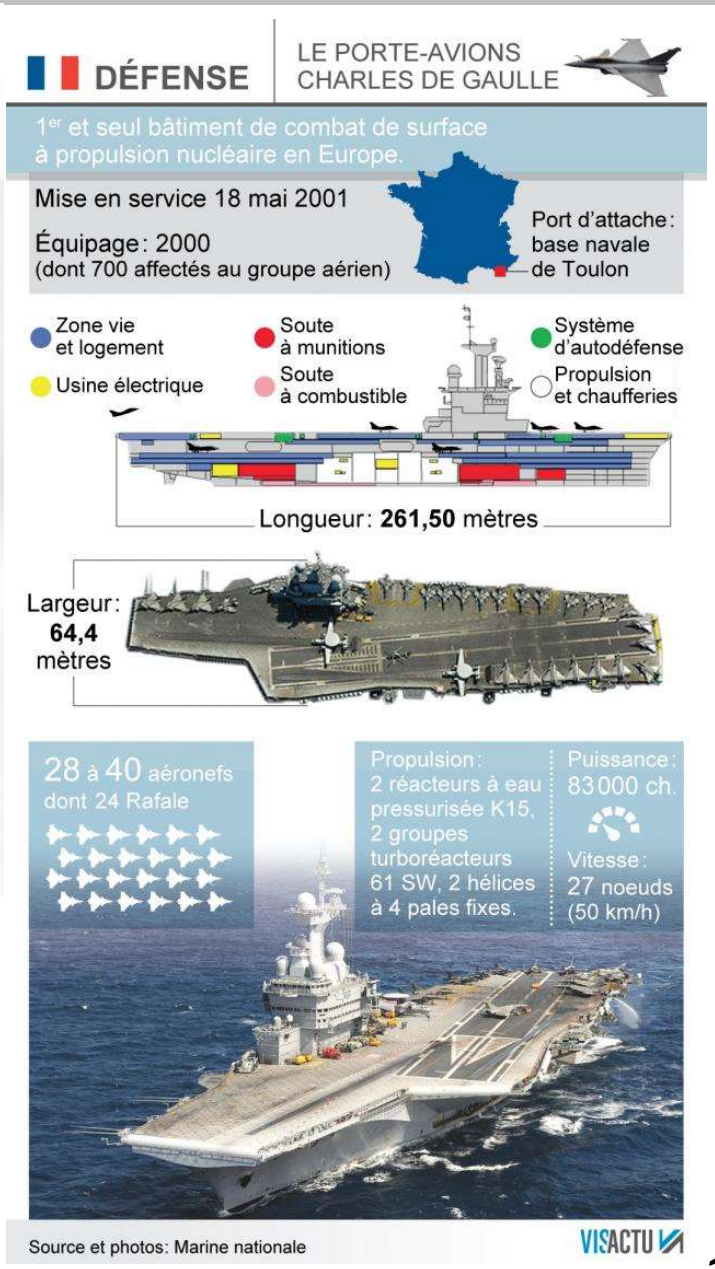
ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Navale – Chaufferie



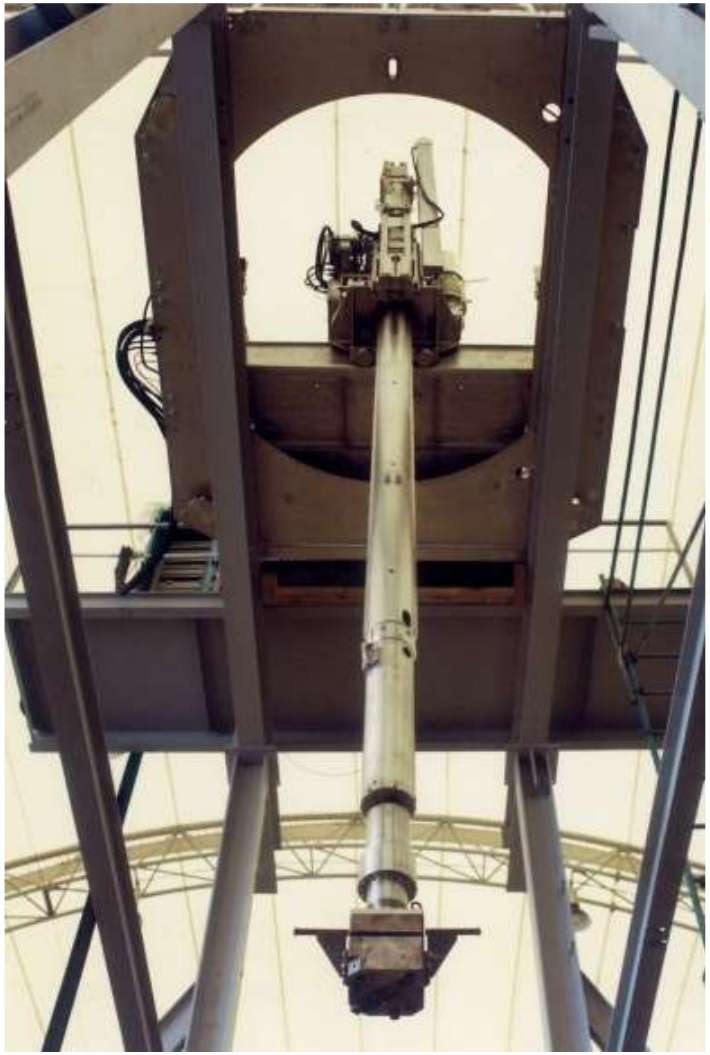
Une des 2 Chaufferies K15 Porte Avions « Charles de Gaulle »





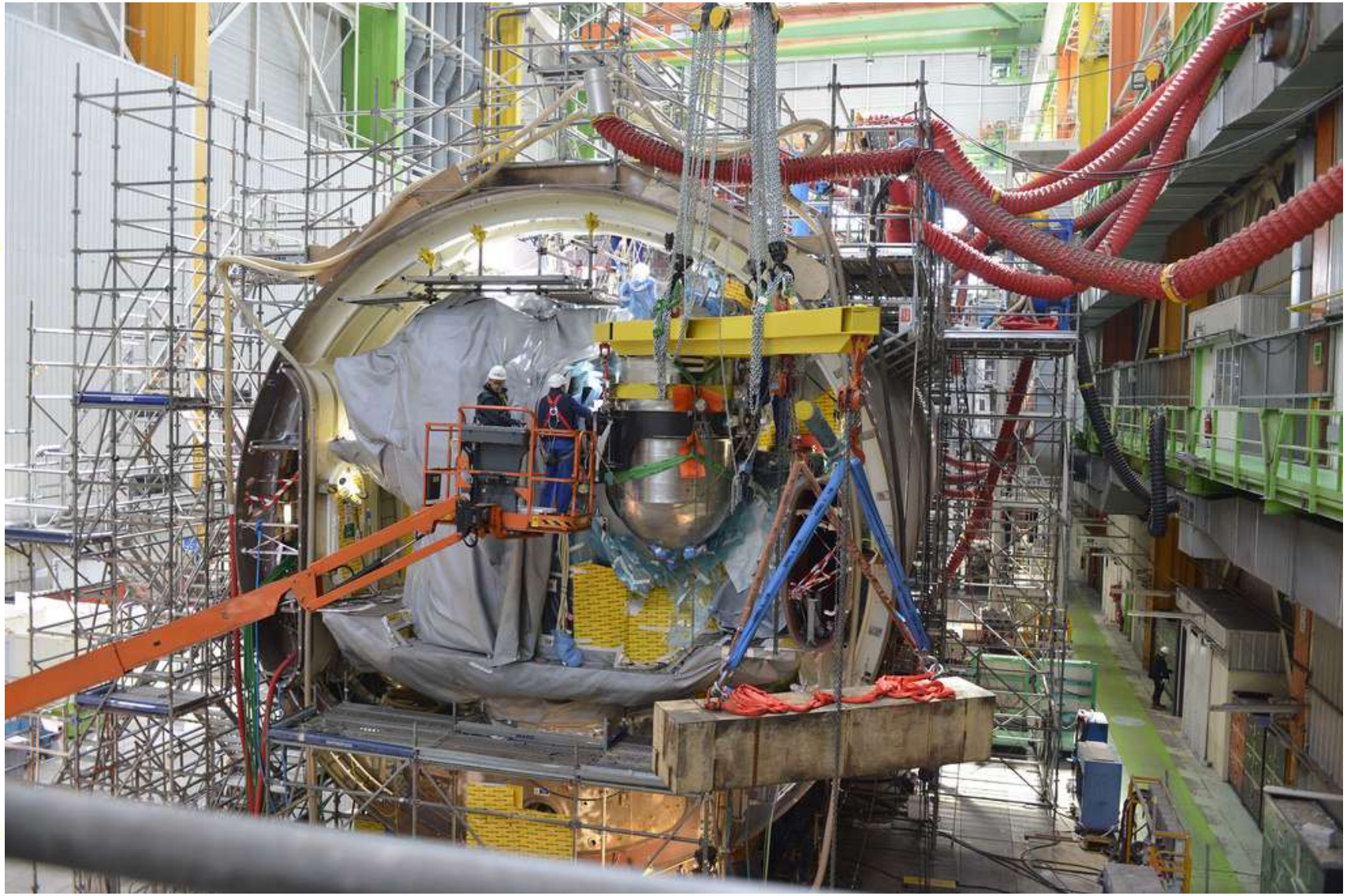
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Machines de Chargement des ECI
Chargement des Chaufferies Sous-Marins Nucléaires



Machine en essais Usine

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES CHOIX FRANCAIS

Pas d'Uranium enrichi avec réacteur REP = Pas de Propulsion Nucléaire Navale

Sans Propulsion Nucléaire Navale = Pas de dissuasion !!!

Le choix français

Utilisation de dioxyde d'Uranium à Longue Durée de Vie pour un combustible à faible enrichissement (de type civil). Notion de puissance disponible.
Remplacement ou modification du cœur tous les 8 à 10 ans lors des IPER.
(*Pour les américains et anglais c'est un cœur hautement enrichi pour une durée de vie de 50 ans. Pour les Russes c'est à moins de 40%)*

Brèche au dessus de la chaufferie avec fermeture de type autoclave sans soudure. Donc opération de déchargement du cœur relativement aisée. (*Pour les sous- marins Américains c'est soudé et il faut donc découper la coque*)

Les Compétences

Une à deux chaufferies tous les 10 à 15 ans afin de garder les compétences au sein de Naval Group et TechnicAtome. C'est le cas avec les SNA-NG (encore 3), le nouveau porte-avions et les nouveaux SNLE-NG (4)

Production de Tritium

Accord (03/2024) entre la Défense et EDF pour la production de Tritium à la centrale de Civaux. Ce sera une opération redondante avec celle du CEA. EDF va recevoir de la matière à irradier à Civaux où elle sera assemblée dans des grappes, lesquelles seront chargées dans le cœur des réacteurs pendant un cycle de production avant d'être retirées et démontées. Le tritium sera ensuite envoyé au CEA . **Une première.**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

Vue extérieure du RES.

Salle de conduite du RES.

La piscine

Le **RES** (installation de l'INBS-PN de Cadarache) est un réacteur bardé d'instruments de mesure. Il comprend 3 partie :

- ❑ Le réacteur, une chaufferie de type **K15**
- ❑ Une piscine d'entreposage du combustible
- ❑ Un atelier de soutien au Maintien en Conditions Opérationnelles des chaufferies embarquées

La chaufferie est modifiée pour reproduire à terre le fonctionnement des chaufferies embarquées dans des conditions plus sévères que celles en mer

La piscine d'entreposage permet d'accueillir les combustibles irradiés provenant des chaufferies embarquées et du RES lui même. Cette piscine dispose d'un banc de gammamétrie baptisé Banga afin de mesurer le taux d'irradiation des Assemblages Combustibles et les caractériser sans les détruire.

Le réacteur (chaufferie) a divergé le 10 Octobre 2018

L'INBS – PN

L'INBS - PN (« *S* » pour secrète car elle intéresse la Défense Nationale et justifie une protection particulière, et « *PN* » pour Propulsion Nucléaire) abrite plusieurs installations nucléaires au sein d'un îlot particulièrement sécurisé du centre.

Base arrière et centre technologique de la Propulsion Nucléaire, ces installations assurent, depuis leurs origines au début des années 60, des missions permanentes au service de la Marine Nationale :

- **Soutenir** la Flotte des Bâtiments à Propulsion Nucléaire (BPN) en maintenant une capacité d'intervention, d'expertise et de remise à niveau des différents composants d'une chaufferie nucléaire embarquée,
- **Concevoir, Fabriquer et Qualifier** les cœurs et combustibles des chaufferies actuelles et futures,
- **Mettre au point** des concepts nouveaux de chaufferie ou de composants de chaufferie.

L'enceinte abrite notamment le Prototype À Terre (PAT), premier réacteur prototype de sous-marin nucléaire qui a fonctionné de 1964 à 1998 (date de sa mise à l'arrêt définitif) ainsi que le Réacteur de Nouvelle Génération, issu d'une transformation de la Chaudière Avancée Prototype (1975-1987), arrêté en 2005 après 20 ans de fonctionnement.

Outre le réacteur, l'installation RES comprend une piscine d'entreposage du combustible, mise en service en 2005, ainsi qu'un atelier de soutien et d'intervention.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

MACHINE DE CHARGEMENT DU REACTEUR RES

Une nouvelle commande obtenue par REEL.

Cette machine de chargement est totalement différente de celle déjà fournie en 2003 pour la chaufferie K15. Il n'y a plus de perche.

C'est une manutention par câbles (levage et alimentation) pour cause de contrainte sismique (site de Cadarache) avec :

- Un treuil en position haute au-dessus de la cuve comprenant un sommier et un chariot. Il repose sur un treillis.
- Une plaque de guidage prenant appui sur le bord de cuve : Plaque figurant le positionnement de 8 Assemblages et changeant 4 fois de position en 4 fois en fonction du chargement.
- Un grappin et un treillis de guidage pour le combustible. Ce grappin peut être stocké sur le côté de la cuve lors de la manutention de la plaque de guidage..
- Une virole plombée au-dessus de la cuve complète le dispositif de chargement/Déchargement.

Est-ce que cette machine pourrait préfigurer la machine de chargement du SMR français NEWARD ?

Image CONFIDENTIELLE

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE BRESIL CONSTRUIT SON PREMIER SOUS MARIN NUCLEAIRE D'ATTAQUE

La chaufferie nucléaire est développée par le Brésil. Un prototype de recherche (IPEN/MB-01) était entré en opération en 1988.

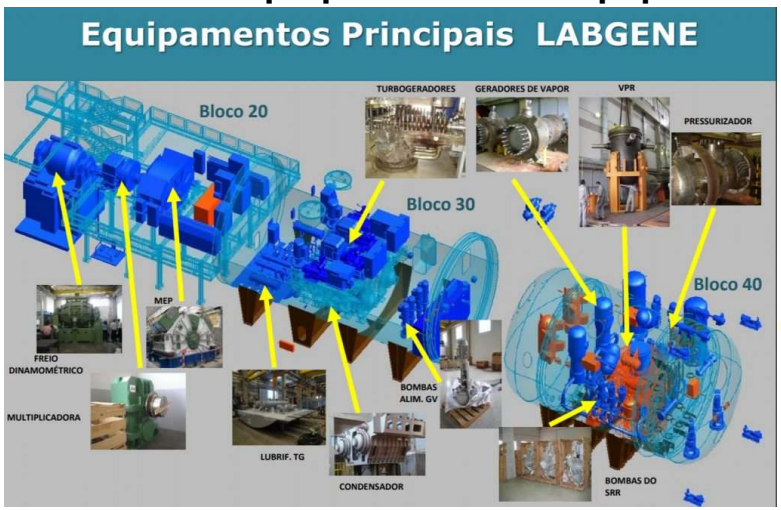
Le Nucleoelectric Laboratory (**LABGENE**) est en charge du développement de la Chaufferie.

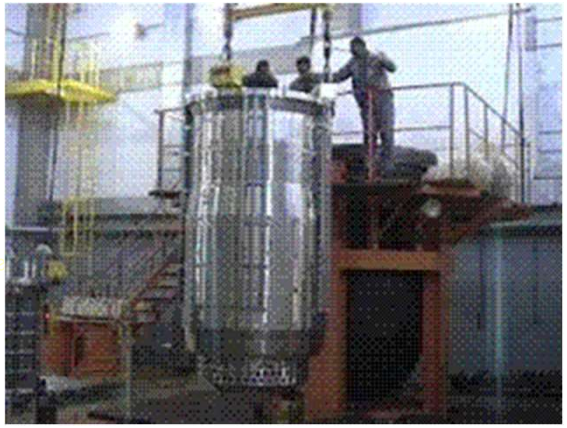
Le Brésil a construit, l'ARAMAR, qui est un centre d'expérimentation situé à 120 km de Sao Paulo. C'est sur ce site que s'assemble le prototype à terre de la future chaufferie de 48 MWth. En cours de construction.

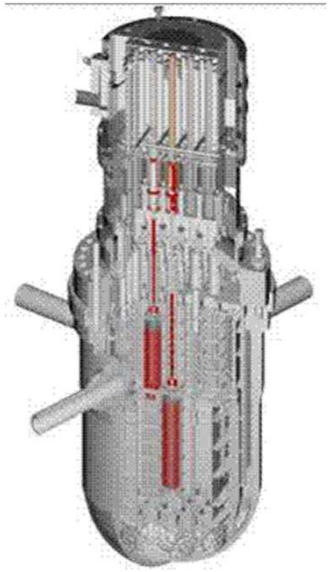
La France avec Naval Group est associée à la construction du sous-marin et de la base dans le complexe naval d'Itaguai à Rio de Janeiro. C'est là aussi que sont assemblés les 4 sous marins de type SCORPENE – BR vendus par la France et construit en collaboration avec le Brésil au travers d'une coentreprise ICN entre Naval Group et le brésilien (Novonor). Première taule du futur sous marin en Octobre 2023. Il devrait être opérationnel en 2032-2035

Ce futur SNA-BR a beaucoup de similitude avec le SCORPENE - BR

REEL est impliquée dans les équipements de la base.





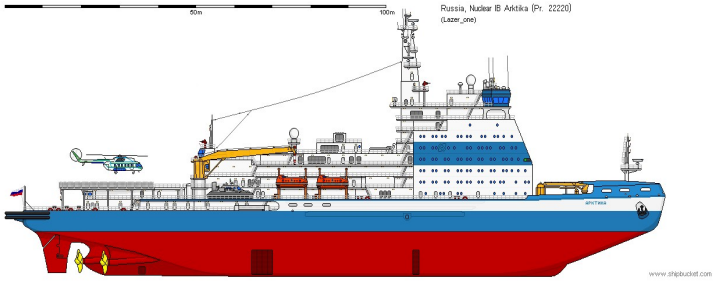


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Navale – Chaufferie (Russie)

Brise Glace « *Arktika* »
(*dernière génération LK-60*)
Propulsé par 2 réacteurs
RITM-200 de 2 x 175 MWth.
Déplacement : 33 500t
Peut pénétrer dans la glace de 2,8 m d'épaisseur



Le réacteur **RITM-200** appartient à la nouvelle génération de chaufferie nucléaire développées par OKBM Afrikantov. C'est est un réacteur de type compact intégré avec 4 x GV et 4 x pompes primaires. Il développe 174MWth (50MWe). Le cœur comprend 199 AC enrichi à moins de 20%.
Autonomie du navire : 6 mois.
OKBM était déjà à l'origine des anciens modèles OK-150 (première génération) ainsi qu'OK-900 et OK-900A (deuxième génération). Les modèles KLT-40, KLT-40M et **KLT-40S** font, quant à eux, partie de la troisième génération. Ce dernier est utilisé dans la centrale flottante **Akademik Lomonosov**.

Dans son nouveau concept de réacteur, OKBM a réussi à alléger la chaufferie. Ainsi, les deux réacteurs RITM-200 combinés aux éléments contenus dans le confinement pèsent au global 2200 tonnes. A titre comparatif : dans le cas des réacteurs OK, cette valeur se situe autour de 2600 tonnes et pour les réacteurs KLT-40S autour de 3800 tonnes.

« **Arktika** » est le premier de série de 5 brises glace LK-60 devant être lancé entre 2020 et 2025.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Navale – Chaufferie (Russie)

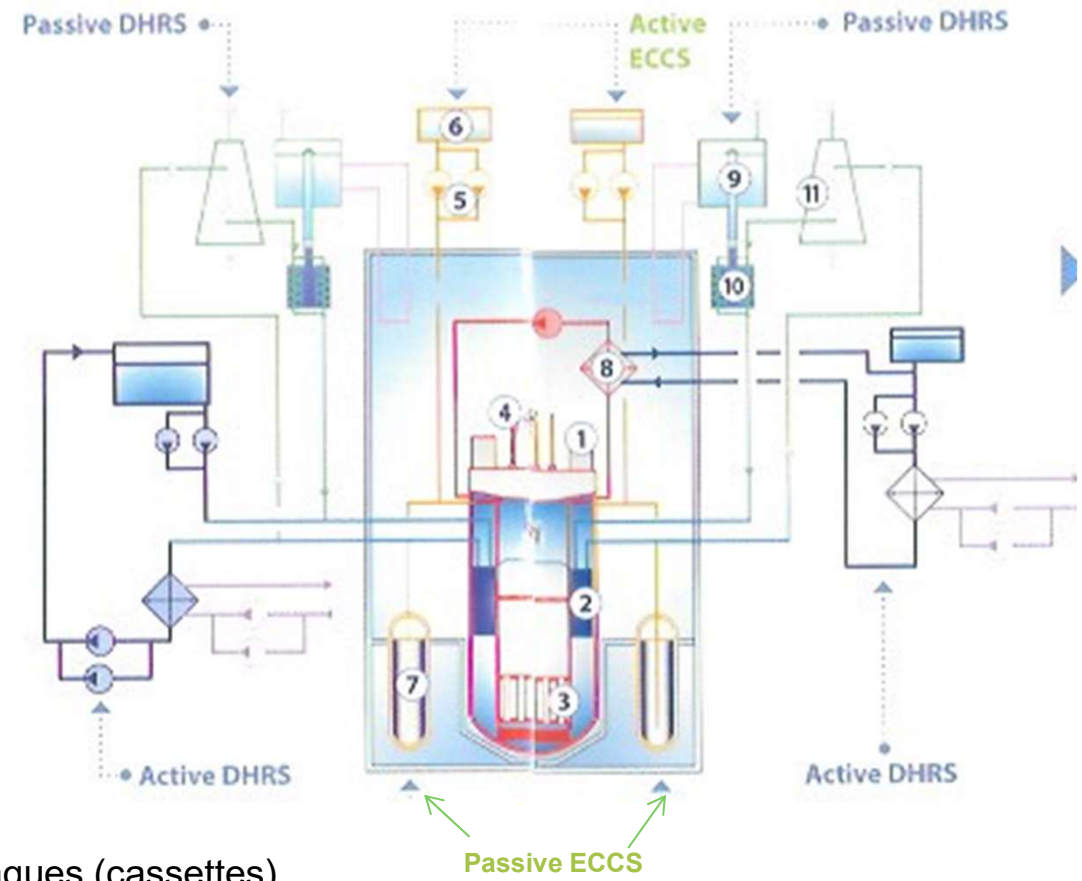
RITM-200
3 x 2 réacteurs installés sur des brises-glaces
Un projet de **SMR** à **Yakutia** (Extrême Est de la Russie)

Reactor type	Integral type
Installed capacity (e)	50 MW
Installed capacity (t)	175 MW
Evaporation capacity	248 t/h
Steam temperature	295 °C
Steam pressure	3,82 MPa
Lifecycle	60 years
Fuel campaign	
RITM-200	6 years
RITM-200M (offshore solution)	10 years
Capacity factor	90%
Fuel enrichment	< 20%

Chief designer: OKBM Afrikantov (ROSATOM)

1

Réacteur (SMR ou Chaufferie) intégré RITM- 200

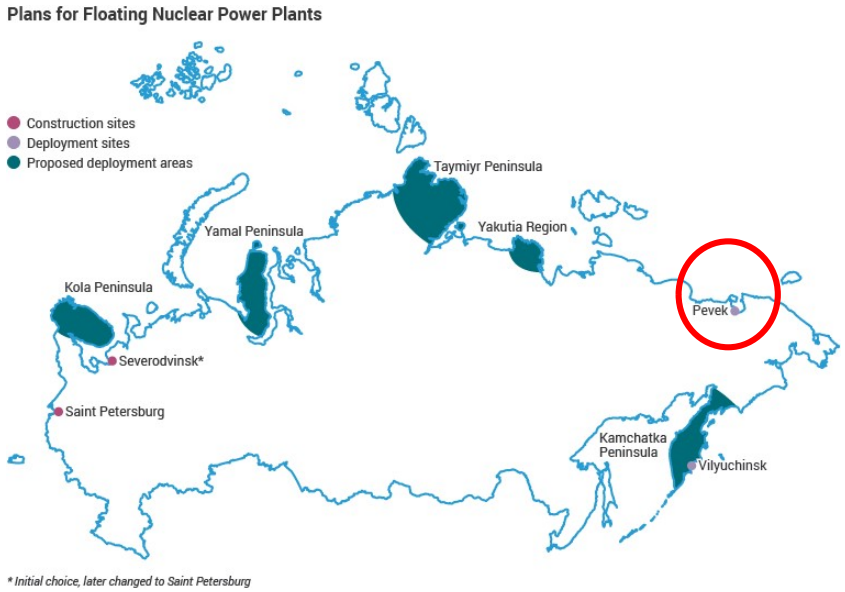


1 : Pompes de circulation
2 : Générateurs de Vapeur de type à plaques (cassettes)
3 : Cœur de199 AC enrichi à moins de 20 % - Cycle de 6 à 10 ans
4 : Mécanismes de commande de grappes
5, 6 et **7** : « *Emergency Core Cooling System* » (**ECCS**) : actif et passif accumulateur qui alimente les GV par pression de gaz.
8,9,10 et **11** : « *Decay Heat Removal System* » (**DHRS**) : 2 trains « passif » et 2 trains « actif »

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Centrale Nucléaire Flottante (Russie)



Réacteur embarqué sur une plateforme (Russie)

Barge « **Akademik Lomonosov** » de 21 500 tonnes (144 x 30 m) recevant 2 réacteurs REP **KLT- 40S** de 35 Mwe (150MWth) chacun.

La chaufferie KLT-40S

- 35 MWe , 150 MWth
- 4 boucles courtes : 4 x GV à tubes 4 x pompes primaires
- Cœur : 21 AC hexagonaux de 1,2 m de longueur
- Enrichissement en U235 : 18,6 % - Cycle de 2,5 à 3 ans
- Systèmes de sauvegarde actifs + passifs

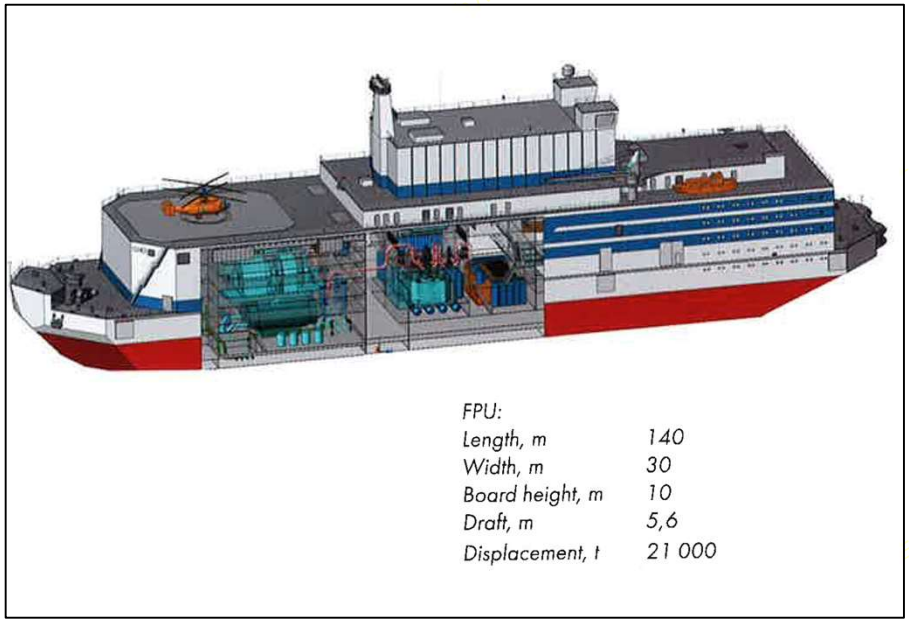
Type de réacteur dérivé de ceux qui équipent déjà les brise-glaces (*voir ci-avant*) en opération et les Sous-marins Nucléaires.

Premier site à alimenté (fin 2019) : **Pevek** en Sibérie Orientale.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

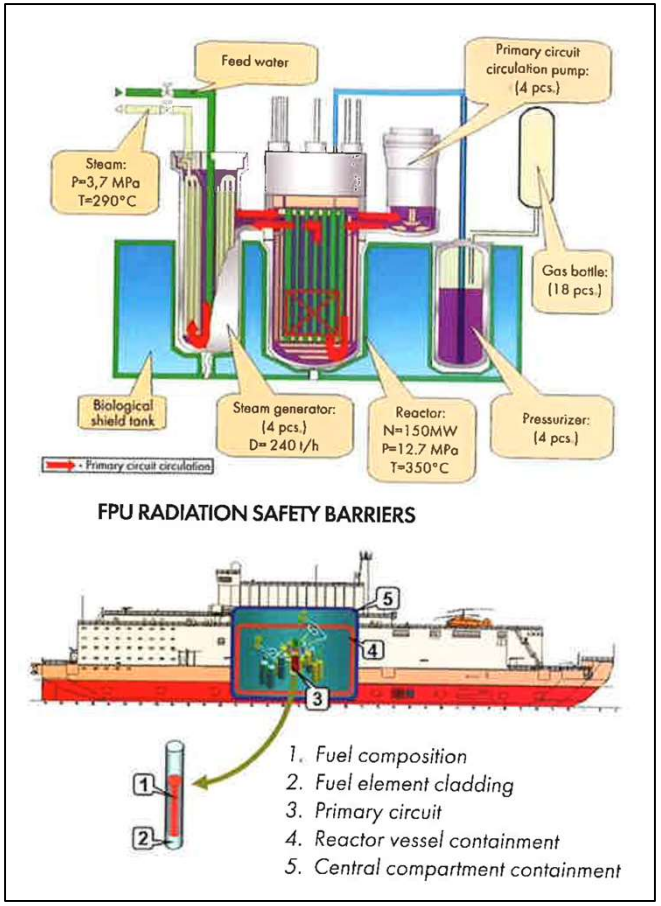
Centrale Nucléaire Flottante (Russie)



FPU:

Length, m	140
Width, m	30
Board height, m	10
Draft, m	5,6
Displacement, t	21 000

La chaufferie KLT-40S



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE PROJET DE BARGE FLOTTANT DE SEABORG – SAMSUNG

SEABORG (Danemark) propose des réacteurs compacts à Sel Fondu (SMSR). Société(Startup) créée en 2015.

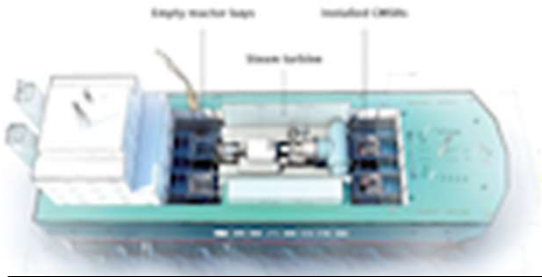
SAMSUNG a l'expertise en matière de construction navale

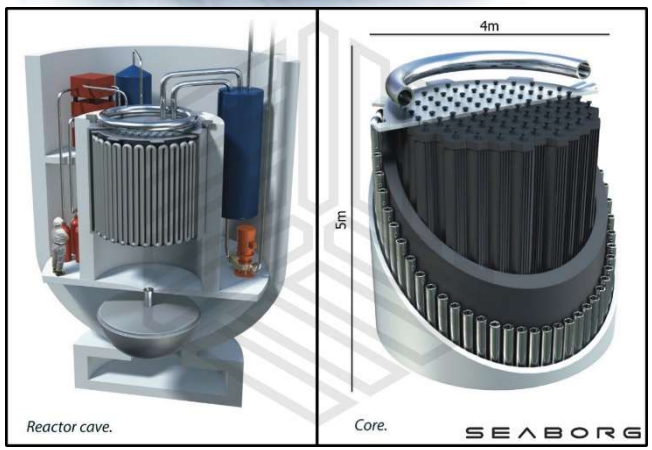
Alliance concrétisée le 7 avril 2022

La barge aurait une puissance de 800 MWe pour des réacteurs de 100/250 MWe avec une durée d'exploitation de 24 ans

Les barres de combustibles solides sont remplacées par un mélange de matières nucléaires (Uranium / Thorium) et de sel fondu qui agit comme liquide de refroidissement. Le sel fondu agit aussi comme modérateur et il sera du type NaOH (hydroxide de sodium ou Soude Caustique)

Le planning de réalisation (avant 2030) semble très optimiste.





Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

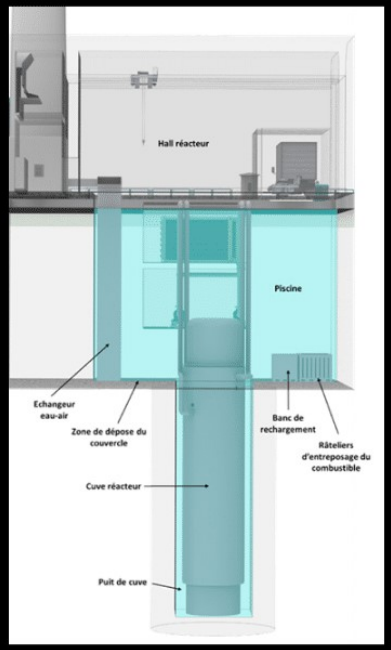
CALOGEMA

Nouveau SMR porté par le **Groupe GORGE** pour produire 30 MWth et destiné au chauffage urbain.

Réacteur de type « piscine » à eau pressurisé à faible température (100°C) et faible pression (5bar).

Prévu pour alimenter un site d'un grand groupe de l'Agro alimentaire Français.

Les maître d'œuvre voit une première réalisation pour 2026 !!!!

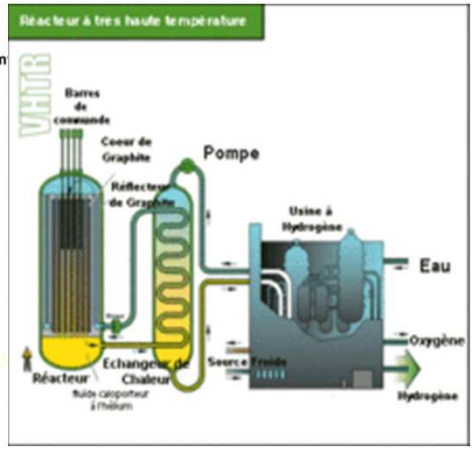


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

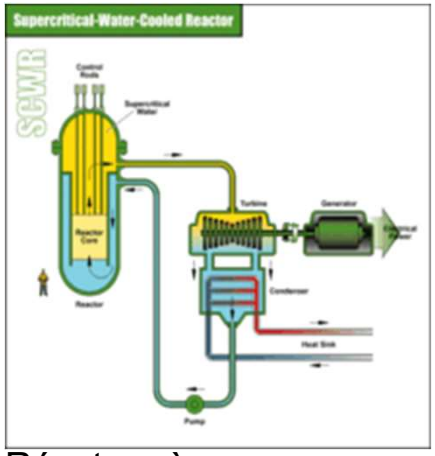
LES REACTEURS AVANCES MODULAIRES (AMR)

GEN IV International Forum

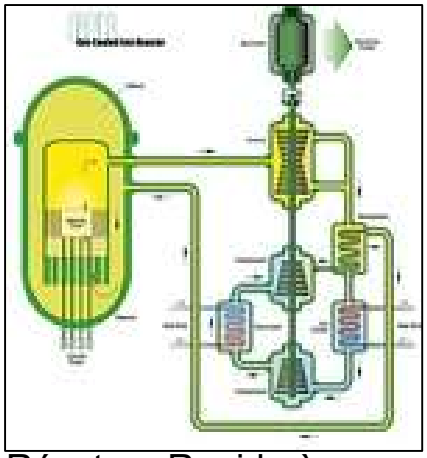
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Réacteur Très Haute Température (VHTR)
Mo : Graphite
Ca Hélium
C : Fissile U, Pu)



Réacteur à eau super Critique (SCWR)
Prendre le meilleur des REP et REB
Mo et Ca : Eau



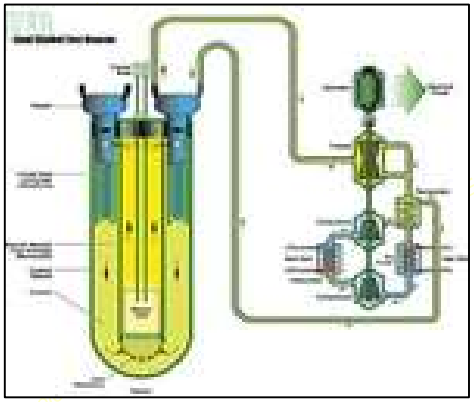
Réacteur Rapide à Caloporteur gaz (RNR-gaz)
Ca : Hélium

Le **GIF** (Forum International Génération 4) a retenu 6 concepts avec deux tendances fortes :

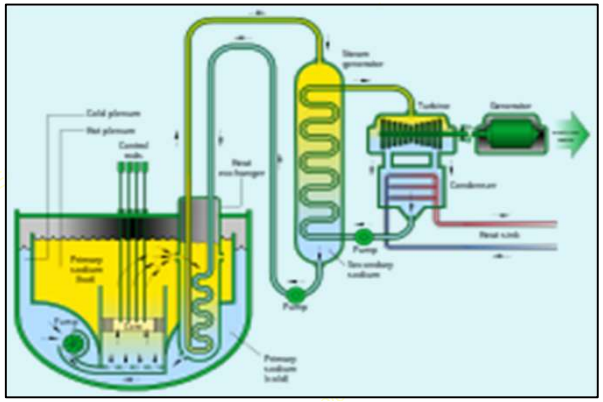
- Très Haute Température
- Rapides-Sodium

La Génération IV – Objectifs :

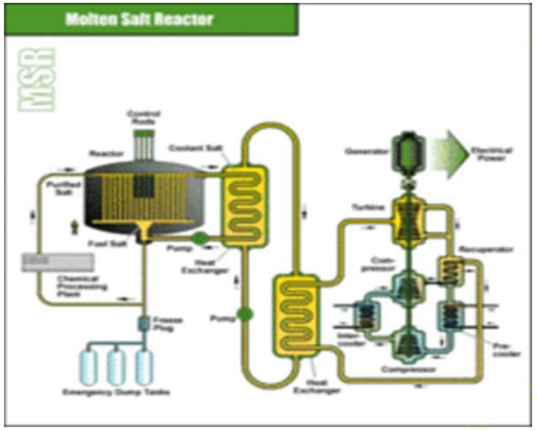
- Etre commercialiser vers 2040
- Mieux utiliser les ressources en matières fissiles
- Produire moins de déchets
- Utiliser l'énergie nucléaire au-delà de la production d'électricité (Production d'eau douce, de chaleur, d'Hydrogène)



Réacteur Rapide à Caloporteur Plomb (RNR-Pb ou LFR)
En construction en Russie (MBIR)



Réacteur à Neutrons Rapides à caloporteur Sodium (RNR – Na ou SFR)
Etudié par la France
REX : Rapsodie (1967) – Phénix (1973)
Superphénix (1985)- Aujourd'hui **ASTRID**



Réacteur à sel fondu (RSF) -MSR
Mo : Graphite
Ca : Sel fondu
C: Dissous au sein d'un sel fluoré

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – Génération IV

Nucléaire : les trois scénarios sur la table du gouvernement

LES ECHOS | LE 20/11/18 À 10H04

CONTRAT STRATÉGIQUE

Recherche nucléaire : l'Etat valide la feuille de route pour la filière

L'EPR de Flamanville, chantier cauchemardesque pour EDF

Nucléaire: pourquoi la France renonce au «recyclage infini» du combustible

Phénix et Superphénix n'auront pas de successeur. La construction du futur réacteur à neutrons rapides Astrid n'est plus jugée nécessaire.

ENQUÊTE Edition du 15/04/2019

Comment l'Etat enterre en catimini le réacteur Astrid et débranche la filière de recyclage des déchets

La baisse des budgets affectés au futur réacteur nucléaire de 4e génération Astrid pourrait bien s
du projet. Or, sans ce démonstrateur, dont le développement n'est plus porté par la direction du
question du retraitement futur des combustibles utilisés dans les centrales est posée. [...]

Abandon d'ASTRID :

Ressources en uranium suffisantes et bien réparties. Pas de risque de pénuries. Stock important d'Uranium et de Plutonium.

Dans ce contexte il n'y a pas nécessité de surgénération.

On se concentre sur :

- Etendre la durée d'exploitation des réacteurs actuels (à 60 ans)
- On remplace les plus anciens par des EPR2 (3 paires projetées)
- On conserve l'acquis des études ASTRID + REX de Phénix et Superphénix
- On maintient le mono-recyclage et on prépare le Moxage des réacteurs 1300 MW

On verra après 2050 Une erreur ??

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

CONCLUSION sur les RNR - CHOIX DE LA FRANCE en 2019

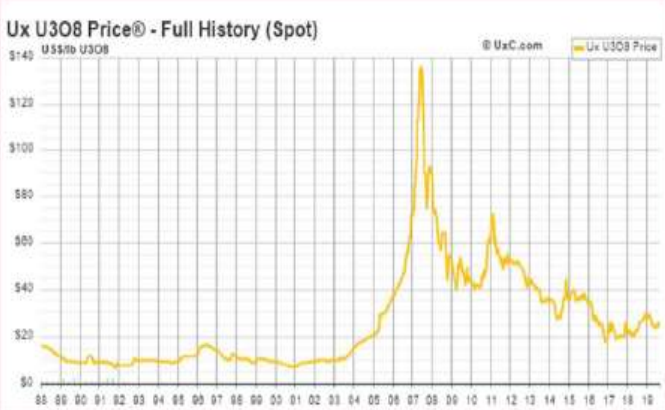
▶ Au vu du contexte actuel, un déploiement industriel d'une filière RNR n'est pas envisagé avant la seconde moitié du XXIème siècle

Fin 2000's : lancement projet ASTRID

- Augmentation spectaculaire des prix de l'uranium (déséquilibre offre - demande)
- Contexte favorable pour le développement du nucléaire au niveau international
- Bilan loi de 91/Loi de 2006 : intérêt porté sur recyclage du Pu

2010 – 2018 : évolutions économiques et géopolitiques

- Perception plus négative du nucléaire (accident de Fukushima)
- Baisse des tensions sur le marché de l'uranium
- Développement massif des ENR



2019 : Décision de report projet ASTRID

- Contexte économique de faible tension sur le marché international de l'uranium
- Croissance faible du nucléaire induisant une absence de tension sur l'uranium à l'horizon de plusieurs décennies
- Très forte déploiement des ENR

▶ Au-delà de 2019, maintenir l'option RNR avec la poursuite de la R&D au CEA

- Permettre la fermeture du Cycle du Combustible au moyen des RNR
- Programmes de recherches ouverts et exploratoires à la fois sur le **Cycle** et les **Réacteurs**
- Analyser l'économie et l'intégration des RNR dans des scénarios industriels possibles

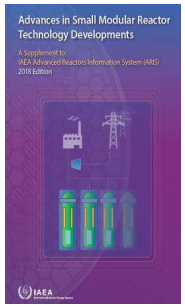
▶ Projet Européen **ESFR SMART :** Une étude prospective de réacteur sodium rapide pour le futur

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Initiative vers le secteur privé et les SMR Vendors

Conférence les 17-19 Février 2020 à l'OCDE

- **Thèmes à échanger :**
  - R&D challenges, participation dans les activités de R&D du GIF
  - Accès aux infrastructures
  - Economies
  - Safety Design Criteria / Guidelines – licensing (PR&PP)
  - Conditions de Déploiement
  - Formation



+ ASTRID pour la France mais développement arrêté en 2019

***Framatome Inc**. s'associe à **General Atomic - EMS** pour développer un réacteur modulaire rapide refroidi à l'Hélium (**FMR**), à cycle de 9 ans, à sécurité passive de 50 MWe.*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Accord de développement avec la Chine au travers d'une JV avec la CNNC. ***Gelé depuis par la partie américaine***

Principal investisseur : ***Bill Gates***

TERRAPOWER (Réacteur TWR)

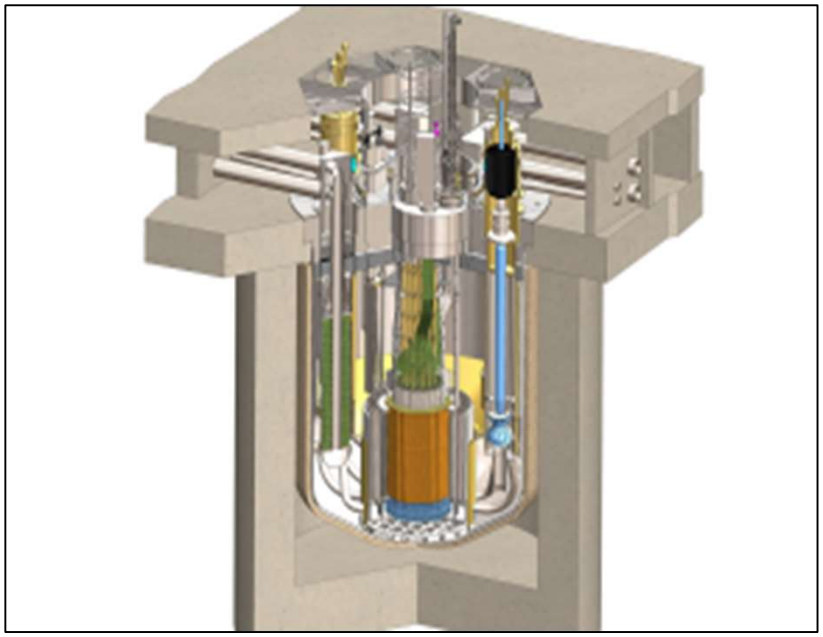
Un réacteur de Génération IV de la famille des surgénérateurs **600 MW mais limité à 345 MWe (Projet NATRIUM).**
En ce qui concerne le cœur c'est de type « réacteur cigare » (qui se consume comme un cigare) dans lequel la réaction nucléaire au sein de la masse fissile (U235 enrichi) crée de la matière fissile au niveau du fertile (uranium 238 appauvri ou du thorium) qui l'entoure. Le combustible est de type métallique (meilleur taux de surgénération)

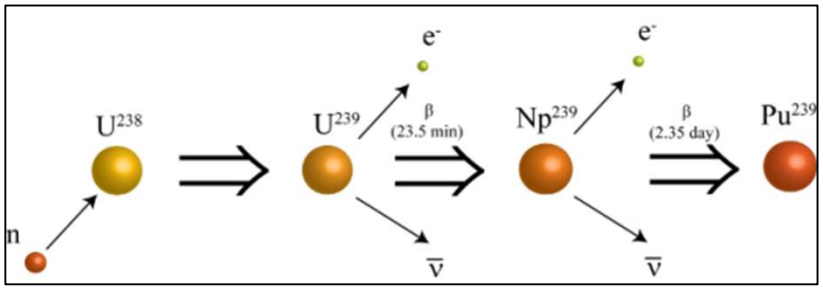
Architecture comparable à celle d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR Na). Proche d'ASTRID. Deux boucles sodium : Primaire er secondaire.

Machine de chargement et de permutation. Manipulation du cœur tous les 18 mois pour une durée de combustion du cœur de 10 ans. Voir ci-après

Gain de 30 pour l'utilisation de l'Uranium et ce par rapport au REP.

Pas de retraitement à la fin. On part de l'Uranium appauvri et on va jusqu'à l'épuisement complet.





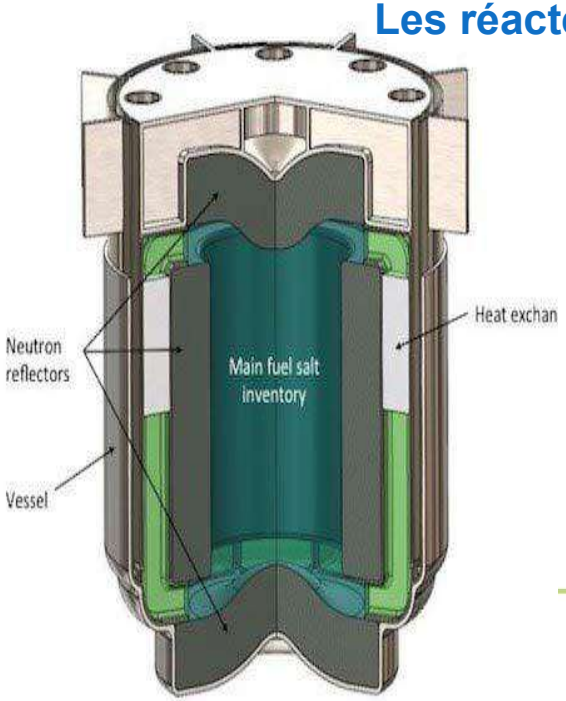
Reste à démontrer :

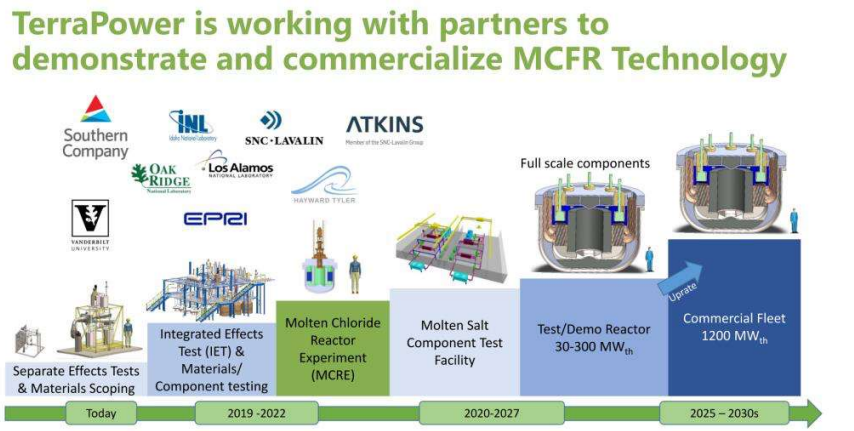
- **La faisabilité neutronique** du concept
- **La gestion du cœur** avec les manutentions et permutations
- **Le choix des matériaux** capables de supporter le flux neutronique

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les réacteurs à sel fondu (Molted Salt Reactor)- Neutron rapide

(MCFR de TerraPower : Molted Chloride Salt Fast Reactor)





Copyright© 2019 TerraPower, LLC. All Rights Reserved.

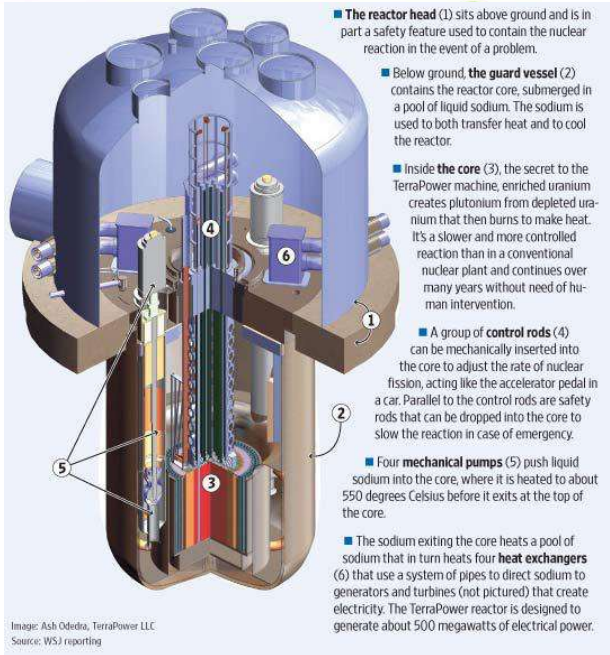
TerraPower (Bill Gates) investit de plus en plus dans son autre projet de MCFR.
Option intéressante car proche du contexte français (U/Pu, chlorures, Rapide)

Projet NATRIUM :

Partenariat TerraPower – GE Hitachi (GEH) - BECHTEL

Combinaison d'un réacteur refroidi au sodium de 345 MWe et un système de stockage thermique à sels fondus pour atteindre 500 MWe pendant plus de 5 heures

Stockage de la chaleur dans les sels fondus à base de nitrates de sodium et de potassium.



Combustible liquide

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

NATRIUM (TERRA POWER & GE-Hitachi)

La conception de la manutention du combustible est confiée à L'Alliance **FRAMATOME US** et **AMERICAN CRANE.**

Un équipement spécifique sur mesure composé de deux modules séparés et montés sur rail afin de recharger le combustible et transférer des composants connexes.
La finalisation de l'équipement est prévue pour Juillet 2025.

Teledyne Brown Engineering devrait concevoir et fournir la machine de transfert dans la cuve (IVTM) qui est un système de pantographe multi axe pour manutentionner les composants du cœur dans le réacteur durant les opérations de rechargement. Un tel système était vu dans des réacteurs de type SPRIM voire Super Phénix.

Autres fournisseurs :

- GERB Vibration Control Systems Inc. Pour les dispositifs antisismiques des fondations.
- Thermal Engineering International Inc. Pour l'échangeur Sodium – Sel Fondu
- Hayward Tyler Inc. Pour la fourniture des pompes Sodium

Une VIDEO est disponible pour comprendre la manutention du combustible.

Le site prévu : une ancienne mine de charbon à **Kemmener** dans le **Wyoming**. Prévu pour remplacer une centrale au charbon de PacifiCorp.

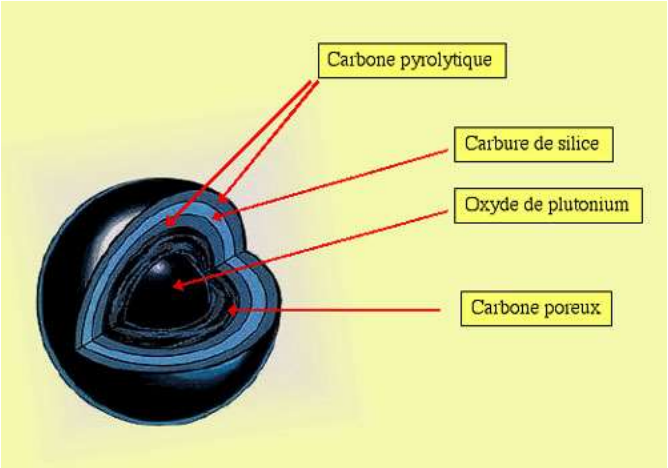
Demande du Permis de Construction auprès de la NRC en Mars 2024. L'instruction du dossier va durer 3 ans. Les travaux de la partie non-nucléaire doivent démarrer à l'été 2024. Mise en service en 2030. Projet soutenu par le DOE à hauteur de 2 Milliards USD.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Les **HTR** du futur, ceux de la **Génération IV**, seraient refroidis par de l'hélium sous haute pression (70 bars). Contrairement aux réacteurs classiques comme les REP, on ne passerait donc pas par un cycle vapeur. Cela éliminerait le besoin de circuit secondaire. Enfin, le rendement thermodynamique avoisinerait les **50%**, en raison de la haute température de l'hélium, vers 850°C (*ce rendement est d'environ 33% dans un REP et plafonne un peu au dessous de 40% dans les premiers HTR à cycle secondaire vapeur)*.

Les HTR sont des réacteur à **neutrons thermiques** et non à neutrons rapides. Un modérateur au graphite ralentit les neutrons et garantit un grande inertie thermique par son volume. Une fusion du cœur est impossible.

Une des originalités des **HTR** est que le combustible est conditionné dans des billes de carbone très étanches de 1 millimètre de diamètre, capables de retenir les matières radioactives jusqu'à des températures dépassant **1600°C.** Le **TRISO.** La chaleur dégagée par les fissions à l'intérieur des billes est extraite par de l'hélium gazeux. **Ce dernier actionne directement une turbine à gaz (on dit que le cycle est direct).**



Le corps du réacteur est un massif de graphite (modérateur) enfermé dans une enceinte résistant à la pression. Ce massif reçoit le combustible, dispersé lui-même dans des blocs graphitiques. La forme des éléments combustibles varie suivant divers concepts liés à la manutention.

Le gaz caloporteur est de l'hélium. Il traverse l'empilement généralement de bas en haut.

Le gaz chaud est envoyé vers la récupération d'énergie, soit pour produire de l'électricité, soit pour alimenter un procédé thermochimique. Le gaz refroidi est repris par des compresseurs qui le renvoient vers le réacteur .

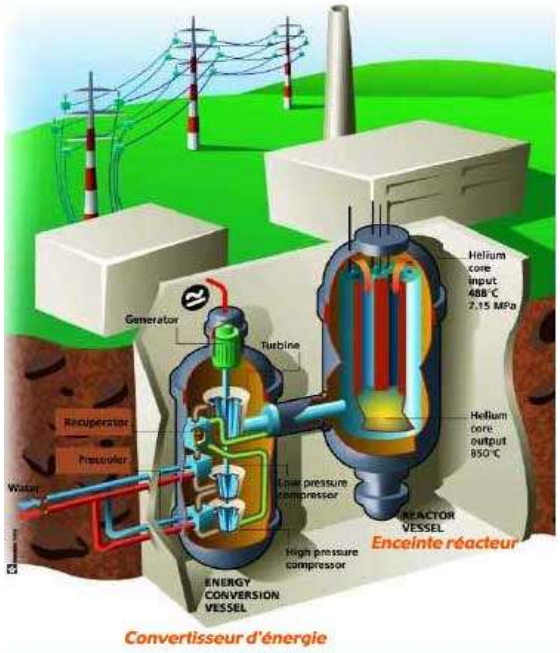


Schéma d'un réacteur HTR

Vue générale en coupe d'un réacteur à Haute Température. L'hélium gazeux sous pression joue le rôle de fluide caloporteur dans l'enceinte de droite, où se trouve le cœur du réacteur (en rouge) avec le combustible et le modérateur en graphite. Il actionne directement une turbine à gaz (partie de gauche) qui convertit la chaleur en électricité. À la sortie de la turbine, l'hélium est re-comprimé avant d'être renvoyé dans l'enceinte du réacteur. L'ensemble est enterré.

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

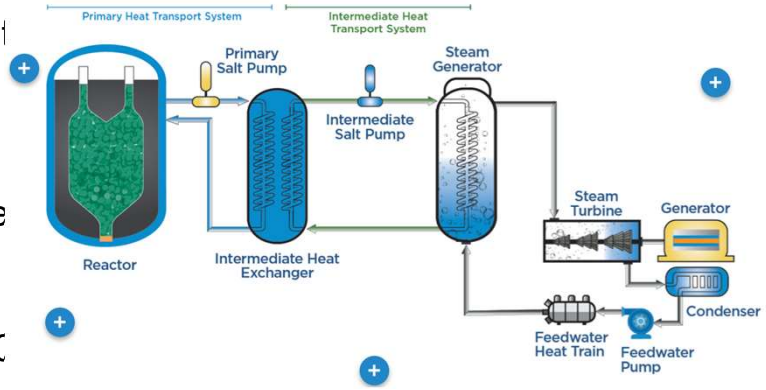
REACTEUR HTR

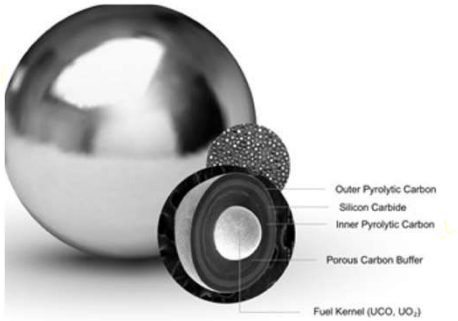
Kairos Power

GEN IV International Forum

Réacteur **FHR** de GEN IV (SMR multi-module)
C'est un réacteur Haute Température hybride reprenant les atouts de 3 concepts de réacteurs GEN IV :

1. Le caloporteur des réacteurs à sels fondus, stable chimiquement et fonctionnant à une pression proche de la pression atm. : Sel fluoridrique de type FLIBE (2LiF-BeF2)
2. Le combustible des réacteurs refroidis au gaz : des boulets de combustibles pouvant être portés à 1600 °C sans dégradation. Combustible céramique **TRISO** (***TRI**structural-**ISO**tropic*) avec de l'Uranium enrichi à près de **20 %.** Le graphite est le modérateur. Fission par neutron thermique. Pas de fusion du cœur possible.
3. Les concepts de sûreté passive des réacteurs au sodium.

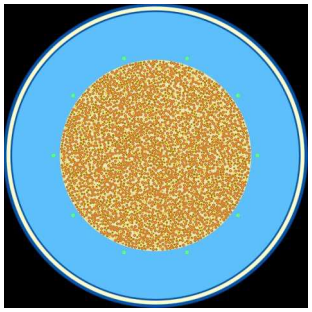


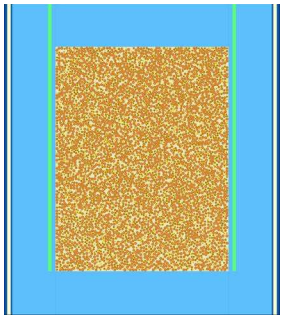


Principales caractéristiques du réacteur :

- Puissance : 140 MWe (Un module)
- Efficacité : 45 %
- Température de sortie : 650 °C
- Pression de fonctionnement : Pression atm.
- Chargement combustible en continue

Se déployer dans les années 2035 - 2040 pour remplacer les centrales au gaz dont 60 % seront déclassées dans la période.
Démonstrateur commercial en 2030 sur le site **d'Oak Ridge.** Démarrage de la construction en 07/2024.


Horizontal Cross Section


Vertical Cross Section

10 barres de contrôle en B4C (100%B10)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

La chine (CNNC) construit 2 x **HTR-PM** à Shidaowan dans la province du Shandong.
18 autres réacteurs sont prévus sur le même site.

La construction des 2 premiers démonstrateurs a commencé en 12/2012.

Installation de la cuve en 03/2016 (Tranche1) et 12/2016 (Tranche 2)
Début des essais sur la Tranche 1 : 07/2020
Fin des essais à froid sur la Tranche 1 : 19/10/2020
Divergence de la tranche 1 : 12/09/2021 (23 jours après le chargement en combustible)
Divergence de la tranche 2 : 11/11/2021
Connection au réseau en 12/2021 - Mise en Service commercial : 6/12/2023
Ces deux réacteurs (2 x 250 MWth) alimenteront un seul groupe turbo-alternateur de 210MWe

Au-delà du HTR-PM, la Chine développe une version **HTR-PM600** qui prévoit le couplage de 6 réacteurs pour alimenter un groupe turbo-alternateur de 600 MWe. Le déploiement de ce type de centrale nucléaire dans plusieurs provinces chinoises est en cours.

Réacteur HTR-PM

Réacteur Haute Température (750°C)
modulaire à lit de galets (Pebble bed) refroidi par gaz (Hélium). Each galets de 60 mm de dia contient 7 g de combustible enrichi à 8,5 %
Il est dérivé du réacteur HTR-10 en exploitation depuis 12/2000
Puissance : 250 MWth
Cuve de 700t et 25 m de haut

*Ce type de réacteur avait été développé par Westinghouse et destiné à un projet en Afrique du Sud puis abandonné.**NKMNOELL** a travaillé sur le projet avec **BNN***

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

REACTEUR Xe-100 au Canada (par X-ENRERGY)

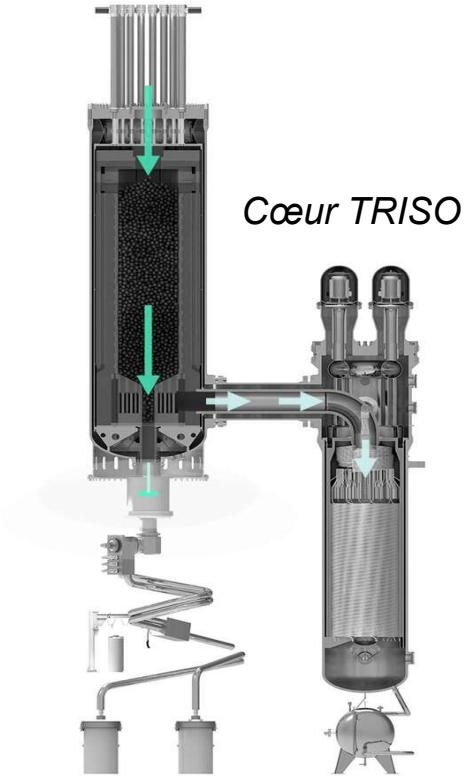
High Temperature Gaz Reactor

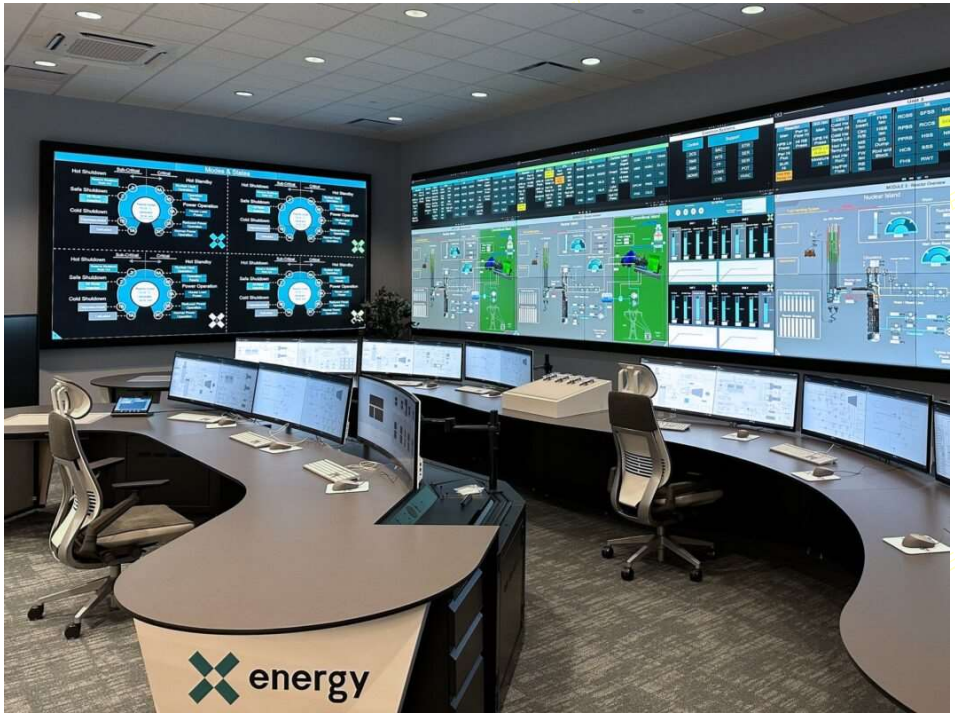
Pré-licence auprès de l'AS canadienne en 12/2023

Module de base : 80 MWe (200MWth)
Centrale : 4 module de 80 MWe = 320 Mwe.
Combustible **TRISO** enrichi à 20%

X-Energy et TransAlta Corp. (Canada) étudient la possibilité de déployer le réacteur en Alberta

Réacteur destiné à la production de chaleur. Technologie sélectionnée par Dow Chemical pour son usine de Seadrift au Texas. Début de construction de 4 unités prévu dès 2026 ?





Simulateur de formation à la conduite

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Réacteur à neutron rapide et coloporteur plomb liquide

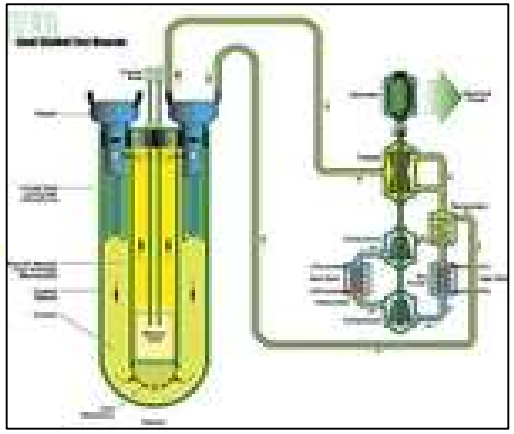
Licence accordée à « *Siberian Chemical Combine* » (filiale de TVEL, le constructeur de combustible de Rosatom) début Février 2021 pour la construction du nouveau réacteur et prototype de Génération IV BREST-OD-300 sur le site de **Seversk** (Sibérie Orientale) .

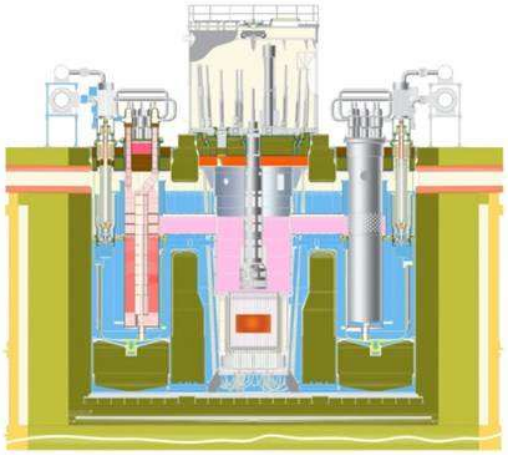
Un 300 MWe (700 MWth) réacteur.

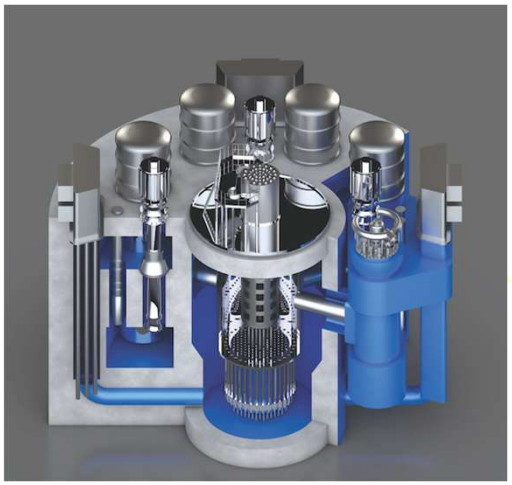
Combustible : Uranium et Plutonium. Enrichissement : 13,5 %

Le plomb remplace le sodium et réduit les risques potentiels de réaction de ce dernier avec l'eau et l'air. Le plomb a aussi un température de fusion élevée. Par contre le plomb liquide corrode les métaux classiques. Une solution pour protéger ces métaux classiques en contact : dépôt d'aluminium. Il devient aussi fortement radioactif du fait des rayonnements et des neutrons émis par le cœur avec la création de polonium.

Le constructeur est TITAN - 2 déjà impliqué dans la construction d'Akkuyu en Turquie et de Hanhikivi en Finlande. Fin de construction prévue en **2026**.





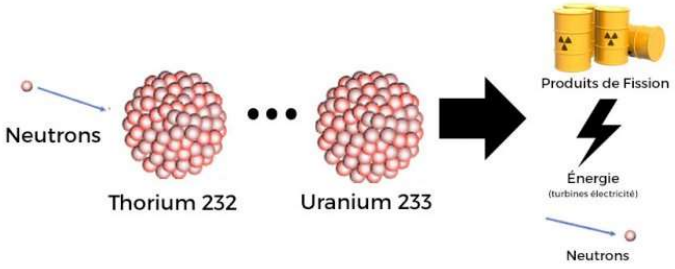


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le Thorium et les Réacteurs à Sels Fondus. Le futur ?

Le thorium

4 fois plus abondant sur terre que l'Uranium
En France, près de 9 000t de thorium sur étagère.
Les pays grands producteurs de thorium :
Inde, Chine, Norvège, Australie, Afrique du Sud

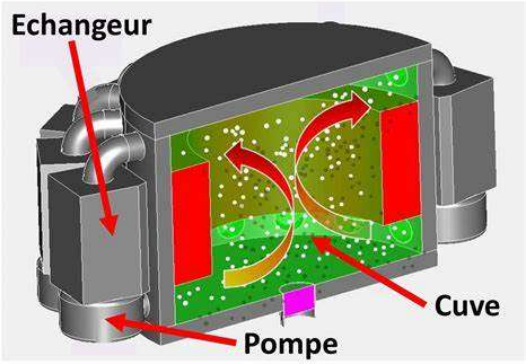


Le Réacteur à Sels fondus (RSF)

Développé aux USA dans les années 50s puis 70s (Au départ pour un avion à propulsion nucléaire).
Développé en Chine dans les années 60s. Thorium disponible en abondance en chine. Aujourd'hui un proto dans le désert de Gobi.

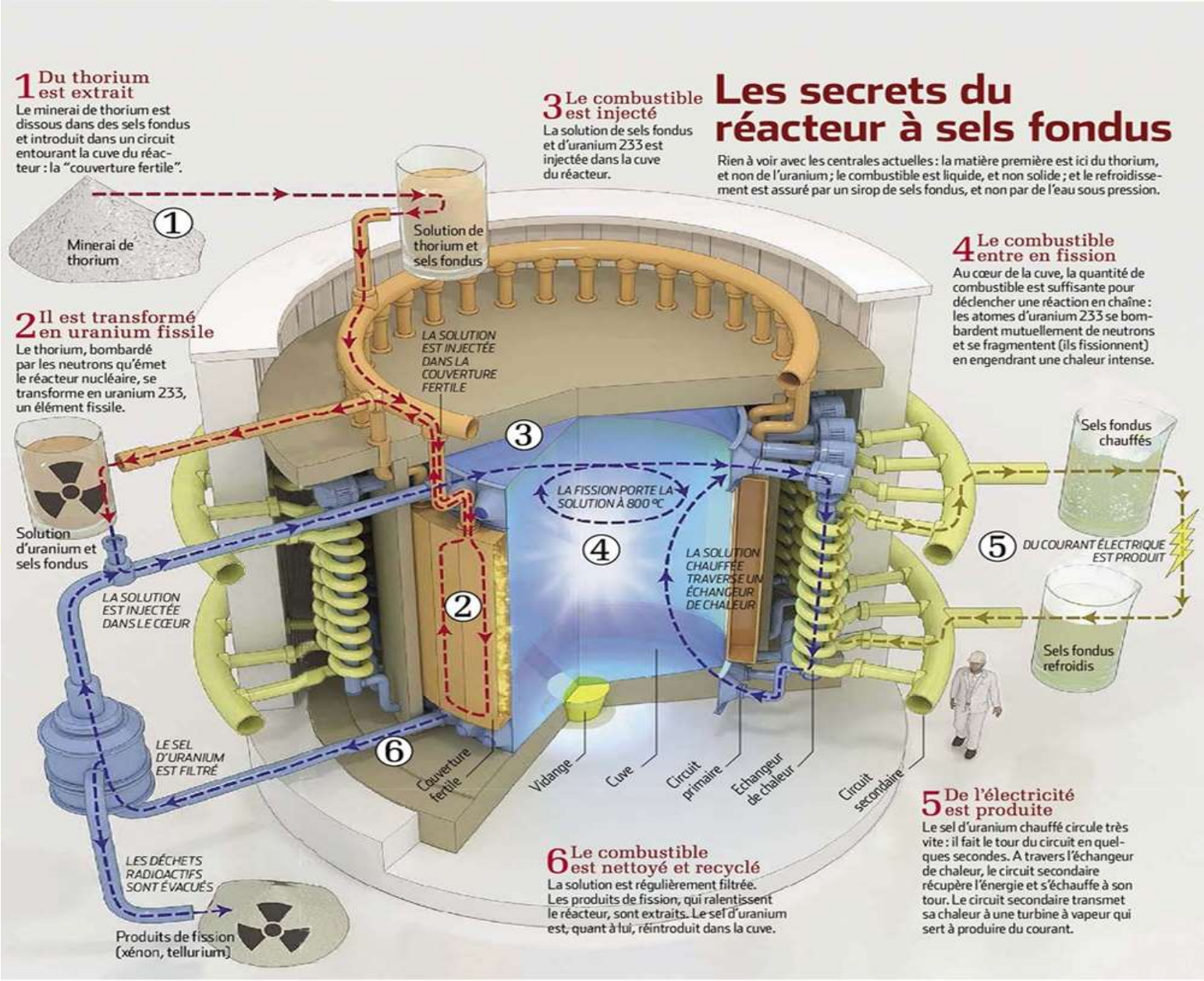
Avantage d'un combustible liquide. Sels fondus de fluorures, de thorium 232 et d'uranium 233 (voire du plutonium 239).
Sûreté facilitées par l'état liquide du combustible. Pas de risque de fusion
Fonctionne à la pression atmosphérique mais à haute température (800 °C)
Surgénérateur (MRSF). Matière fissiles générées sur place (recyclage)
Pas de risque de fusion et donc d'explosion et de dispersion de radioactivité.
Un convertisseur d'actinides : enjeu de la transmutation

Problème de démarrage qui requière de l'Uranium 235 ou 233 ou du Plutonium.
Pas encore testé à l'échelle d'un réacteur de puissance de production d'électricité tel que le REP à Uranium. Cela reste à démontrer. Un problème d'investissement initial et une remise en cause des filières REP et Surgénérateur basées sur l'Uranium.
Il faut aussi trouvé des matériaux résistants (corrosion et irradiation)



CEA, Orano, EDF, Framatone et CNRS travaillent sur le sujet.

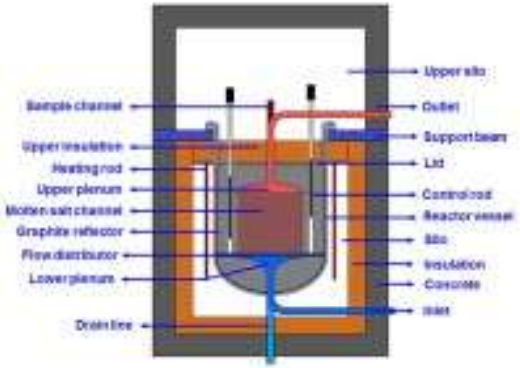
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

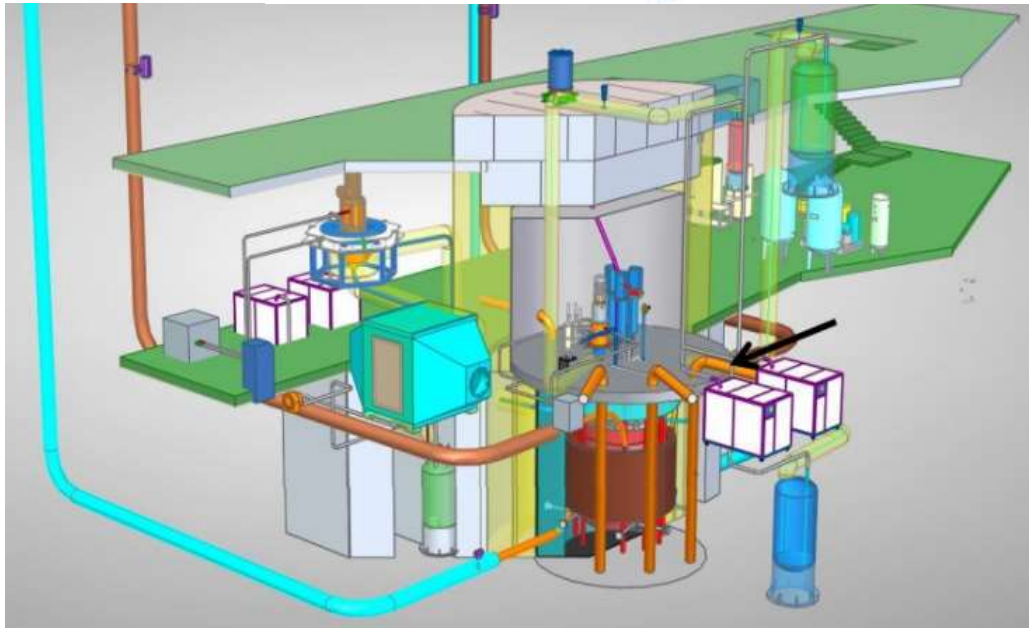
La Chine est très avancé dans le domaine.
Le Projet Chinois TMSR-LF1 a été lancé en 2018.
Autorisation de sa mise en service en 06/2023.

Le projet TMSR – LF1
(*Thorium Molted Salt Reactor*)
2 MWth sur le campus de l'Université de Wewei dans la province de Gansu



C'est la première mise service d'un réacteur à sels fondus depuis le réacteur expérimental MSRE à Oak Ridge aux USA qui a fonctionné avec succès entre 1965 et 1969

Le **LF1** utilise un combustible liquide enrichi à 20 % U235, 50 kg de thorium avec une couche fertile de Lithium- Beryllium fluoride (FLiBe) avec 99,95 % Li-7.



Le fonctionnement ne nécessite pas d'eau de refroidissement d'où son application potentielles dans les régions désertiques.

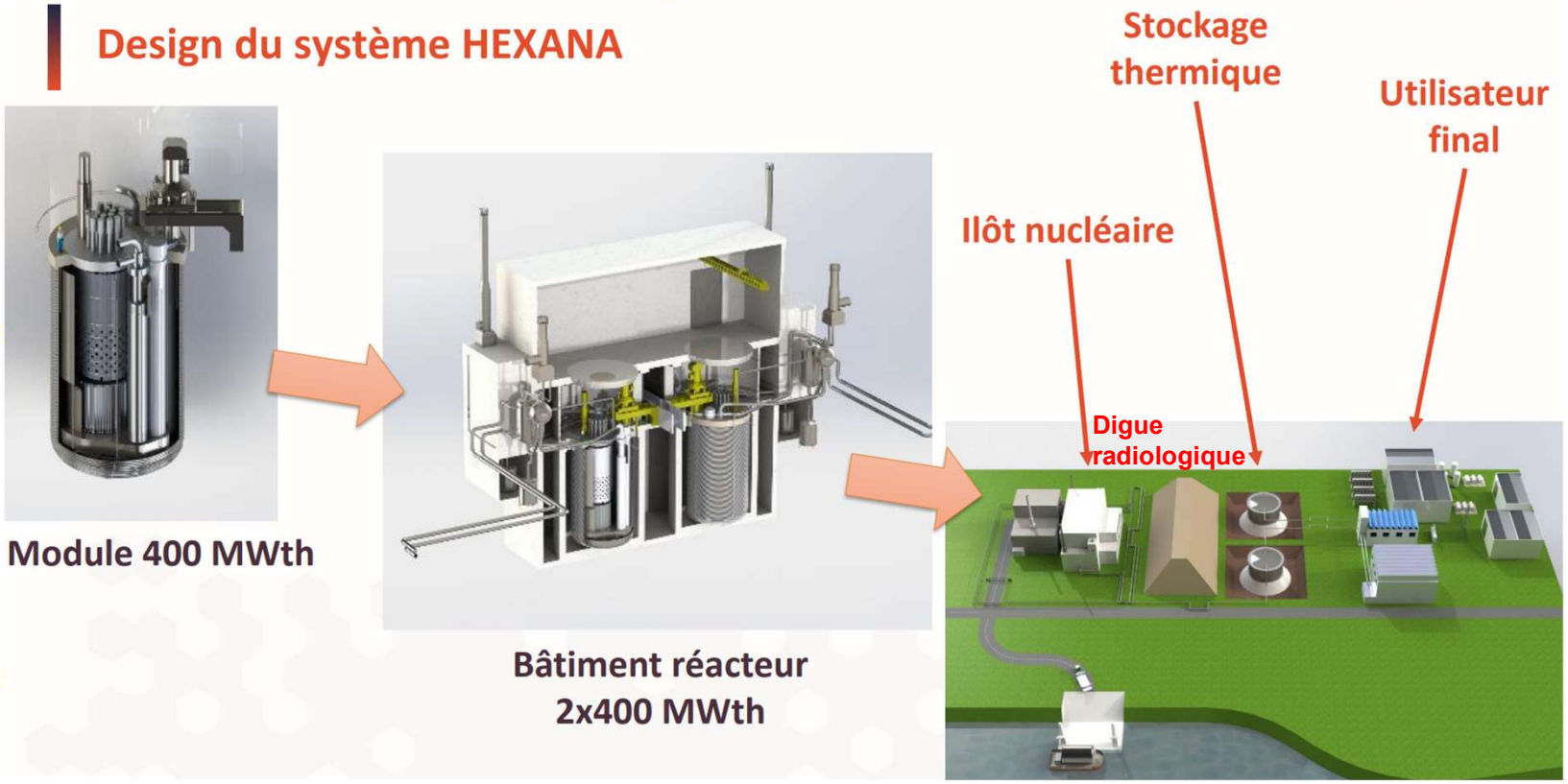
La Chine prévoit de construire un autre réacteur d'une capacité de 373 MWth d'ici 2030

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

HEXANA (France)

Un surgénérateur Sodium qui s'appuie sur le retour d'expérience de nombreux projets dans le monde avec en France, Phénix et Superphénix et le projet ASTRID.
Technologies maitrisées : Matériaux, combustibles, connues des AS

Les atouts : Haute température (500°c), fort rendement (42 %), Sureté passive, optimisation des déchets (utilisation des combustibles usés)



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

NAAREA (France)

Société créée en 2020 : une jeune pousse à la française.

Développement d'un Micro Réacteur ultra compacte (XSMR) de 4ième génération
Envisagé pour être produit à partir de 2030 !!

Participation d'ASSYSTEM et de Dassault system.

Développement d'un jumeau numérique pour simuler le fonctionnement et optimiser la conception du réacteur (plateforme 3DEXPERIENCE de Dassault System)

Basé sur le principe des Réacteurs à Sel Fondu (**RSF**) à partir de matières nucléaires usagées et de Thorium. Puissance pouvant varier de 1 à 40 MWe.

S'inspire du phénomène OKLO (mine d'uranium au Congo), un réacteur naturel spontané découvert par le laboratoire d'enrichissement d'uranium de Pierrelatte (Voir l'histoire sur Wikipedia).

NUCLEO (Italie)

Un projet de réacteur SMR à plomb liquide (similaire à celui du **BREST** Russe.
Jeune Start Up avec déjà une levée de fonds à plus de 100 M€ en 2022.
Prototype devant être construit en Italie (ou France ou Royaume Uni) sachant que l'Italie a interdit la construction de réacteurs nucléaires. Changement à venir, on en parle ?
Utilise le MOX comme combustible. Prévu pour du combustible usagé.
Un projet de 30 MWe (prototype) puis un réacteur industriel de 200 MWe (ou 2 x 200 MWe)
Principaux véroux :le financement, trouver un site, la corrosion du plomb.

Partenariat avec ENEL en Italie.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

- **JIMMY ENERGY (France)**
  - Société créée en 2021 : une jeune pousse à la française.
  - Développement d'un petit Réacteur Graphite Gaz (donc une technologie des année 50 utilisée pour le 1ier programme nucléaire français). Production de la chaleur-40 MW.
- **STELLARIA (France – Grenoble)**
  RSF Thorium
- **HEXANA (soutenu par le CEA)**
- **ARCHEOS (CEA)**
  200MW pour la production de chaleur
- **BLUE CAPSULE**
- **OTRERA Energy**
  Un système à deux réacteurs à neutrons rapides
- **RENAISSANCE FUSION**

A ne pas oublier :

- **Multiplier par plus de 3 l'estimation initiale pour connaître le juste prix d'un réacteur nucléaire**
- **Faire la distinction entre les « réacteurs sur le papier » et les « réacteurs réels »**

Les lois de l'Amiral RICKOVER, père de la Propulsion Nucléaire navale américaine dans les années 50-60.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

GLOBAL FIRST POWER (GFP)

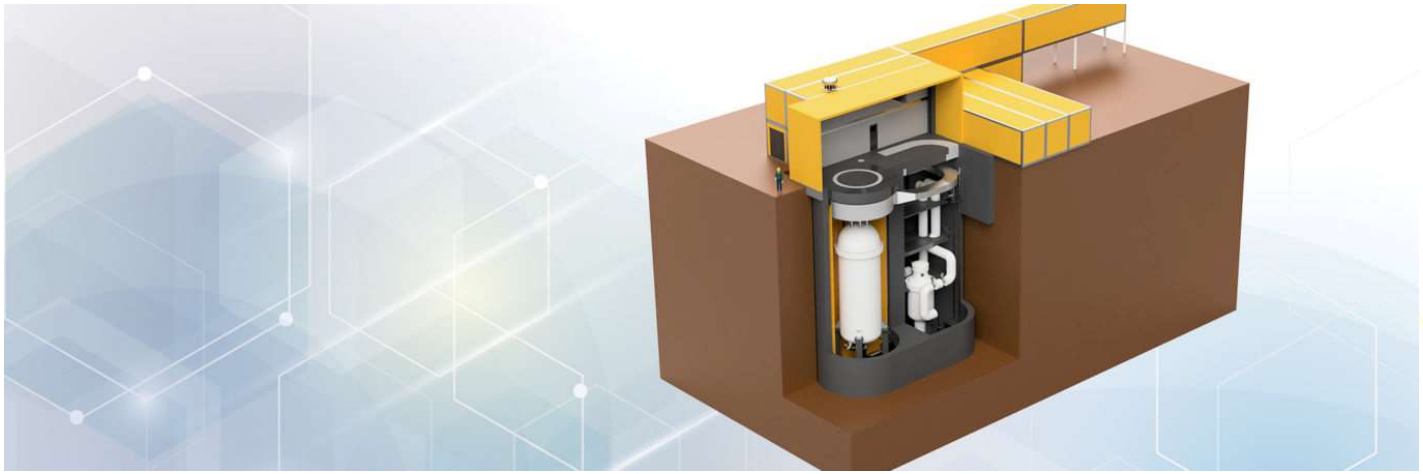
Construire un SMR (un Micro Modulaire Réacteur) sur le site de Chalk Rive.

Micro Réacteur de type haute température refroidit par gaz développé par **USNC** et basé sur des technologies utilisées depuis les années 60s (Chine, Japon, USA et Allemagne)

Puissance 45 MWth

Utilise du combustible de type TRISO.

Conception en cours de licence au Canada



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

PELE PROJECT
(Projet par BWXT et X Energy)

EXPERTNUC

Le Projet PELE : Application militaire pour la production d'électricité destinée aux forces armées US sur le champ de bataille et pour sa logistique.

L'armée consomme beaucoup d'énergie et l'approvisionnement et sa disponibilité sont essentiels dans le déploiement des forces militaires.

Historique :

Déjà prévu dans les années 1954 – 1977 avec 8 réacteurs construits dont 5 portables avec des puissances allant de 1 à 10 MWe.

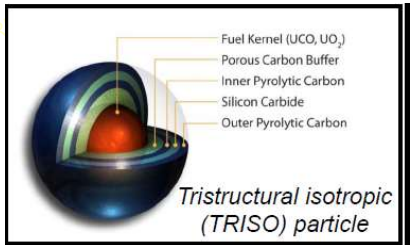
Réacteur SM-1 en 1957 et sa version mobile ML-1 en 1958

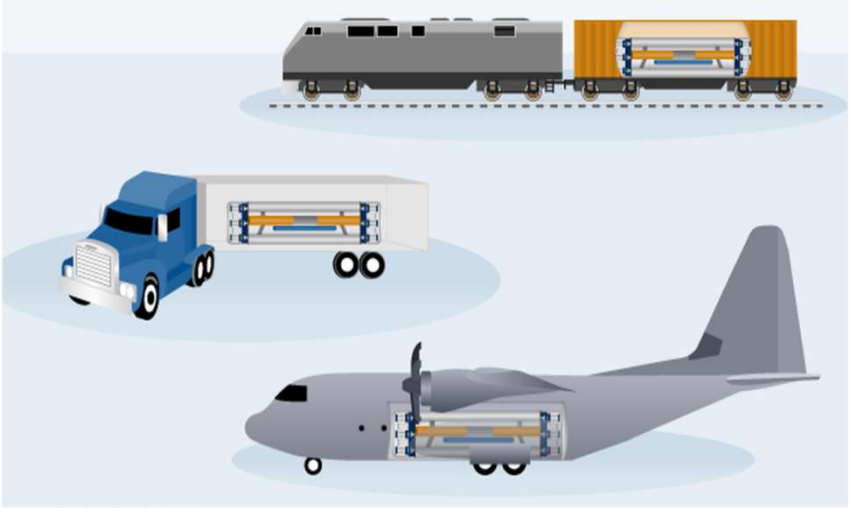
Le contrat d'APD vient d'être attribué à l'alliance BWXT (BWX Technologies, Inc.) X energy par le Département de la Défense (DoD) et le Département de l'Energie (DoE). US Army Corps of Engineers

Réacteur de type GEN IV pouvant utiliser du combustible **HALEU** (*High Assay Low Enriched Uranium* (<20%)) de type **TRISO** (*TRIstructural – ISOtropic*). Dans un réacteur **HTR** à l'Hélium.

Poids de l'ensemble : l'ordre de 40 t.
Il peut être transportable en avion cargo C17.
Assemblage en 3 jours
Démontable en 7 jours

Essais en pleine puissance prévus pour fin 2023





Source: GAO. | GAO-20-380SP

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le projet international de réacteur de recherche **Jules Horowitz (RJH)**, piloté par la Direction de l'Energie Nucléaire du CEA, répond à un défi scientifique et technologique essentiel : **Tester le comportement de matériaux et combustibles sous irradiation** (haut flux de neutrons rapides), en soutien aux réacteurs nucléaires actuels et futurs. Remplace le réacteur OSIRIS arrêté en 2015

Participants : autour du CEA – AREVA – EDF, les centres de recherche de plusieurs pays : Belgique (SCK), République Tchèque (NRI), Espagne (CIEMAT), Finlande (VTT), Inde (DAE), Israël (IAEC), Suède (Studsvik), Grande Bretagne (NNL) et Japon (JAEA). Ces centres de recherches auront un droit d'accès aux capacités expérimentales du réacteur.

Le **RJH**, actuellement en construction sur le site CEA de Cadarache, constituera un outil expérimental d'irradiation unique en Europe à la disposition de l'industrie nucléaire, des organismes de recherche, ainsi que des autorités de sûreté nucléaire et leurs appuis techniques. Il assurera également **la production de radioéléments pour la médecine nucléaire** et l'industrie non-nucléaire.

Les études sur le comportement des combustibles et matériaux de structure sous irradiation constituent un **enjeu fondamental** pour la sûreté, la compétitivité des centrales nucléaires actuelles et futures, et l'augmentation de leur durée de fonctionnement.

Puissance : **100 MWth** – Combustibles à enrichissement 20% - GC monté sur plots antisismiques
Modérateurs possibles : Eau-eau lourde – Béryllium - Graphite

Production de **radio-isotopes** pour le médical (voir plus loin)

Mise en service initialement prévue en 2015 puis 2021
(GC achevé en Q3 2017) sera effective en 2030 !!!!

Coût : plus de **1, 7 milliards €** (3 fois le budget initial)

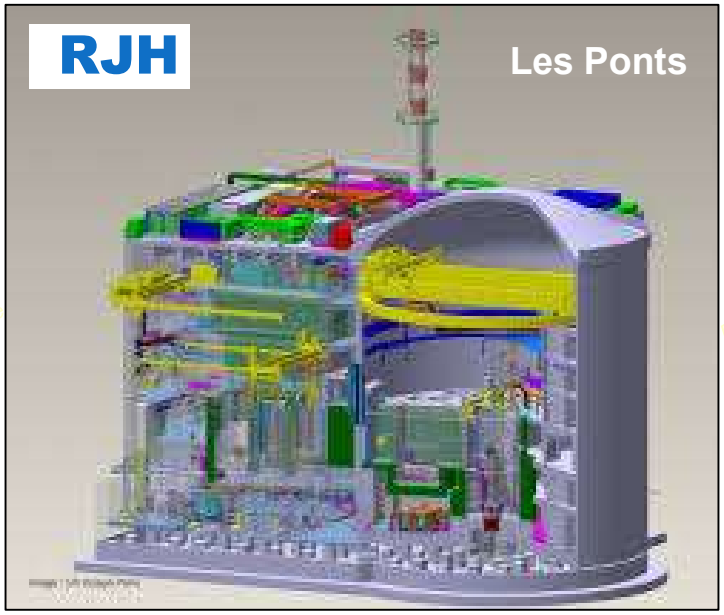
Plus de 250 réacteurs de recherche dans près de 60 pays
Moyenne d'âges >25 ans

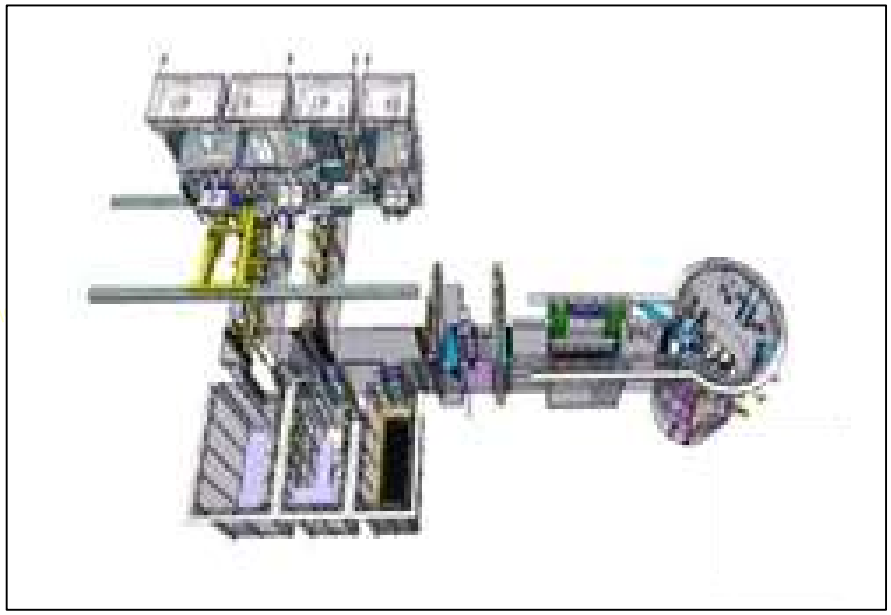
Réacteurs producteurs d'Isotopes pour le médecine nucléaire : un marché

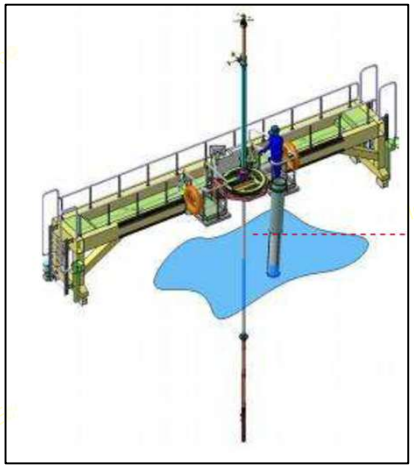
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

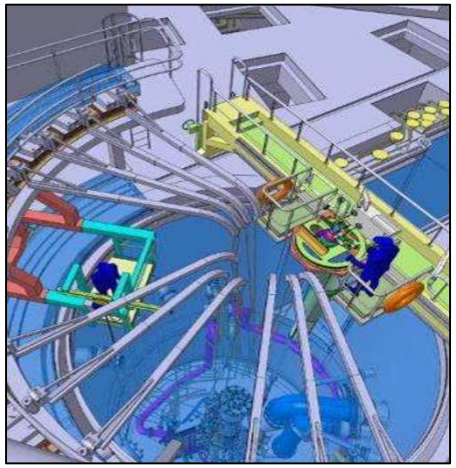
RJH - Cadarache

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC





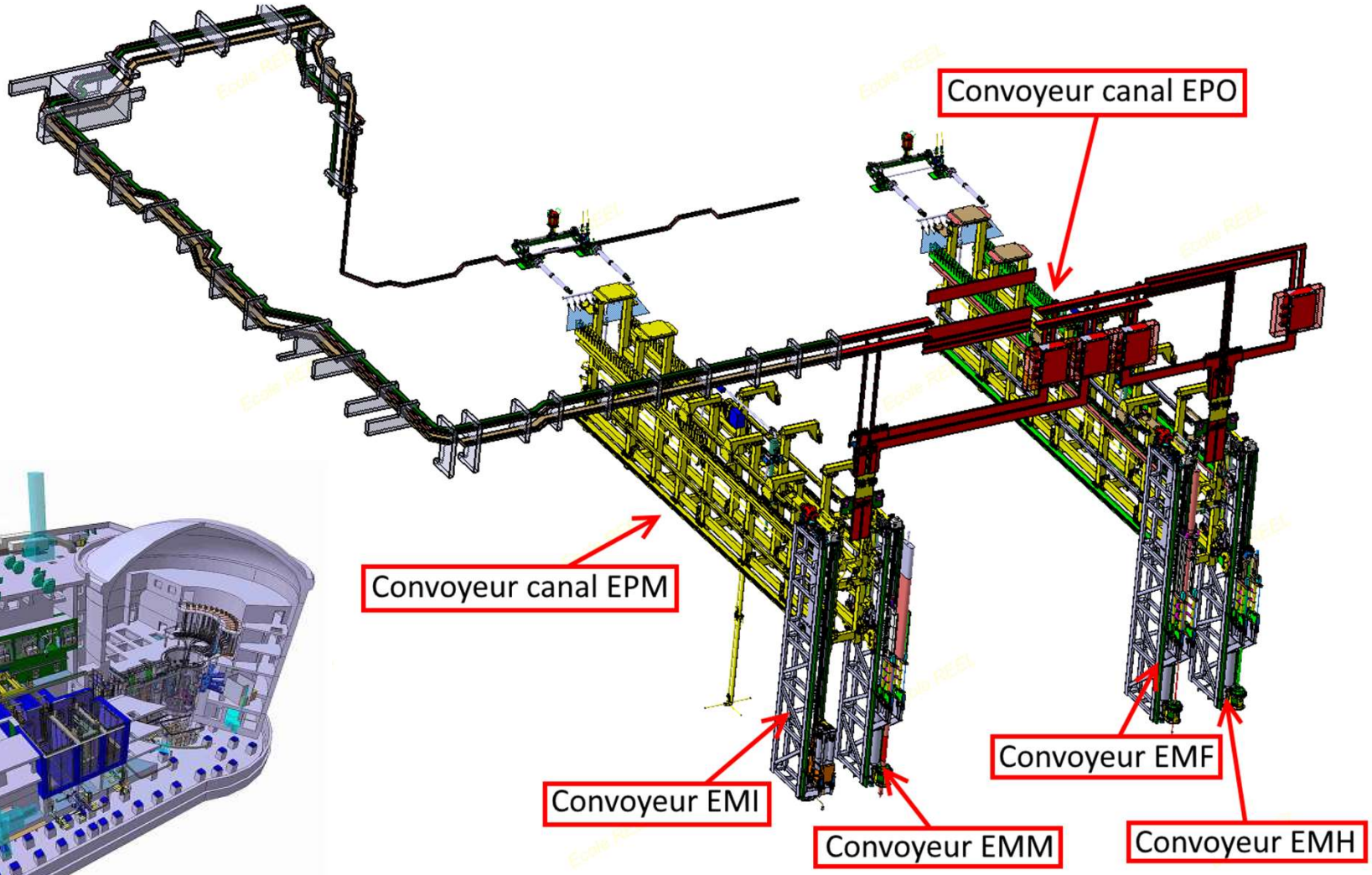


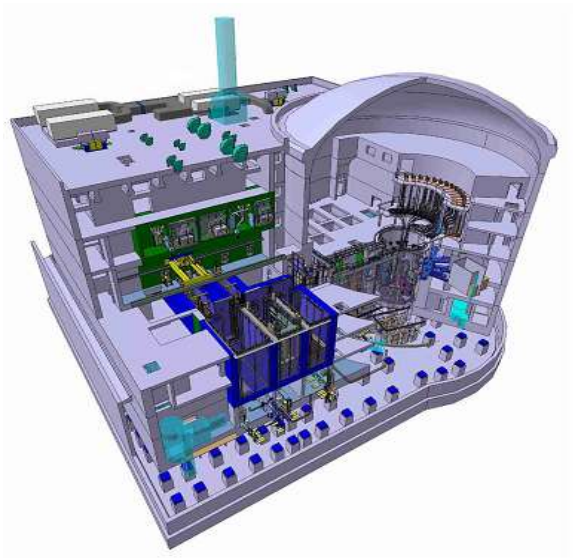


Machine de Chargement - Réalisée par COMEX

Essais Pont Polaire chez J PARIS

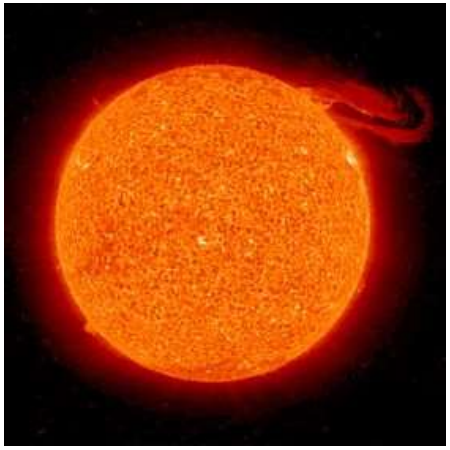
03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC





RJH : LOT C05 : Convoyeurs sous cellules Emx (Fabrication REEL- Nantes)

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

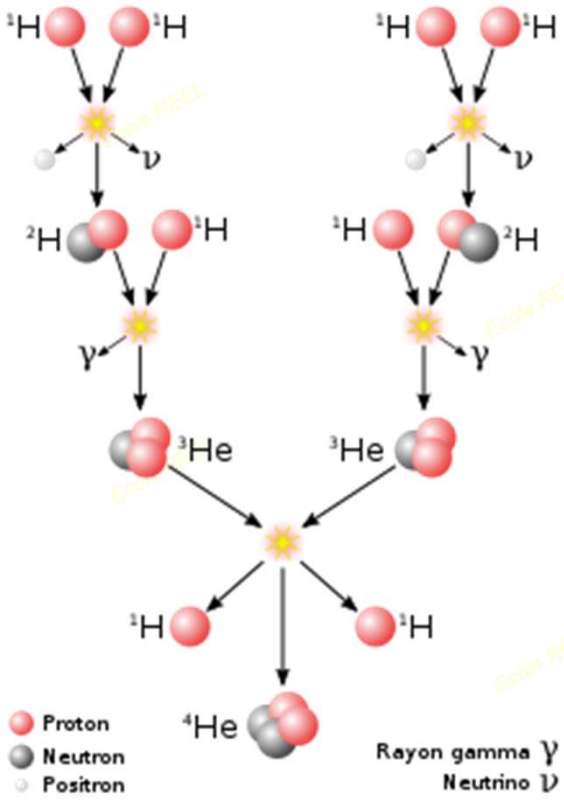


LA FUSION

Le **soleil** est composé à 74 % d'Hydrogène (92 % en volume) et de 24 % d'Hélium (8 % en volume)

Dans le cœur du soleil, chaque seconde, environ 627 millions de tonnes d'hydrogène **fusionnent** pour produire 622,7 millions de tonnes d'Hélium. La différence de masse, 4,3 millions de tonnes équivaut à l'énergie lumineuse produite. .
Cette réaction se produit à **15 millions de °C.**
Cette énergie migre vers la surface et est émise dans l'espace sous forme de rayonnement électromagnétique (lumière , rayonnement solaire) et de flux de particules (vent solaire)

Le soleil tire donc son énergie des **réactions de fusion nucléaire** qui transforment, en son noyau, l'hydrogène en hélium.

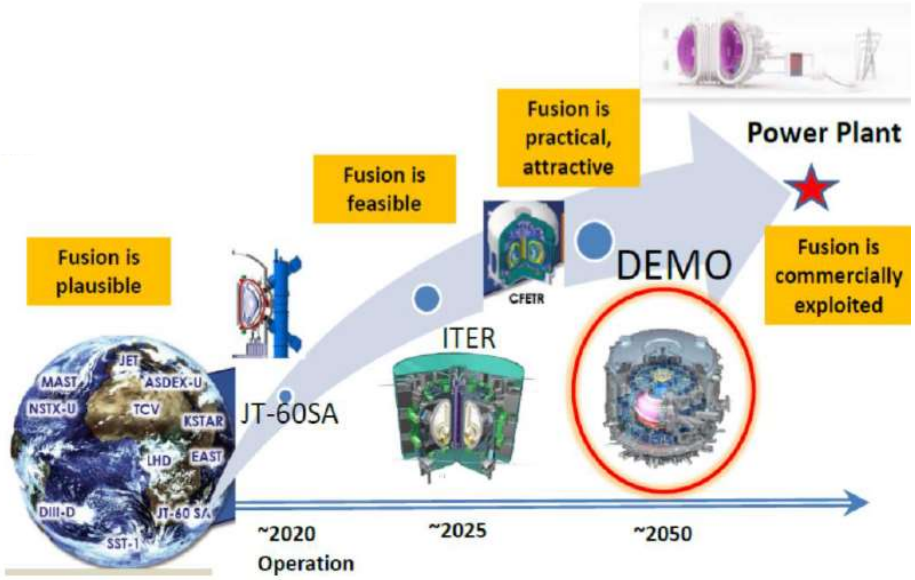


Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

ITER et la FUSION

Au-delà de la Génération IV, c'est la maîtrise de la **Fusion**

- La fusion libère une énergie 4 fois supérieurs à celle de la fission
- Pas d'émission de CO2
- Faible production de déchets
- Pas de risque de fusion du cœur



Aujourd'hui c'est **ITER (Tokamak)** en construction mais sans production d'électricité avec un premier **Plasma** prévu en **2026**.
Demain (**après 2050**), c'est **DEMO**, le premier réacteur électrogène de puissance à fusion.

TOroydal'naya **KA**mera **MA**gnitnaya **K**atushka
Chambre Toroidale avec Bobines Magnétiques

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

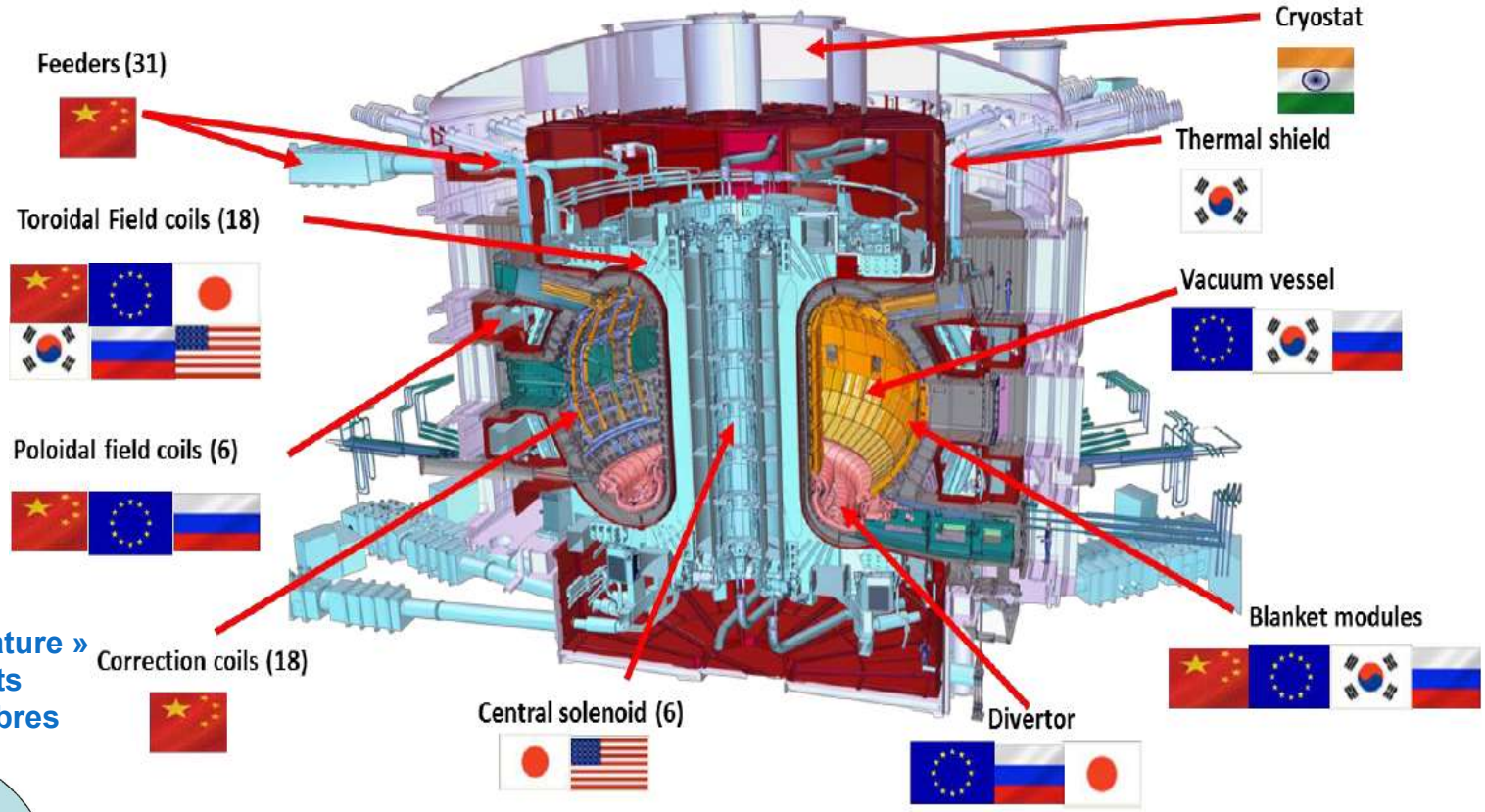
ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - ITER

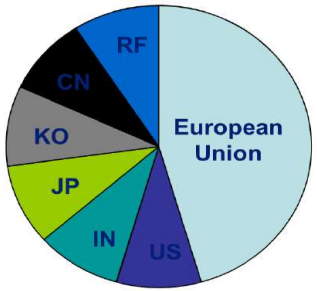
✧ Les Membres d'ITER partagent toute la propriété intellectuelle générée pendant le projet

Gestion du projet par le logiciel Oracle *Primavera P6 EPPM*

71 % des travaux pour un premier plasma réalisés



Contribution en « Nature »
90 % des composants fournis par les membres



Répartition globale: EU 5/11, 1/11 chacun pour les 6 autres membres.

15 Octobre 2020 : Le CANADA rejoint (une alliance) le projet ITER qu'il avait quitté en 2003.
Il apportera son expertise dans les technologies liées à la production et l'utilisation du Tritium.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

La quantité d'énergie de fusion qu'un tokamak peut produire dépend du nombre de réactions de fusion qui se produisent en son cœur.

Plus l'enceinte est grande (et donc également le volume de plasma) plus grand sera le potentiel de production d'énergie de fusion. *Le temps de confinement dépend fortement de la taille de la machine (Rayon du Tokamak)*

.

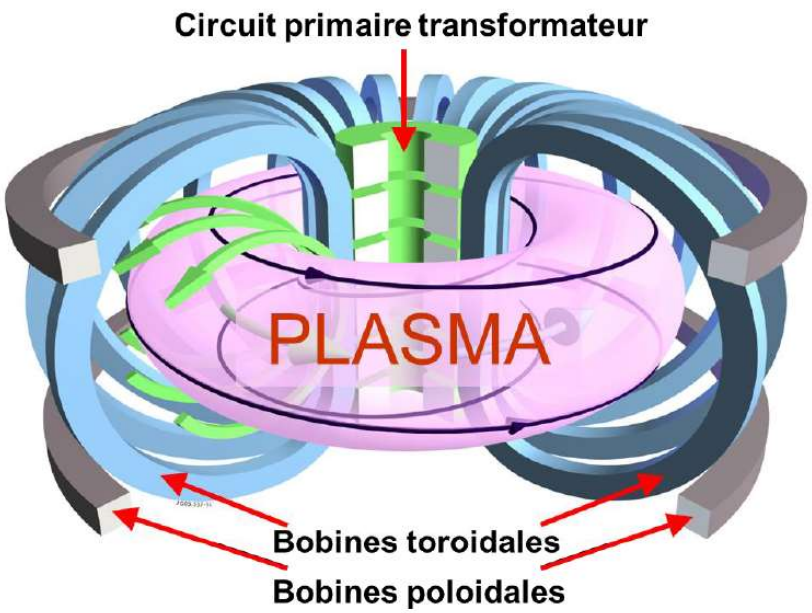
Avec un volume de plasma dix fois supérieur à celui de la plus grande machine de fusion opérationnelle aujourd'hui, le Tokamak ITER sera un outil expérimental unique, capable de générer des plasmas de longue durée.

On attend d'ITER, la démonstration physique de la fusion contrôlée et stabilisée par « Confinement Magnétique »

Premier Plasma en 2026

Les défis d'ITER (un projet complexe et titanesque) :

- **Beaucoup de composants sont des prototypes (FOAK)**
- **Composants massifs mais tolérances faibles (16 m ≅ 1 mm)**
- **Une organisation internationale complexe, appliquée à un projet hautement technologique**
  - **Installation Nucléaire de Base**
  - **Répartition des composants dans plusieurs pays**
  - **Gestion des interfaces - Echanges d'informations -Multicultures**

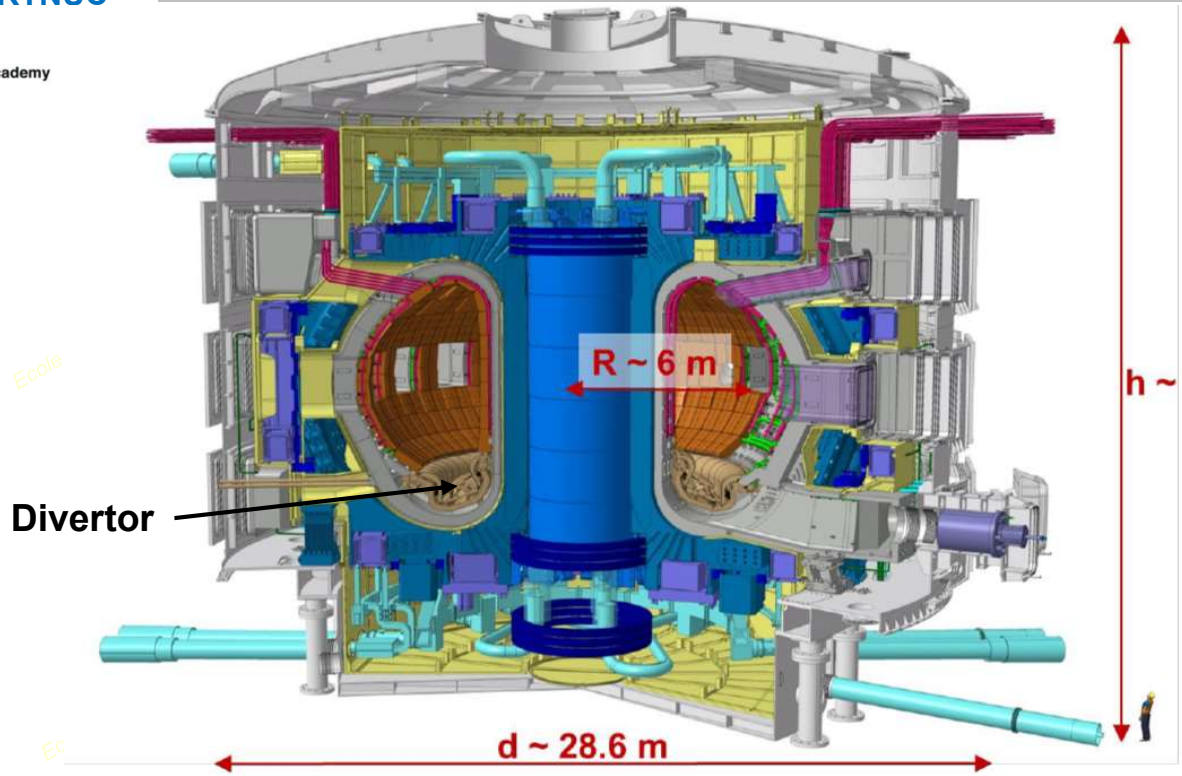


Pour créer le champ magnétique intense ITER utilise des Electro-aimants supraconducteurs à basse température (proche du zéro absolu à - 270°C).
Des travaux récents au MIT avec des électroaimants supraconducteurs à haute température (- 250°C) ont permis de démontrer la faisabilité d'un champ magnétique record de 20 Tesla (*C'est 4 fois plus que pour ITER*). Cela ouvre des perspectives sur le confinement magnétique avec des Tokamak de plus petites tailles. Voir le projet **SPARC**

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

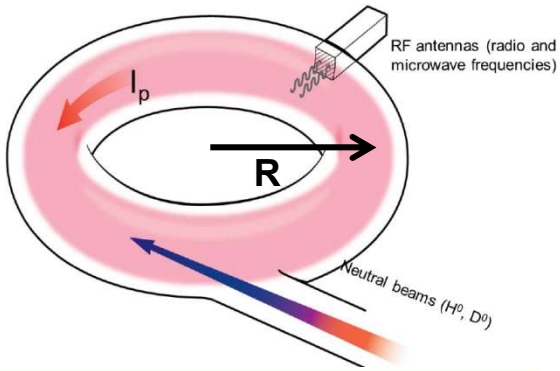
REACTEUR - ITER

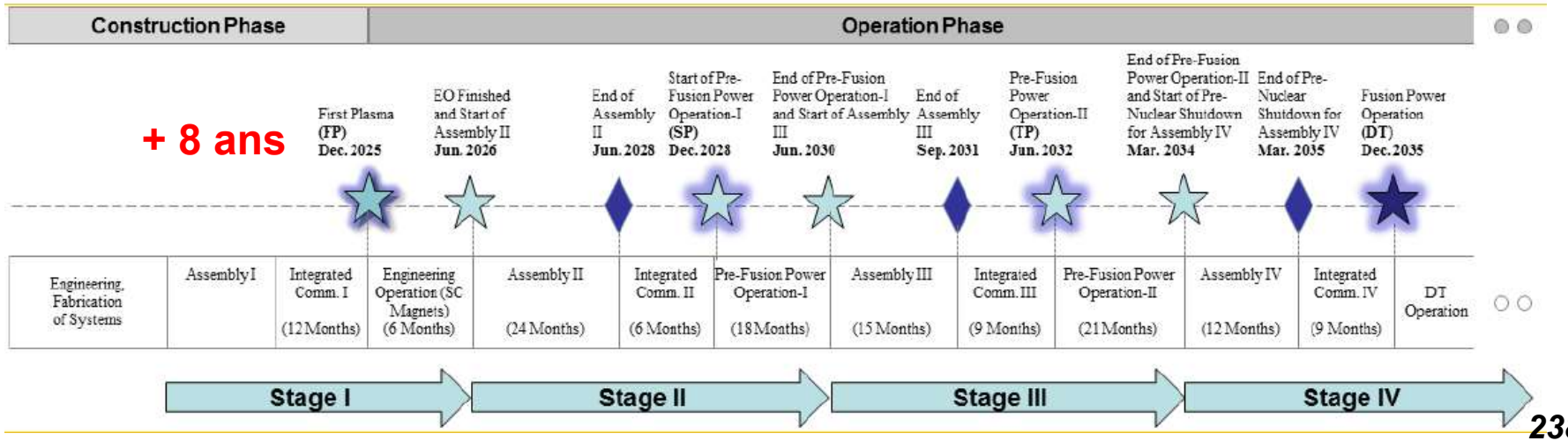


Temps de confinement (τ_E) dépend fortement de la taille de la machine et du courant plasma (I_p):

$$\tau_E \propto I_p \times R^2$$

τ_E ~ 3.5 s , I_p=15MA, R=6.3m





Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LE TOKAMAK DE FUSION NUCLÉAIRE

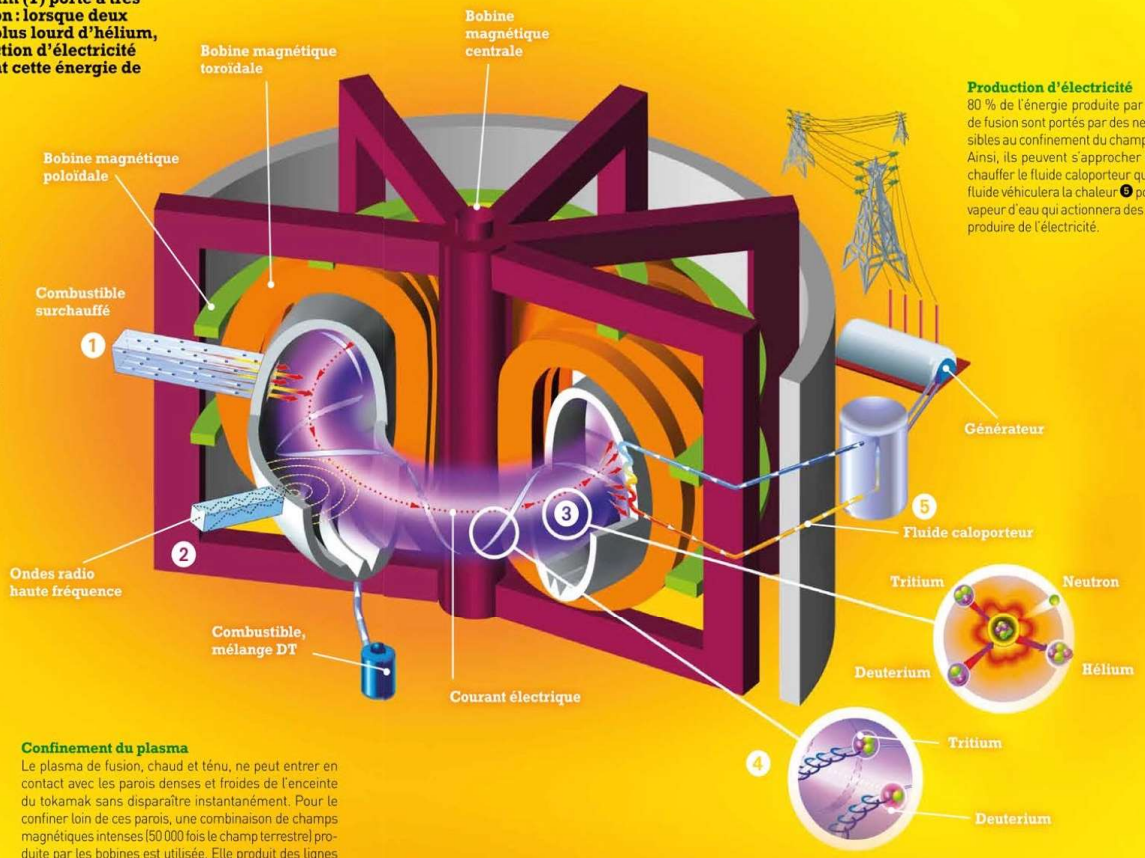
Le tokamak est un réacteur expérimental permettant de créer et de confiner un plasma de fusion grâce à des champs magnétiques intenses. Ce plasma est un mélange de deutérium (D) et de tritium (T) porté à très haute température pour favoriser les réactions de fusion : lorsque deux noyaux légers D et T fusionnent, ils forment un noyau plus lourd d'hélium, libèrent un neutron et génèrent de l'énergie. La production d'électricité pourra être envisagée dès que les tokamaks généreront cette énergie de fusion dans des puissances et durées suffisantes...

À SAVOIR

Des combustibles abondants
Le deutérium est très abondant (40 mg par litre d'eau) et peu coûteux à isoler. Le tritium, élément radioactif de courte période, n'existe pas dans la nature mais peut être fabriqué en bombardant, avec les neutrons produits par les réactions de fusion, le lithium contenu dans les couvertures tritigènes (paroi interne) du tokamak, avec les neutrons produits par les réactions de fusion.

Formation du plasma
Un mélange de quelques milligrammes de deutérium (D) et de tritium (T) est introduit dans l'enceinte à vide du tokamak. L'ionisation du mélange est obtenue grâce à la bobine magnétique centrale du tokamak. Le plasma ainsi créé est ensuite contrôlé par l'action des champs magnétiques des autres bobines, et porté dans l'état de densité (un million de fois moins que l'air ambiant) et de température (cent millions de degrés) propice à la fusion nucléaire.

Chauffage du plasma
Les dix premiers millions de degrés proviennent de l'effet joule du courant électrique très intense (plusieurs millions d'ampères) généré dans le plasma. Puis, deux méthodes sont utilisées pour atteindre cent millions de degrés. La première consiste à injecter dans le plasma, comme une goutte d'eau bouillante dans un café froid, du combustible surchauffé ❶ (entre 1 et 10 milliards de degrés) dans un accélérateur de particules. La seconde envoie, comme dans un four à micro-ondes, des ondes radio très haute fréquence ❷ aux ions et électrons du plasma. À terme, la température sera entretenue par les noyaux d'hélium produits par les réactions de fusion ❸.



Production d'électricité
80 % de l'énergie produite par les réactions de fusion sont portés par des neutrons insensibles au confinement du champ magnétique. Ainsi, ils peuvent s'approcher des parois et chauffer le fluide caloporteur qui y circule. Ce fluide véhiculera la chaleur ❺ pour générer la vapeur d'eau qui actionnera des turbines pour produire de l'électricité.

Confinement du plasma
Le plasma de fusion, chaud et ténu, ne peut entrer en contact avec les parois denses et froides de l'enceinte du tokamak sans disparaître instantanément. Pour le confiner loin de ces parois, une combinaison de champs magnétiques intenses (50 000 fois le champ terrestre) produite par les bobines est utilisée. Elle produit des lignes de champ magnétique qui emprisonnent le plasma, en le contraignant à se déplacer le long de ces lignes ❹.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

La machine ITER a été spécifiquement conçue pour :

1) Produire 500 MW de puissance de fusion

Le record de puissance de fusion produite est détenu par le tokamak européen JET (16 MW de puissance de fusion durant 0,1 sec pour une puissance de chauffage totale de 24 MW).
Ce Gain (ou « **Q** ») de 0,67 devrait être porté à **10** par ITER **- 500 MW** de puissance de fusion durant 400 sec pour une puissance en entrée de **50 MW** (70 MW injectée). L'énergie produite ne sera pas convertie en électricité. Cette étape sera réalisée par la machine qui lui succédera (DEMO – 1000 MWe) au delà de 2050.

2) Démontrer le fonctionnement intégré des technologies d'une centrale de fusion électrogène

ITER marque la transition entre les dispositifs de fusion expérimentaux actuels et les démonstrateurs industriels du futur. Avec cette machine de très grande taille, les scientifiques pourront étudier les plasmas dans les conditions qui seront celles d'une centrale de fusion électrogène et tester des technologies telles que le chauffage, le contrôle, le diagnostic, la cryogénie et la télémaintenance.

3) Réaliser un plasma Deutérium-Tritium auto-entretenu

La recherche sur la fusion se trouve aujourd'hui au seuil de l'exploration du « plasma en combustion», un plasma au sein duquel la chaleur de la réaction de fusion demeure confinée de manière suffisamment efficace pour entretenir une réaction de longue durée. Les plasmas d'ITER, plus volumineux, produiront beaucoup plus de puissance de fusion et demeureront stables pendant des durées plus longues.

4) Expérimenter la production de tritium

Dans une phase d'exploitation ultérieure, l'une des missions d'ITER consistera à démontrer la faisabilité de la production de Tritium au sein même de l'enceinte à vide. L'inventaire mondial de Tritium n'est pas suffisant pour couvrir les besoins des futures centrales de fusion électrogènes.

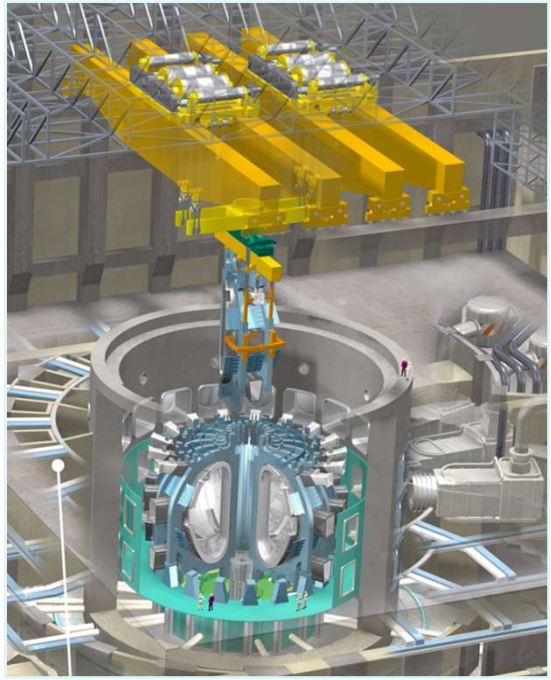
5) Démontrer la sûreté d'un dispositif de fusion

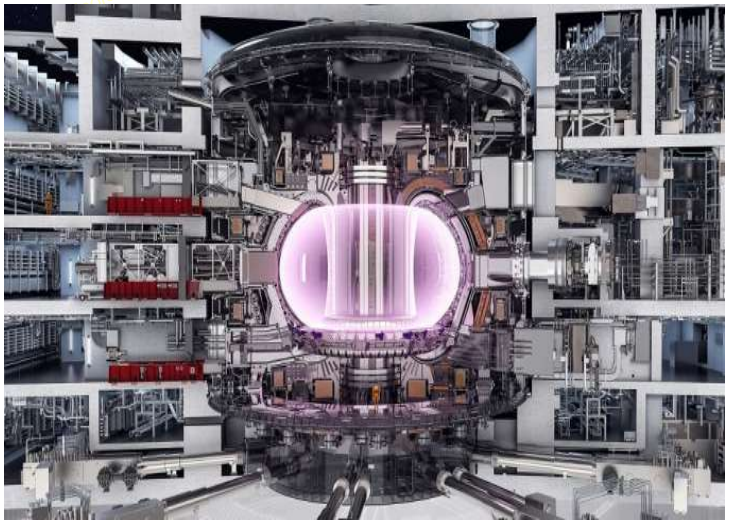
L'un des principaux objectifs d'ITER est de démontrer que les réactions de fusion qui se produisent au sein du plasma sont sans impact sur les populations et l'environnement.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - ITER





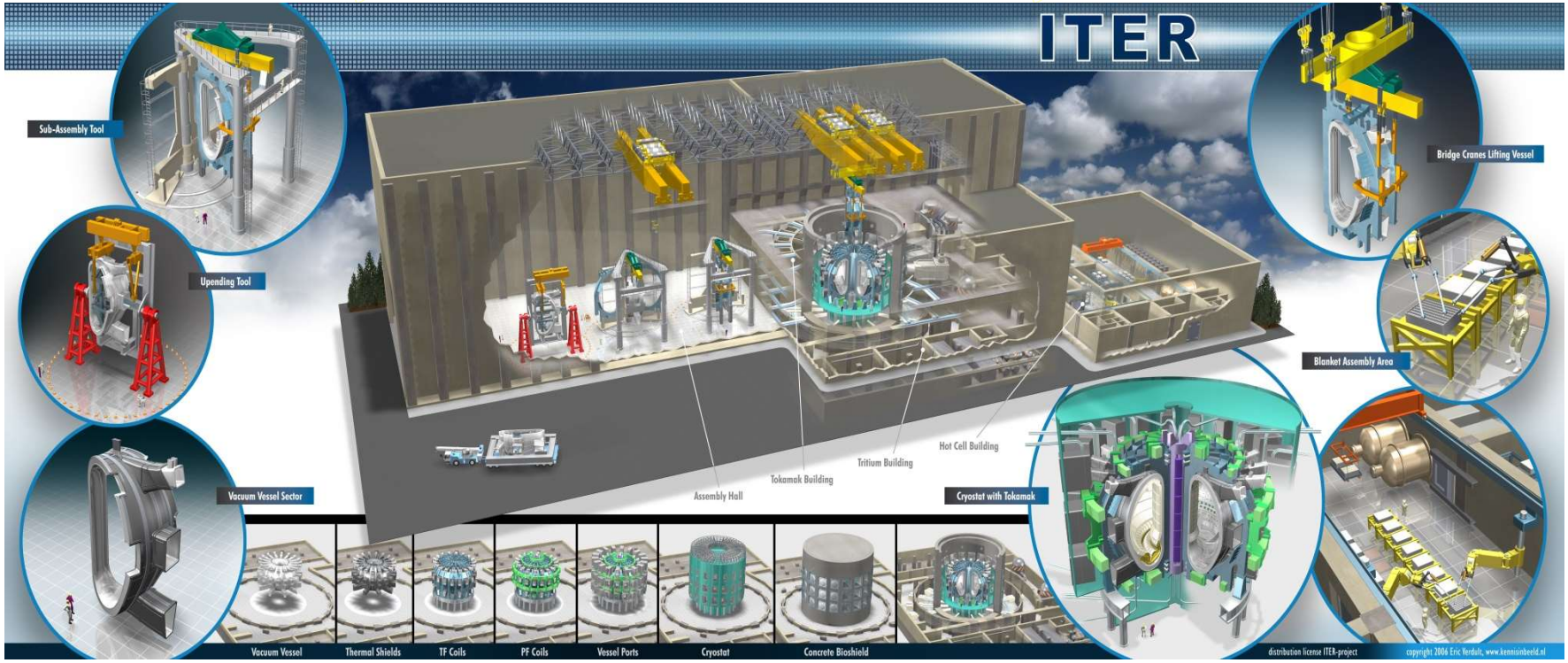
REEL fournisseur de la manutention lourde

TOKAMAK BUILDING CRANES SYSTEM

The two heavy cranes (2 x 750 t – 45 m span, each equipped with 2 trolley) are located within the Tokamak Building and the Assembly Building and will operate separately or in tandem with a specific lifting beam to move the heavy components between the two areas and position them during assembly with extreme precision. Two auxiliary cranes of 50-ton capacity will be used for other lifting activities, working independently of one another.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

L'ASSEMBLAGE



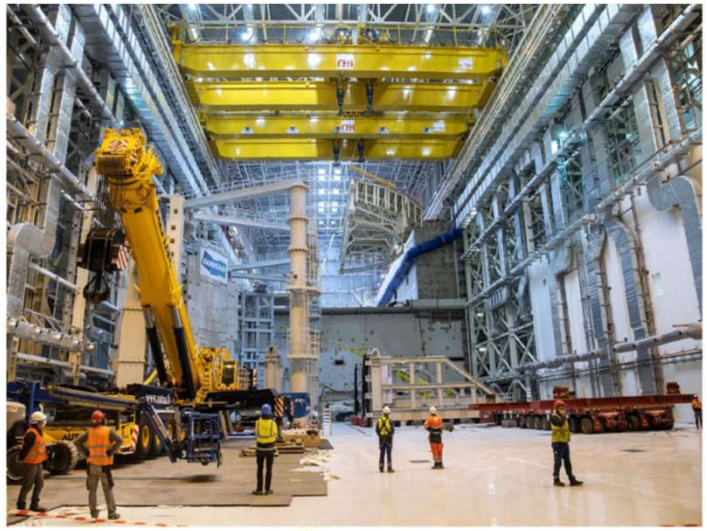
Assemblage du réacteur par un Groupement Sino-Français : Cie 23 (Chine) et Framatome (France)

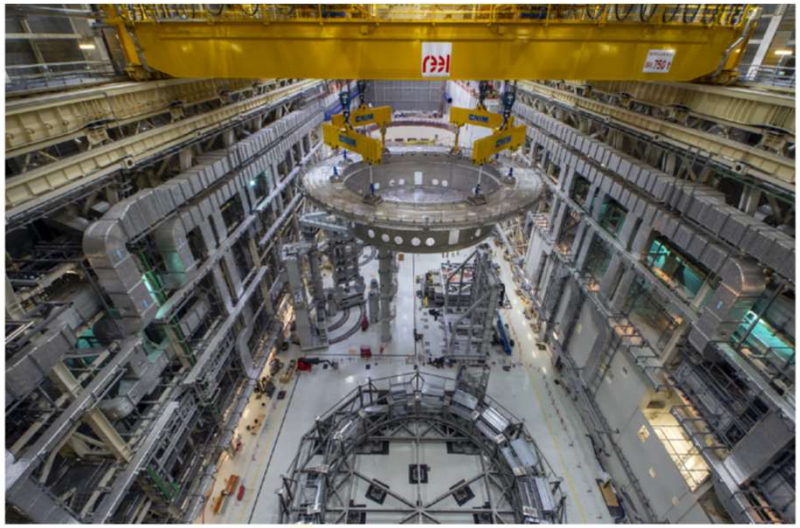
Assemblage du la chambre à vide par un Groupement Sino-Français : CNNC (CNPE) et Framatome

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - ITER





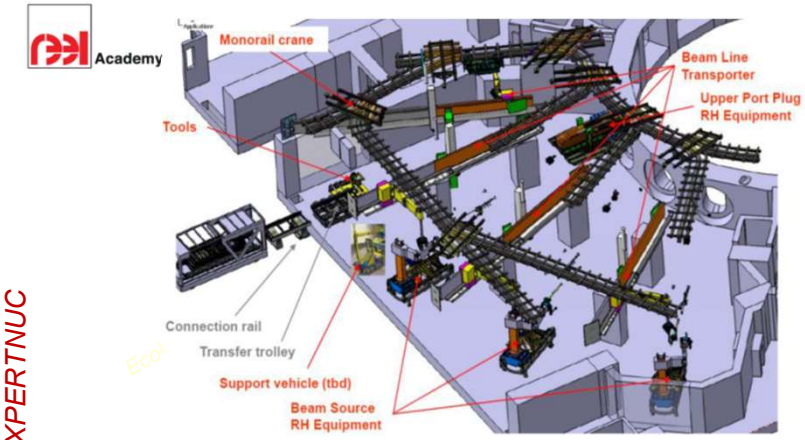
Exploitation des ponts lourds

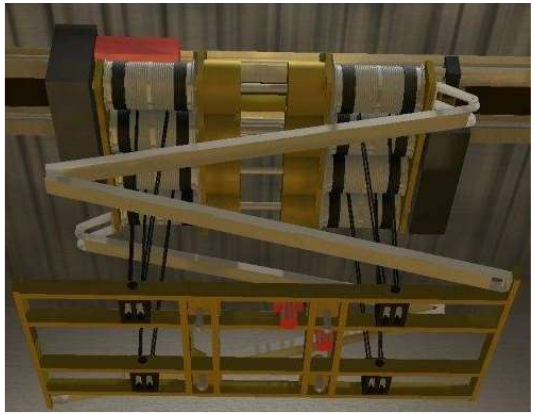
- Hall d'assemblage
- Hall Tokamak

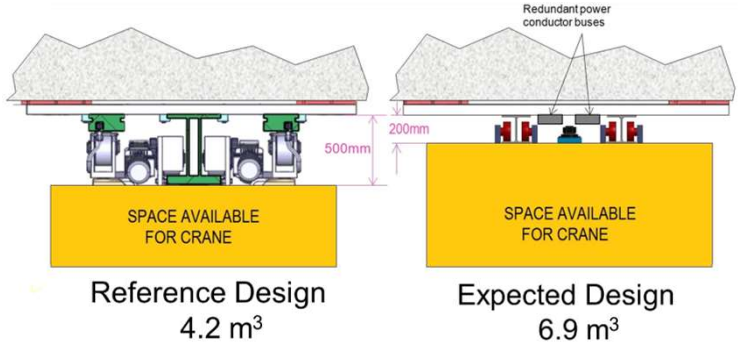
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

*Vue d'un pont REEL (**NFMSystems**) dans l'atelier d'assemblage bobine*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC





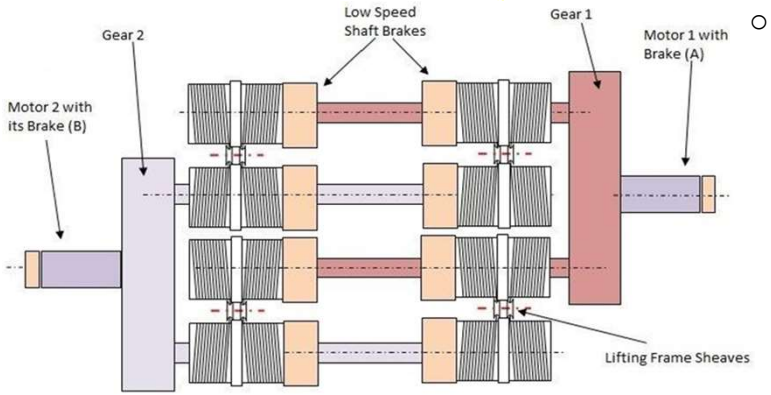


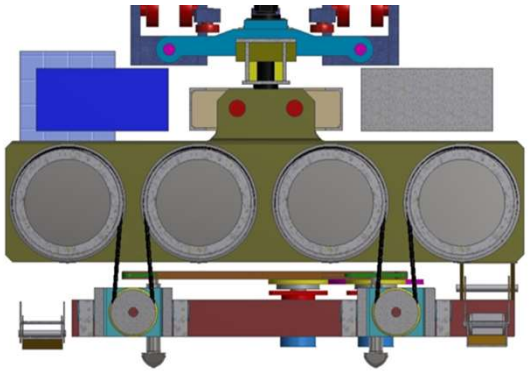
REEL, membre de l'Alliance ERHA menée par AMEC Foster Wheeler (aujourd'hui **JACOBS**) .

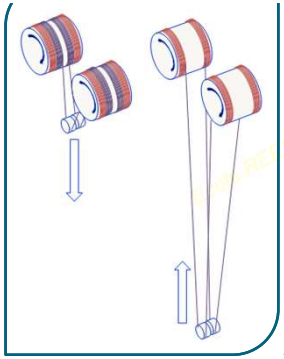
Projet : Remote Handling Lot 3 : Neutral Beam

Etendue de fourniture de REEL :

- Chariot suspendu de 40t en cellule chaude
- Système de voie complexe avec éguillages et sections courbes.
- Chariot sécurisé
- Niveau de Radiation : jusqu'à 10 Gy/heure
- Tenue aux séismes requise - Récupération à distance



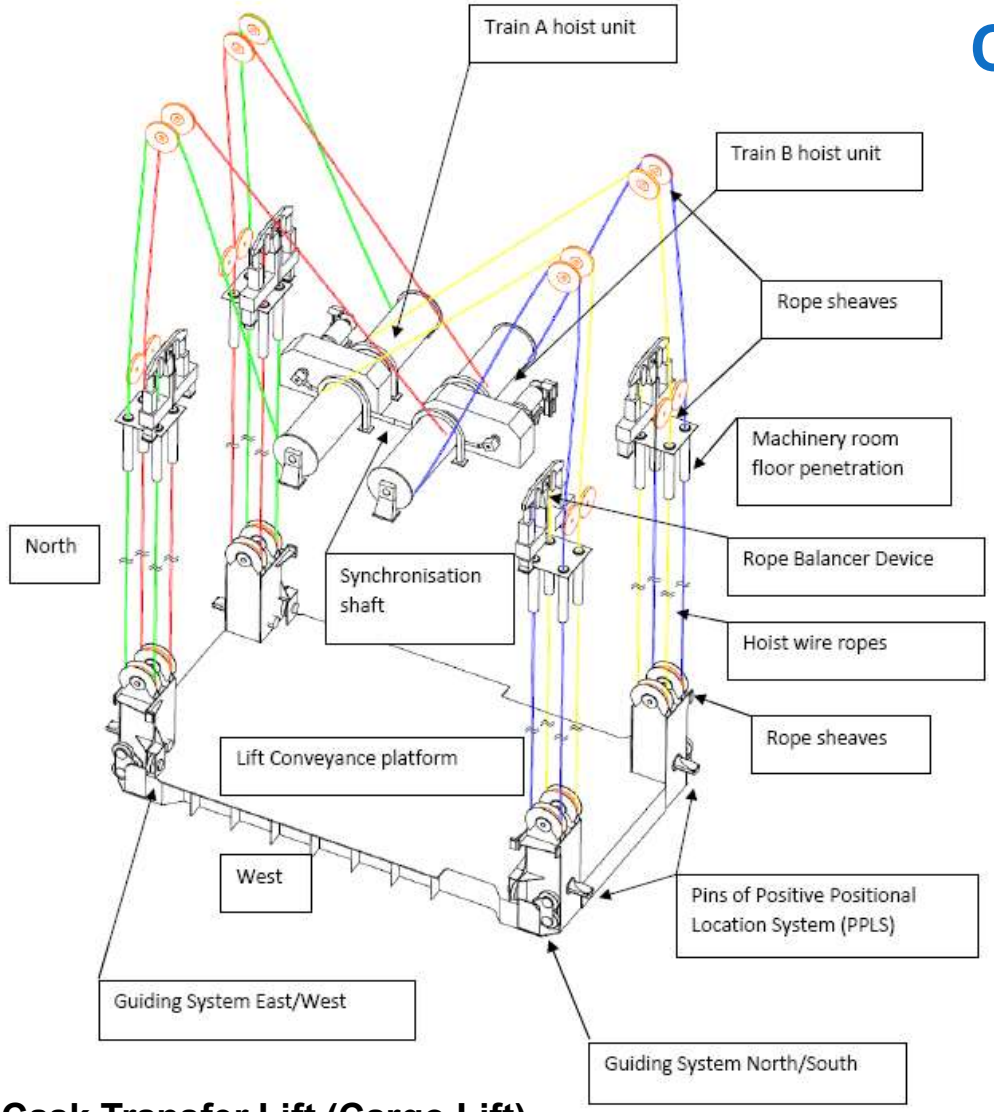


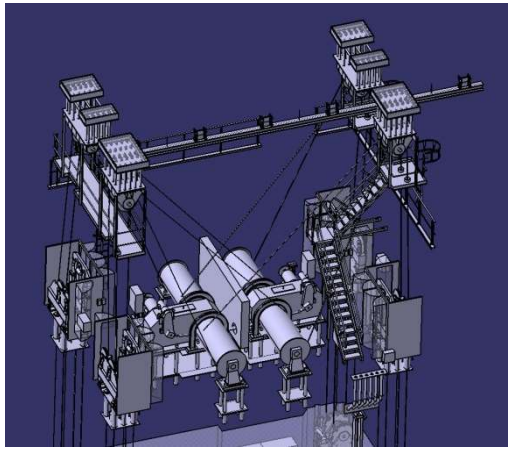


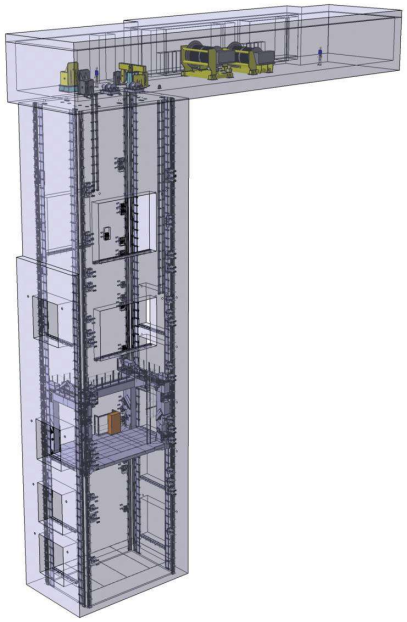
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Cargo Lift: HOISTING

(Retard : Après 2028)





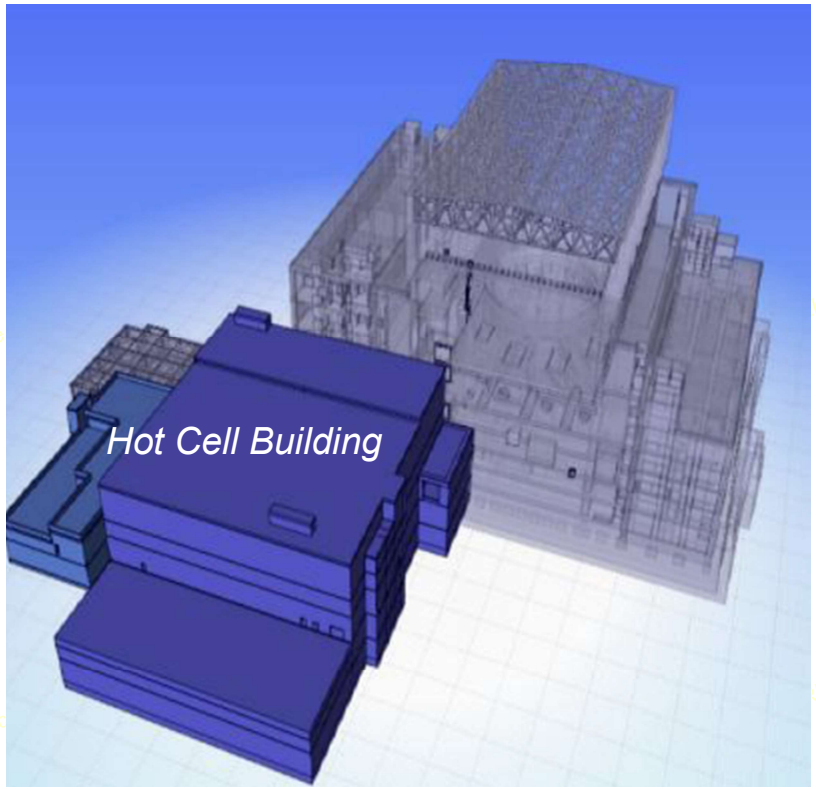


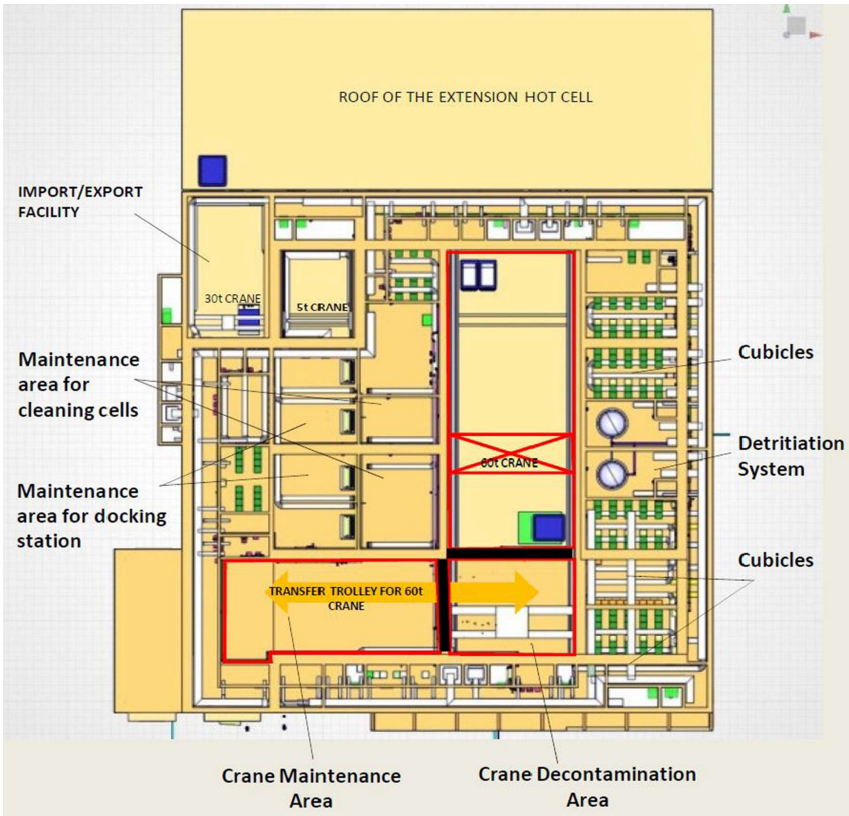
Cask Transfer Lift (Cargo Lift)

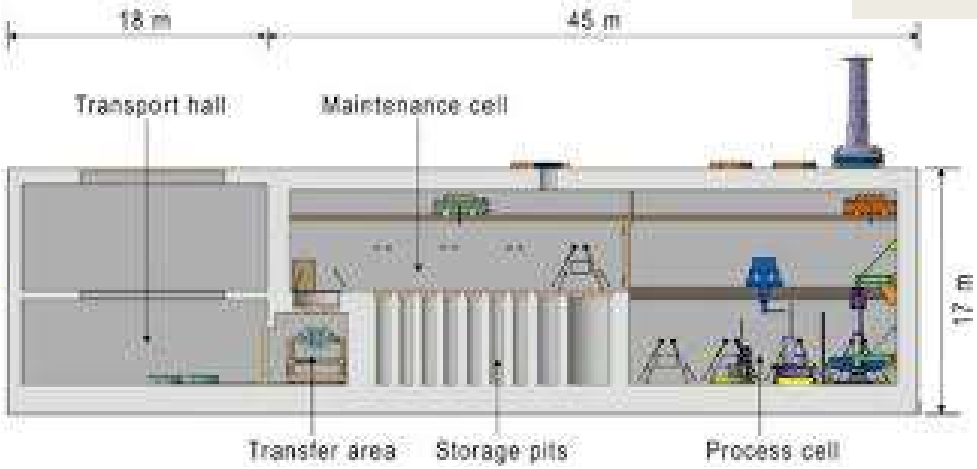
120t capacity lift for handling the Cask with its nuclear load
31 m vertical travel, 1,5m/min
Design KTA 3902/3903 4.3

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR – ITER
Une future activité







BATIMENT CELLULE CHAUDE
(Hot Cell Building – TB10)

Plusieurs niveaux

Nombreux engins de manutention

EXPERIENCE CERTAINE DE REEL

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR - ITER

Vue du chantier en 2020

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ITER : LES VERROUS TECHNOLOGIQUES A LEVER DANS LE FUTUR :

Etre capable de souder l'ensemble des secteurs de la chambre à vide.

- Soudage en forte épaisseur (jusqu'à 200 mm)
- Maîtrise des déformations dans le respect de quelques mm
- Pouvoir compenser d'éventuels écarts dimensionnels entre des secteurs., les secteurs étant fabriqués par deux fournisseurs (Corée et Italie)
- Qualité des soudures
- Pas de rebus

Déjà fragilisé, le projet ITER est menacé par les sanctions russes liées à la guerre en Ukraine.
La Russie pourra t'elle livrer son lot (9,1 %) d'équipements?
En particulier l'une des 25 bobines magnétiques (PF1) ?

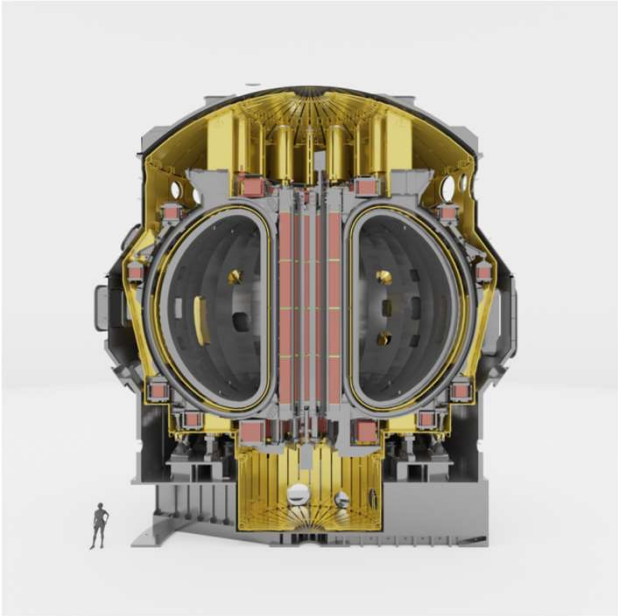
La robotique lié à l'exploitation du réacteur : En particulier pouvoir dévisser les tuiles en Bérylium qui tapissent la paroi interne de l'enceinte à vide.

Gestion du Tritium. Il faut le conserver.

LE RÉACTEUR JT - 60 SA AU JAPON

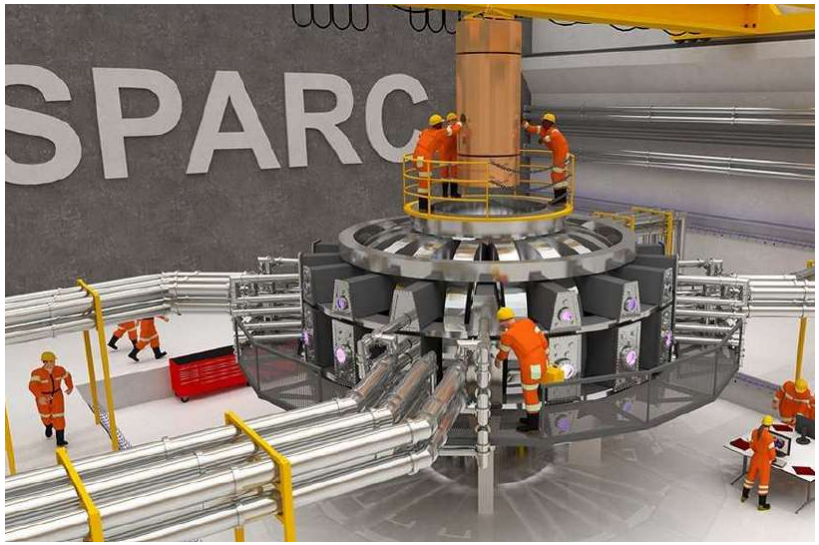
Ce projet de réacteur de fusion à confinement magnétique, construit en partenariat entre le Japon et l'Europe, vise à préparer le démarrage de son grand frère ITER.
L'assemblage du Tokamak s'est terminé en mars 2020.

En mars 2021, il a crée un champ toroïdal tel qu'attendu (courant de 25,7kA).



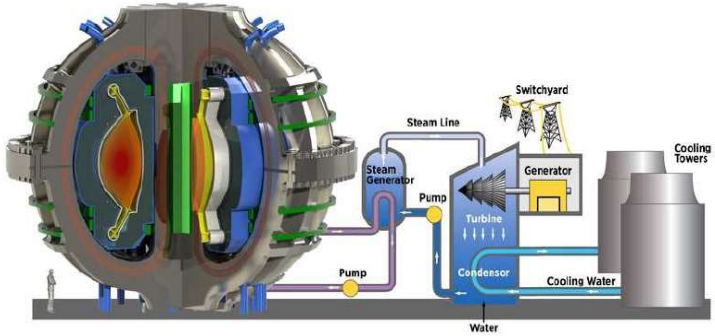
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Le ***M**assachusetts **I**nstitute of **T**echnology* (**MIT**) s'est associé avec la « *Commonwealth Fusion System* » pour concevoir un réacteur à **fusion nucléaire** utilisant de l'**hydrogène**, un combustible présent en grande quantité sur la Terre.



C'est le projet **SPARC** (Soonest/**S**mallest **P**rivate-Funded **A**ffordable **R**obust **C**ompact)

L'hydrogène est plus facile à obtenir que les combustibles fossiles utilisés actuellement. En plus, ces derniers libèrent une grande quantité de gaz à effet de serre au cours du processus de transformation. Le réacteur ne rejettera pas de dioxyde de carbone dans l'atmosphère.



Le projet **SPARC** a été lancé en 2018, et le MIT prévoit déjà de produire de la chaleur dès 2025 et de l'électricité en 2035 (ITER ne devrait être fonctionnel qu'en 2035) avec un gain (**Q**) de 2 (Energie produite /Energie d'apport). Voire à terme de 10.

*Le **SPARC** est un « Tokamak » de petite taille, un réacteur en forme de « donut » comme le **HL-2M** Chinois. À l'intérieur, il produit un « plasma brûlant » censé fusionner des isotopes d'hydrogène (H) en hélium (He) pour générer de l'énergie de manière auto-entretenue, sans apport complémentaire. Pour retenir l'immense pression thermique qui en résulte, le MIT fait appel à des aimants super-conducteurs, conçus pour créer un champ magnétique assez puissant pour la retenir (comme ceux d'ITER). Un démonstrateur industriel de 2 fois la taille pourrait alors être réalisé et produire 200 MWe à l'horizon 2035. Lancement de la fabrication du prototype en 06/2021 pour un premier plasma en 2025. **C'est ambitieux**.*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

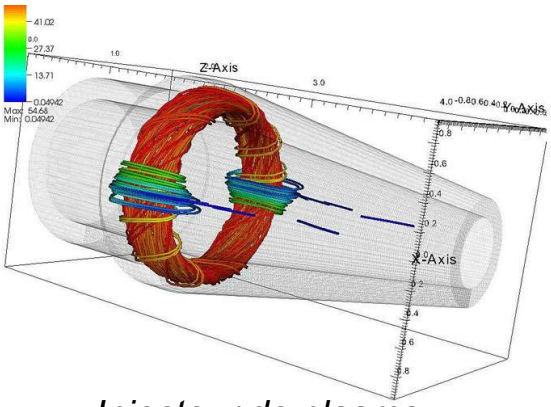
PROJET DE REACTEUR A FUSION DEVELOPPE PAR GENERAL FUSION

Projet de réacteur basé sur la technologie **MTF** (*Magnetised Target Fusion* ou fusion nucléaire à cible magnétisée) développé par General Fusion (Canada) en collaboration avec l'**UKAEA anglaise** .

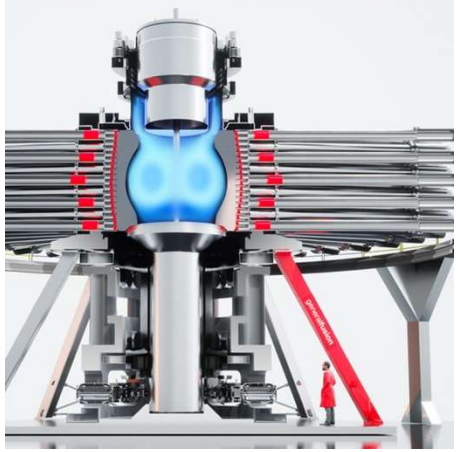
Une machine à Richmond nommé Lawson Machine 26 ou LM26.

Le projet d'un démonstrateur devant être construit à Culham au Royaume Uni. Feu vert de la construction le 16/06/2021 avec l'achèvement en **2025/2026**. Plasma après 2030.

La fusion par cible magnétisée consiste à comprimer le plasma plus lentement que dans les techniques de confinement inertiel avec l'aide d'un confinement magnétique qui empêche la chaleur de se dissiper lorsque le plasma est comprimé. C'est moins énergivore que les autres procédés (Tokamak ou laser)
Le réacteur utilise une centrifugeuse pour faire tourner une chambre remplie de plomb et de lithium fondus. Ce mouvement ouvre une cavité dans le métal liquide où est injecté le plasma. Le plasma est comprimé et la fusion s'amorce .
Ce type de réacteur présenterait la grand avantage de produire du lithium.



Injecteur de plasma



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PROJET DE REACTEUR A FUSION AU ROYAUME UNI : Projet STEP

LE PROJET

Projet étudié par l' *UK Atomic Energy Authority* (**UKAEA**) . C'est un TOKAMAK.

Planning prévisionnel :

- Conception (concept Design) finalisée en 2024 (financement de 400 M£)
- Dossier de licensing et autorisation de construire en 2032
- Mise en service en 2040

LES SITES PRESELECTIONNES

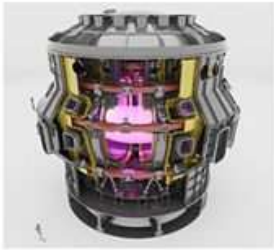
5 sites ont été sélectionnés pour recevoir le prototype de réacteur STEP : *Moorside, Goole, Ratclift-on-Soar,Svern Edge* en Angleterre *et Ardeer en Ecosse.*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

REACTEURS A CONFINEMENT MAGNETIQUE (TOKAMAK)

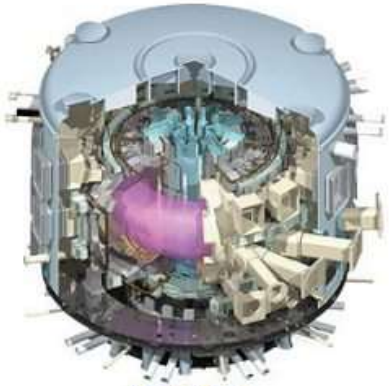
JET

80 m³



JT-60SA

135 m³

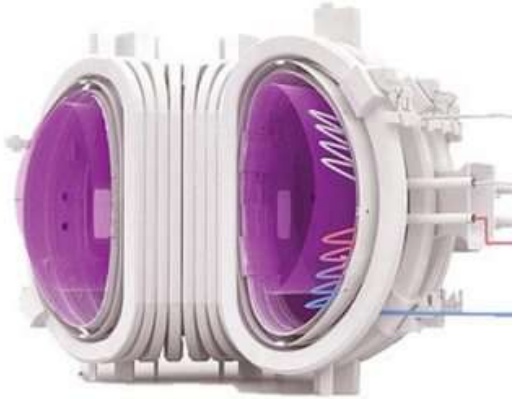


ITER

800 m³

(one-third the size of an Olympic swimming pool)

~ 500 MW_{th}



DEMO

~ 1000 – 3500 m³

(half to one and a half times the size of an Olympic swimming pool)

~ 2000-4000 MW_{th}

Construit en Grande Bretagne En fonctionnement depuis les 1980's. Gain atteint de 0,67 pendant 0,1 sec	*Construit au Japon Le plus puissant à ce jour. A partir de 2025. Préparer le démarrage d'ITER. Gain attendu: plus de 1*	*En construction en France. Exploitation à partir de 2030/2035 Gain attendu de 10 pendant 100 sec.*	*Après 2050 Un vrai réacteur de puissance pour la production électrique*

*D'autres projets de Tokamak : **STEP** au Royaume Uni, **CFETR** en Chine et **SPARC** aux USA*

(*) Gain = Puissance produite / Puissance apportée au démarrage

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

En **Chine**, il n'y a pas moins de **6** réacteurs à fusion nucléaire expérimentaux en fonctionnement

EAST Tokamak supraconducteur(Hefei Institutes of Physical - Anhui)
Il a battu, en mai 2021, un record en maintenant un plasma chauffé à plus de 120 millions de °C pendant 100 s . L'objectif des scientifiques est de dépasser les 1000 s. Il vient de battre le record avec 70 millions de °C pendant 1056 s.
Il aussi atteint un pic de 160 millions de °C pendant 20s

En France, pour Tore Supra, c'était 390 s.

HL-2M (Centre de recherche de Chengdu mi en fonctionnement à fin 2020)
En 12/2021, il a atteint 160 millions de °C et a pu maintenir 120 millions de °C pendant 101 s.
Objectif atteindre 200 millions de °C et une grande stabilité.

ITER vise 150 millions de °C

J-TEXT

Aux USA, le Tokamak ***TFTR*** *a atteint 510 millions de degré Kelvins C'est toujours le record du monde.*

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

REACTEUR FUSION LMJ

Le **L**aser **M**égaJoule (**LMJ**) est une installation majeure du programme de **Simulation** de l'arme nucléaire. Il sert à étudier, à toute petite échelle, le comportement des matériaux dans des conditions extrêmes similaires à celles atteintes lors du fonctionnement nucléaire des armes.

C'est au côté de **TERA** (simulation numérique) et de **Epure** (Radiographie), un pilier de ce programme de simulation afin de valider la chaîne de simulation numérique

Le LMJ est dimensionné pour délivrer sur une cible de quelques millimètres, en quelques milliardièmes de seconde, une énergie **lumineuse** supérieure à un million de joules (1,6 Méga Joules).

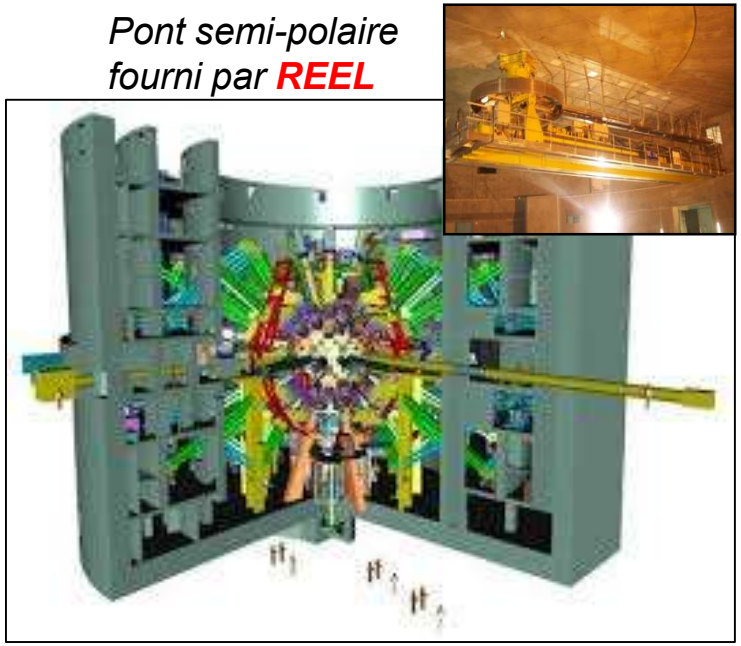
Le LMJ a été mis en service fin 2014, avec une première campagne de physique des armes.

Les spécifications du LMJ ont été définies afin de pouvoir obtenir la **F**usion par **C**onfinement **I**nertiel (**FCI**) :

- Confinement utilisant des lasers de puissance pour produire un plasma très dense mais de très courte durée.
- Gain de 1 (l'objectif) entre Energie Produite par les réactions thermonucléaires et l'énergie laser fournie.
- Cible = Microbille contenant un mélange Dutérium – Tritium de 300 microgrammes.

C'est la version Française du **NIF** à Livermore (CA) aux USA

*Pont semi-polaire fourni par **REEL***



*Caissons des chaînes laser fourni par **REEL***

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Une avancée majeure (une étape historique) sur la fusion thermonucléaire

Le 8 août 2021 le **NIF** a produit 8 fois plus d'énergie grâce à la fusion inertielle que lors des expériences précédentes.

Pour générer de l'énergie thermonucléaire de fusion, il faut rapprocher suffisamment deux noyaux légers (Deutérium et Tritium, isotopes de l'hydrogène) et vaincre la répulsion électrostatique naturelle entre ces noyaux, il faut chauffer la matière à plusieurs millions de °C, à très haute pression. La matière est alors ionisée et forme un plasma

Pour maintenir les conditions nécessaires à l'obtention d'un plasma, il faut confiner la matière, soit par un **Champ Magnétique** (**les Tokamaks : JET, ITER, …**) soit par **Confinement Inertiel** par laser (**NIF** et **LMJ**) à des densités plus élevées et dans un temps beaucoup plus court.

La fusion inertielle consiste à apporter, via une grande quantité de faisceaux laser, une quantité suffisante d'énergie à une très petite quantité de Deutérium et de Tritium contenue dans une capsule de quelques mm de diamètre. Cette capsule (ou cible) va être très fortement comprimée pas bombardement laser pour à la fois chauffer et être amenée à une densité très élevée.

*Lors de l'expérience du 8 août 2021, les scientifiques américains se sont rapprochés du seuil d'ignition d'une fusion nucléaire, soit le moment où l'on récupère autant d'énergie thermonucléaire que ce que l'énergie laser a fourni. Les 192 lasers du NIF ont produit 1,9 Mégajoules et l'installation a récupéré 1,3 Mégajoules d'énergie thermonucléaire. Le rendement est donc de **0,7** très proche du gain de 1, le seuil d'ignition.* ***C'est une preuve de concept de la capacité à atteindre l'ignition.***

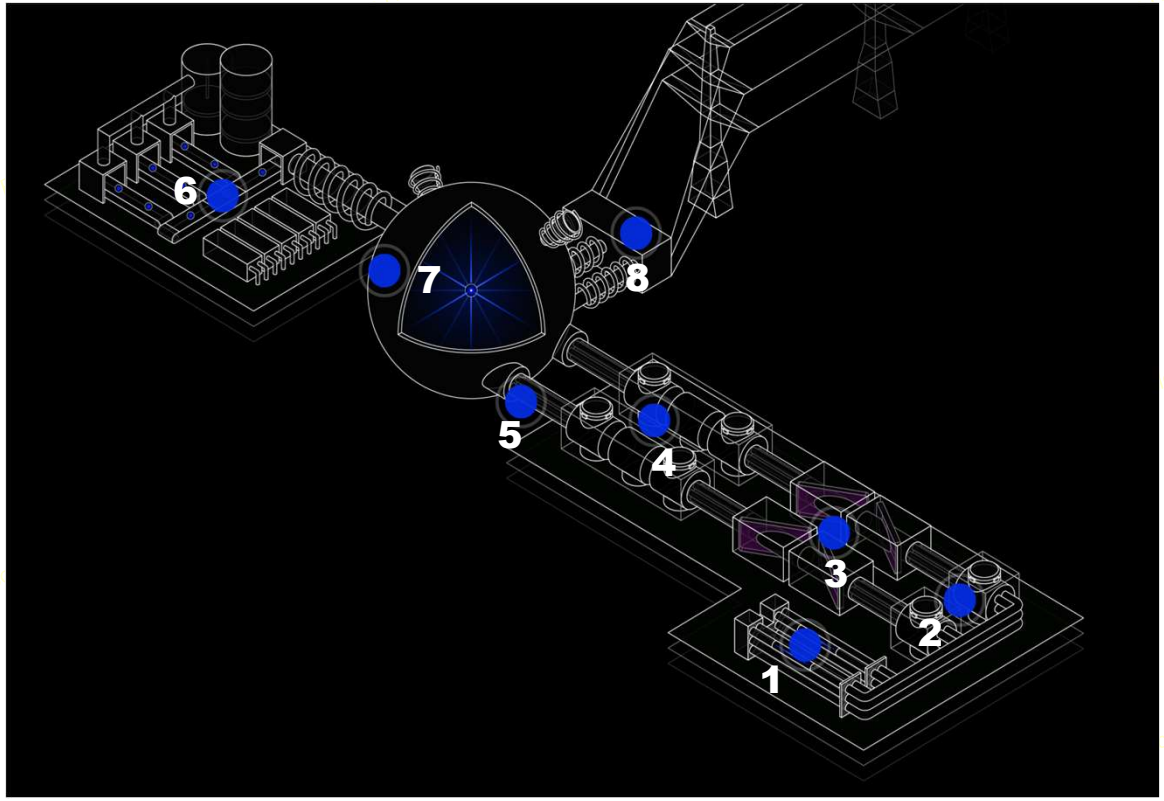
Pour rendre le processus économiquement rentable, il faudrait atteindre un gain de 10 de façon répétitive. Ce scénario est prévu avec la fusion à Confinement Magnétique (**ITER**).

Le LMJ pourrait réaliser également cette avancée.

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PROJET MARVEL FUSION (Allemagne)

Fusion par laser et **Confinement Inertiel** avec bombardement de **Bore -11** par des Photons



1 Génération du faisceau (pulse) laser

2 Amplification de l'onde laser (la longueur d'onde est X 10 000)

3 Chaine d'amplification (l'énergie de chaque pulse est accrue. C'est fait sur 10 pulses / Seconde)

4 Compression de chaque pulse

5 Focalisation des pulses vers la chambre à fusion

6 Production du combustible (pastilles). Ces pastilles sont injectées dans la chambre de combustion en synchronisation avec les pulses laser

7 Chambre à fusion

8 Le réacteur : L'énergie générée par la fusion est extraite et transformée en électricité

Partenaires : Thalès, Siemens Energy et Trumpf

400 kg de pB 11, c'est l'équivalent de 2,4 milliards de tonnes de charbon et sans émission des 4,4 milliards de CO2

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

STELLARATOR

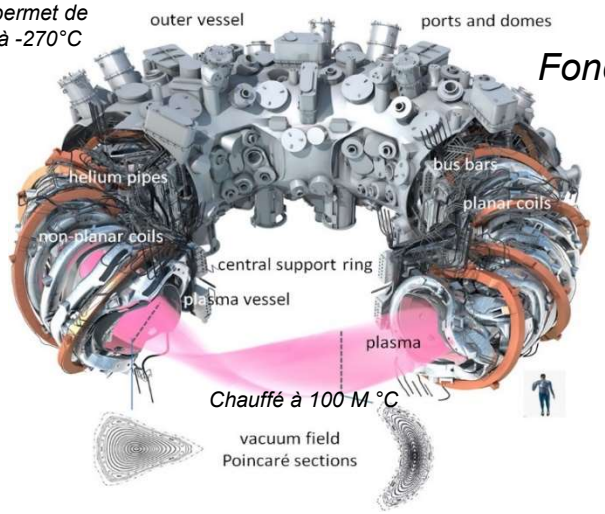
Le principe (inventé en 1950) est celui d'un dispositif proche du Tokamak et destiné à la production de réactions contrôlées de fusions nucléaires. Le confinement du plasma est réalisé par un champ magnétique hélicoïdal créé par un arrangement complexe de bobines autour du tore, alimentées en courant forts et appelées bobines poloïdales. C'est une sorte de Tokamak qui n'utilise pas le courant toroïdal circulant à l'intérieur du plasma pour le confiner.

Alimentation électrique des deux composantes du champ magnétique de confinement en **continu**. Les Tokamaks comme ITER intègrent une origine cyclique pour la composante poloïdale en faisant circuler une courant alternatif ce qui rend plus difficile le maintien d'une puissance constante.

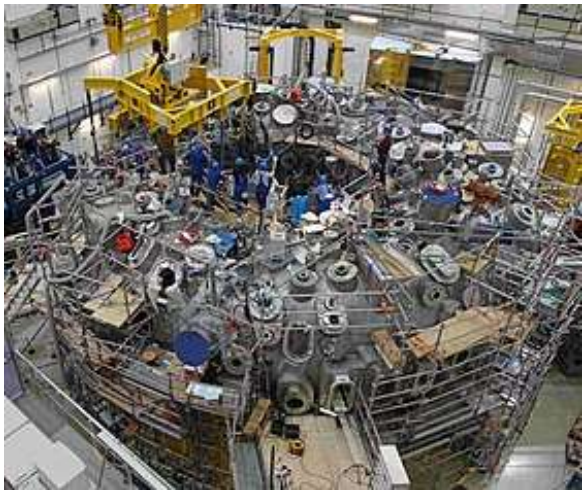
Capable de créer et de confiner un plasma dont la température pourra atteindre deux fois celle do soleil.

Réacteur WENDELSTEIN 7 – X en Allemagne

Enceinte réfrigérée permet de refroidir les aimants à -270°C



Fonctionne de puis 2015



La Start-up française « Renaissance Fusion » (Grenoble) lancée en 03/2021 veut construire ce type de réacteur

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LONGVIEW FUSION Energy Systems

Vu comme le premier projet de réacteur à fusion à partir de laser.

La construction est confiée à FLUOR Corporation.

Cette décision fait suite au grand pas franchi par le Laser Mega Joule de Lawrence Livermore National Laboratory (NIF).

C'est un réacteur de Fusion à confinement intertiel par laser. Réacteur de grande puissance jusqu'à 1600 MW.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

HELION ENERGY (USA)

Fusion par laser et **Confinement Inertiel** avec Duterium et Lithiuml
Collabore avec Microsoft

S'engage à produire de l'électricité (50 MW) a partir de 2028

6 prototypes en construction et un 7ième en cours d'études et baptisé Polaris
Démonstration que le réacteur peut produire de l'électricité dès 2024 !!!!

ET LA FRANCE

La France se concentre ses efforts dans la fusion avec ITER.

Une seule start-up : **Renaissance Fusion** qui développe son projet de réacteur à fusion basé sur les principes des **Stellarators**

26 Start-up aux USA et Canada , 3 au Royaume Uni, 3 en Allemagne, 2 en Chine et 3 au Japon.

Les USA captent l'essentiel des levées de fonds réalisées auprès de fonds privés.

L'Allemagne, après avoir abandonné la fission soutient la recherche dans la fusion en mettant l'accent sur les lasers au détriment des technologies magnétiques développées par le programme ITER

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

HELION ENERGY (USA)

Fusion par laser et **Confinement Inertiel** avec Duterium et Lithiuml
Collabore avec Microsoft

S'engage à produire de l'électricité (50 MW) a partir de 2028

6 prototypes en construction et un 7ième en cours d'études et baptisé Polaris
Démonstration que le réacteur peut produire de l'électricité dès 2024 !!!!

ET LA FRANCE

La France se concentre ses efforts dans la fusion avec ITER.

Une seule start-up : **Renaissance Fusion** qui développe son projet de réacteur à fusion basé sur les principes des **Stellarators**

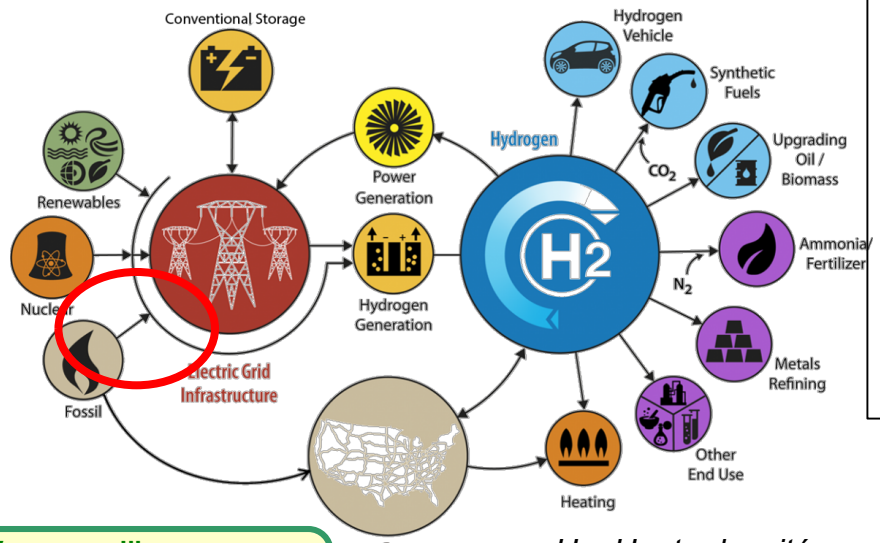
26 Start-up aux USA et Canada , 3 au Royaume Uni, 3 en Allemagne, 2 en Chine et 3 au Japon.

Les USA captent l'essentiel des levées de fonds réalisées auprès de fonds privés.

L'Allemagne, après avoir abandonné la fission soutient la recherche dans la fusion en mettant l'accent sur les lasers au détriment des technologies magnétiques développées par le programme ITER

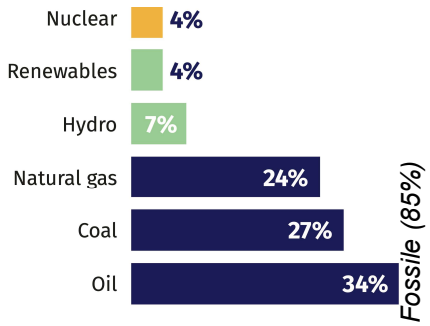
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Utilisation de l'Hydrogène (vision côté US)
En faire un vecteur d'énergie compétitif



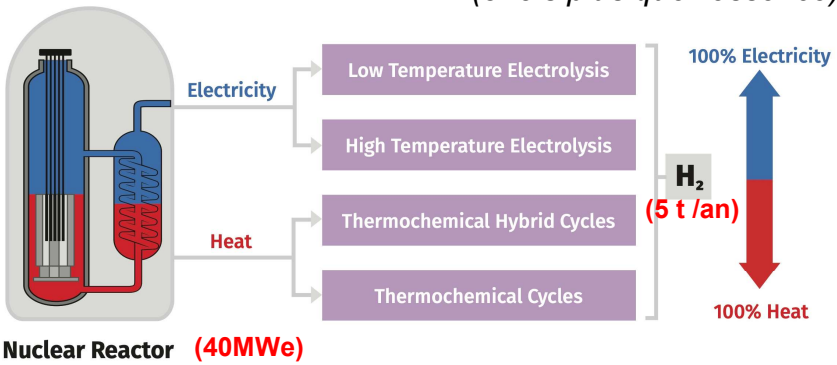
95% de l'H_2 est produit par des combustibles fossiles : Vaporeformage du méthane et gazéfication du charbon : (H_2 **gris**)
4 % à partir de l'électrolyse de l'eau : (H_2 **vert**)
1% à peine à partir du nucléaire (H_2 **bleu**)
Un futur : **Electrolyse en phase vapeur** avec des réacteurs **HTR/VHTR**
Electrolyseur haute Température

Energie primaire : Répartition de la consommation de combustible (2018)

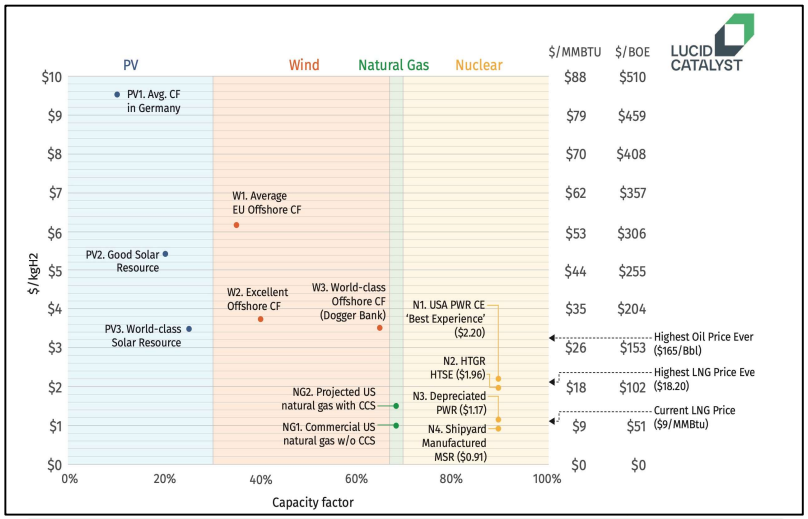


Vers une alliance ENGIE et ARIANE Group dans l'Hydrogène

H_2 : Haute densité d'énergie : 33 Wh/kg (3 fois plus que l'essence)



Estimation du coût de production de H2 par type de production d'électricité



Un défi mais une réalité physique: La chaîne hydrogène est inefficiente. L'électrolyse fait perdre 30% de l'énergie électrique et la compression 15%. Si l'hydrogène obtenu est ensuite utilisée dans une pile à combustible, 55% de ce qui reste est perdu. **Le bilan du cycle complet est alors de 20% à 30%.**

Plan Hydrogène pour la France : 9 milliards d'€ d'ici 2035. Production par électrolyse avec une énergie bas carbone. Alliance potentielle avec l'Allemagne pour le développement d'un « Airbus » de l'hydrogène

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Née à la fin de la seconde guerre mondiale, la **médecine nucléaire** est un domaine spécialisé de la médecine dans lequel des substances radioactives sont utilisées dans le but de diagnostiquer ou de soigner un problème de santé.

La médecine nucléaire utilise les **radio-isotopes** produits dans des **Réacteurs Nucléaires** ou des **Cyclotrons**.

Plus de 35 millions de personnes sont soignées par la médecine nucléaire

Grâce au nucléaire, on peut donc dépasser le stade de l'imagerie morphologique pure pour accéder à une imagerie fonctionnelle et métabolique permettant la détection fine de lésions profondes, la surveillance de leur évolution ainsi que le guidage précis du geste chirurgical. Elle complète ainsi efficacement les techniques radiologiques, l'échographie ou l'IRM.

La scintigraphie est une technique d'imagerie médicale. Une substance radioactive est administrée au patient via les vaisseaux, le système digestif ou les voies respiratoires. Cette substance a la particularité de s'accumuler à certains endroits du corps, de produire une lumière très énergique et de permettre de détecter les éventuelles anomalies.

La demande mondiale en isotopes radioactifs est en forte croissance.

L'essentiel des isotopes radioactifs utilisés est produit de manière artificielle. Pour les obtenir, on irradie dans un réacteur des cibles d'Uranium desquelles on extrait ensuite le Molybdène-99 (^{99}Mo), lequel est à l'origine du Tchnétium-99 (^{99m}Tc). Le Technétium 99 permet d'obtenir des images d'organes chez l'être vivant, car il est de période courte et peut être combiné à de nombreuses substances issues du métabolisme humain. Il est utilisé dans la plupart des scintigraphies. C'est une fonction de diagnostique.
Avec l'Iode radioactif (I-131), ces deux isotopes sont indispensables pour diagnostiquer et traiter certaines maladies.
Pour satisfaire la demande, seuls sept réacteurs de recherche sont opérationnels. Et parmi ces réacteurs (vieillissants), quatre produisent (avec de nombreux arrêts) plus de 90 % du ^{99}Mo nécessaire :

- Réacteur **NRU** à Chalk River (Canada) – 1957 – 135MW. **Arrêté en 03/2018**
- **HFR** à Petten (Pays-Bas) – 1961- 45MW
- **BR2** de Mol (Belgique) – 1961 – 100MW
- **SAFARI-1** à Pelindaba (Afrique du Sud) – 1965 - 20MW. Devrait être remplacé après 2030 (projet MPR)
- Avant **OSIRIS** à Saclay (12% de la production mondiale). OSIRIS est arrêté depuis 2016 et le **RJH** doit prendre le relais (25% de la demande européenne) mais sa mise en service est retardée de plus de 2ans ce qui pourrait entrainer une pénurie..

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Radio-Isotopes: Fluor-18, Gallium-67, Krypton-81m, Rubidium-82, Azote-13, Indium-11, Iode-123, Xenon-133, Thallium-201. Pour la destruction des tumeurs cancéreuses on utilise de plus les radio- isotopes suivants : Césium-137, Cobalt-60, Iridium-192, Iode-125, Palladium-103, Ruthénium-106, Yttrium-90, et Iode-131.

Les réacteurs nucléaires produisent essentiellement le ^{99}Mo dont on extrait le ^{99m}Tc (pour le diagnostique) et le Cobalt-60 (pour la radiographie)

Le Cobalt-60 est présent dans les déchets radioactifs des réacteurs nucléaires en quantités considérables. On ne peut donc pas envisager une pénurie de Cobalt-60 pour au moins 50 ans. D'autre part, des accélérateurs d'électrons produisent déjà dans les hôpitaux les rayons gamma que le cobalt-60 émet.

Les autres Radio-Isotopes sont produits par les Cyclotrons

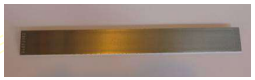
La production de ^{99}Mo dans un réacteur par bombardement neutron (thermique) d'une cible d'U235 enrichi (avant à 93% aujourd'hui à 20%) dans une gaine d'aluminium
Traitement chimique des cibles puis extraction du Technétium par des générateurs.

Cyclotron ARRONAX à Nantes Opérationnel depuis 2011

RJH pourra produire

À fins diagnostique et/ou thérapeutique :

- ^{99} Mo / ^{99m} Tc,
- ^{125} I,
- ^{131} I,
- ^{133} Xe.
- ^{90} Y,
- ^{153} Sm,
- ^{161} Tb,
- ^{169} Er,
- ^{177} Lu,
- ^{186} Re,
- ^{188} W / ^{188} Re,
- ^{192} Ir,
- ^{223} Ra.



Cibles

Chargement des cibles

Conteneur de Transport cibles

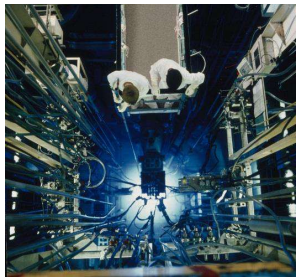
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

Production de Radio-Isotopes

Réacteurs Nucléaires

150 h à 200h en irradiation



5h à 10h pour la sortie des cibles

4 h de chargement

4h à 15 h de transport

Extraction du ^{99}Mo

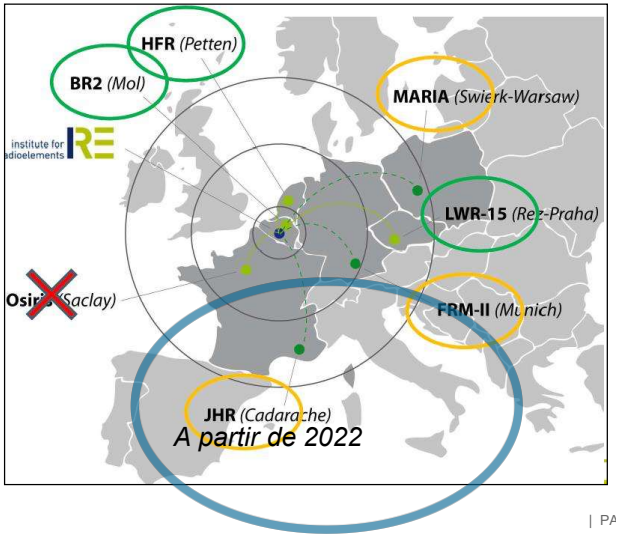
12 h extraction du ^{99}Mo

12 h de transport vers les producteurs de générateurs de ^{99m}Tc.

Production de générateur de ^{99m}Tc.

12h à 24h pour la production des générateurs de ^{99m}Tc et transport vers les hôpitaux.

Conteneur pour transporter le ^{99} Mo extrait



Mallinckrodt (Pays-Bas) est un producteur de ^{99}Mo (extraction) et ^{99m}Tc (génération)

REEL a fourni à Mallinckrodt des conteneurs (Marianne) pour transporter de l'HEU à 93% U235 et LEU 20 % U235

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

PRODUCTION D'ISOTOPES STABLES

Nouvelle usine, par ORANO, de production d'isotopes stables sur le site de Tricastin

Isotopes Stables : C'est une forme non radioactives de l'atome utilisés dans le domaine médical (traitement des cancers) et dans le secteur industriel (accroître les performances des lasers)

Les isotopes stables : Cadmium, germanium, iridium, molybdenum, selenium, tellurium, titanium, tungstène, Xenon et Zinc

Une Unité similaire vient d'être ouverte par Urenco Stable Isotopes Pays Bas. Une autre unité (Almelo) est opérationnelle depuis plus de 30 ans

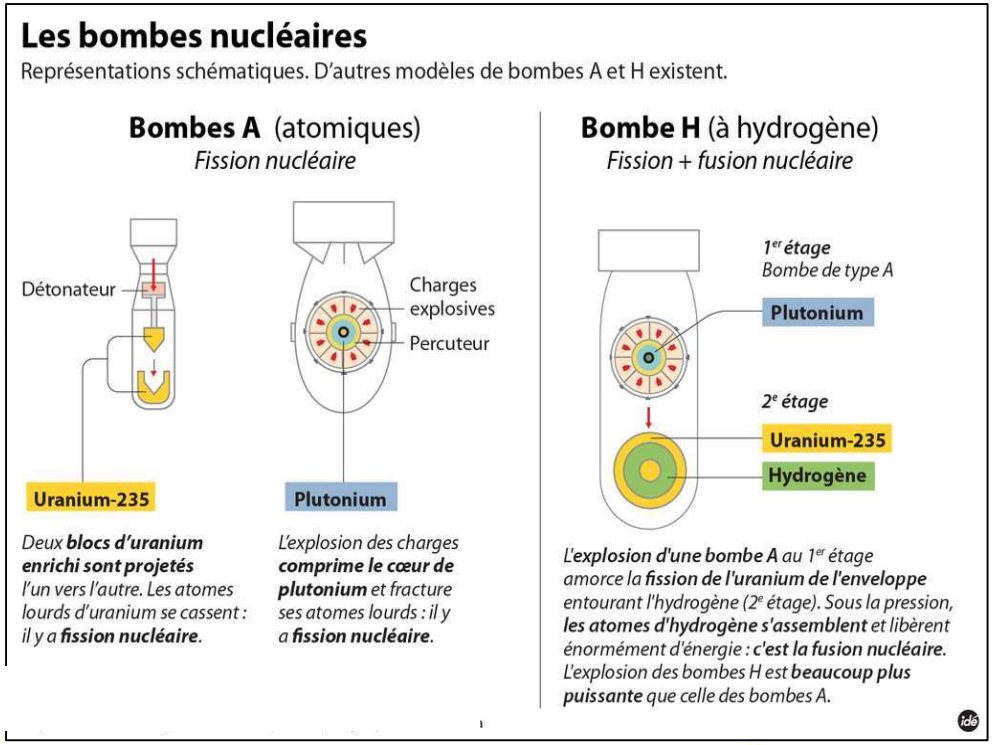
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

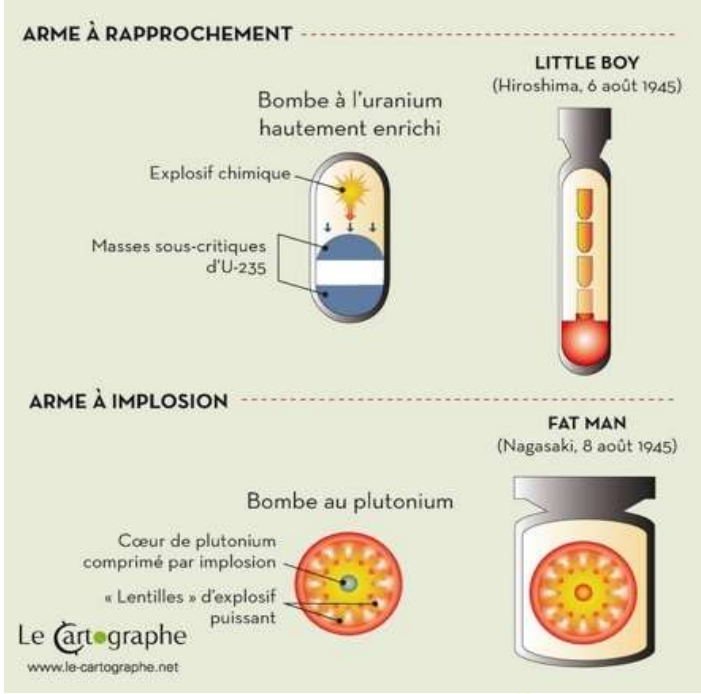
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

LES ARMES NUCLEAIRES

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON



Le Projet Manhattan



Forces nucléaires mondiales – Janvier 2019

PAYS	OGIVES DEPLOYÉES*	AUTRES OGIVES**	TOTAL 2019	TOTAL 2018
États-Unis	1750	4435	6185	6450
Russie	1600	4 900	6500	6850
Royaume-Uni	120	80	200	215
France	280	20	300	300
Chine		290	290	280
Inde		130–140	130–140	130–140
Pakistan		150–160	150–160	140–150
Israël		80–90	80–90	80
Corée du Nord	. .	. .	(20–30)	(10–20)
TOTAL	3750	10115	13865	14465

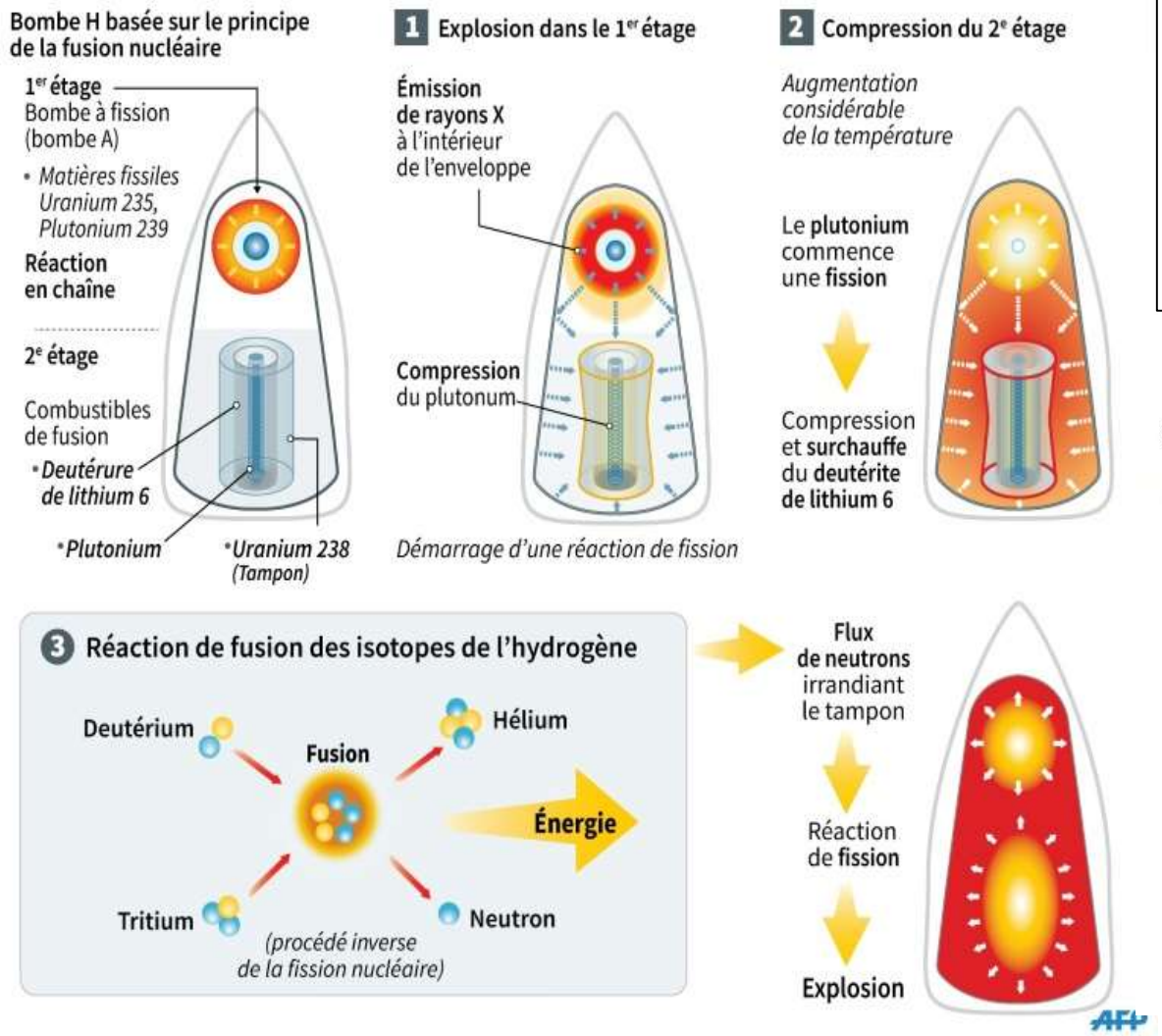
Source: *SIPRI Yearbook 2019*
* « Ogives déployées » signifie des ogives placées sur des missiles ou situées sur des bases avec les forces opérationnelles.
** « Autres ogives » renvoie à des ogives en réserve ou en fin de service et en attente de démantèlement.
Les totaux supposent l'estimation la plus élevée. Les données pour la Corée du Nord sont incertaines et ne sont pas prises en compte dans les totaux. Toutes les estimations sont approximatives.

Déclaration officielle des USA au 09/2020 :
3750 *ogives nucléaires actives ou inactives*
2000 *ogives retirées et en attente de démantèlement*

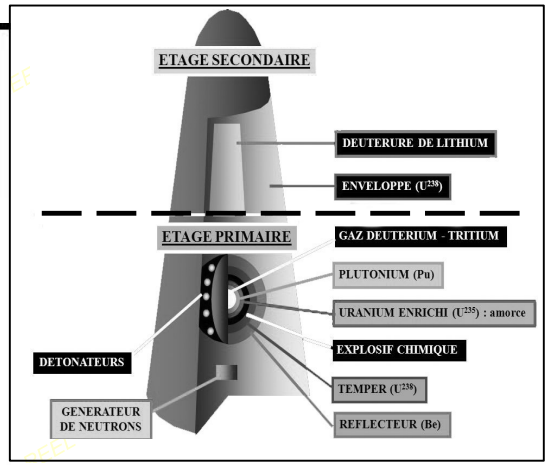
Missile français M51 *:*
Tête thermonucléaire 100kt
6 à 10 têtes durcies (TNO)
16 missiles par SNLE (4)

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

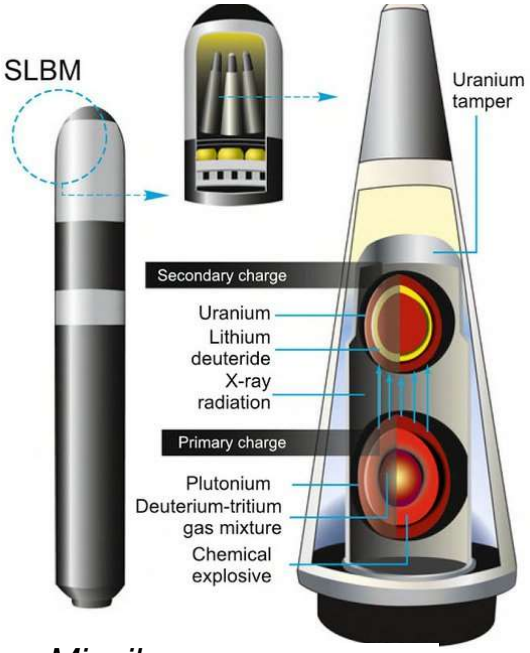
Comment ça marche



OGIVE NUCLEAIRE



Charges multiples (le MIRVAGE)



Missile *OGIVE*

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Que faire des matières fissiles utilisées par les armes nucléaires à démanteler ?

Stock pour chacun des 2 principaux détenteurs (USA et Russie) de l'ordre de 500t d'Uranium Hautement Enrichi en isotope 235 (HEU) et de 50t de plutonium de qualité militaire (WPu) très peu chargé en isotope 240 et au-delà. Ces 1100 t de matière fissile correspondent à 240 000 t d'uranium naturel (7 années de production à raison de 35 000t par an). Il faut de l'ordre de 20 kg de HEU ou 5 kg de WPu pour une explosion nucléaire, le stock disponible correspond à 25 0000 têtes nucléaire HEU et 10 0000 têtes nucléaire WPu.

Un accord avait été signé entre les USA et la Russie pour recycler 34t de WPu de part et d'autre. D'où la construction aux USA d'une usine MOX sur le modèle de celle existant en France. Le projet est considérablement ralenti compte tenu du dérapage des coûts et d'une moindre urgence politique.

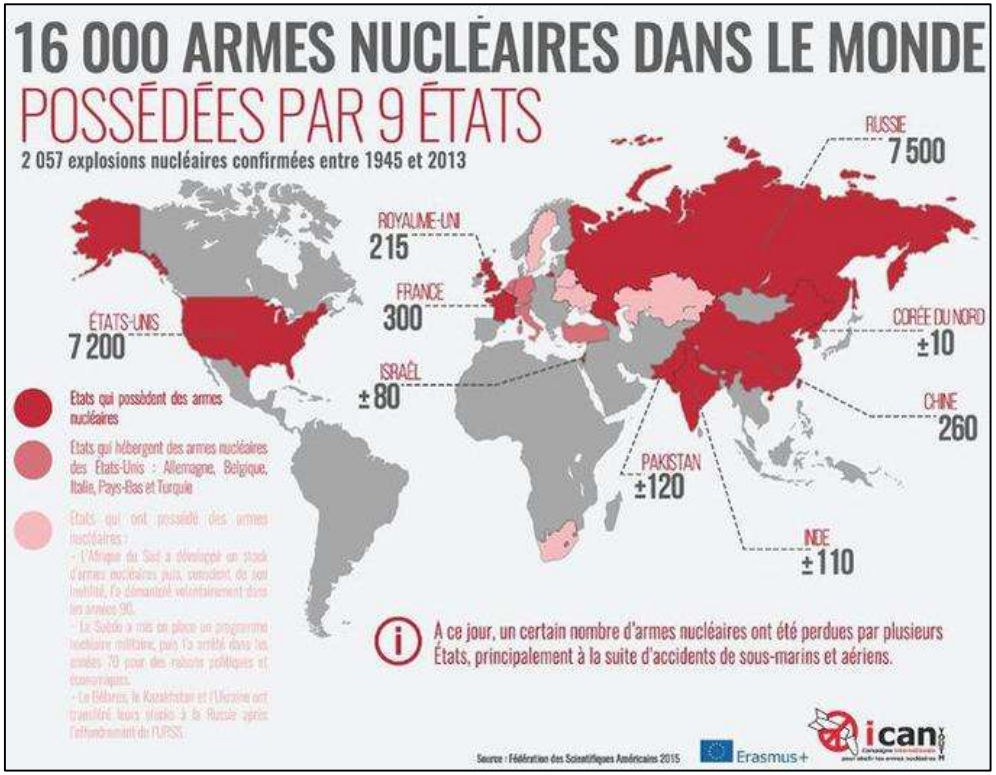
Si on dilue le plutonium avec de l'uranium naturel ont le rend impropre à tout usage militaire.

SITUATION EN 2023 :

12 500 ogives nucléaires dont près de **4 000** prêtes à l'emploi avec plus de 2 000 en « état d'alerte opérationnelle élevé » . 90 % rassemblées par les USA et la Russie.
Source : Sipri.

On est passé de **64 000 ogives** en **1986** à **16 000** en **2017** puis **12 500 en 2023.** Une diminution certes mais elles sont beaucoup plus efficaces et durcies.
La Chine en détiendrait **410** (la France **290**)

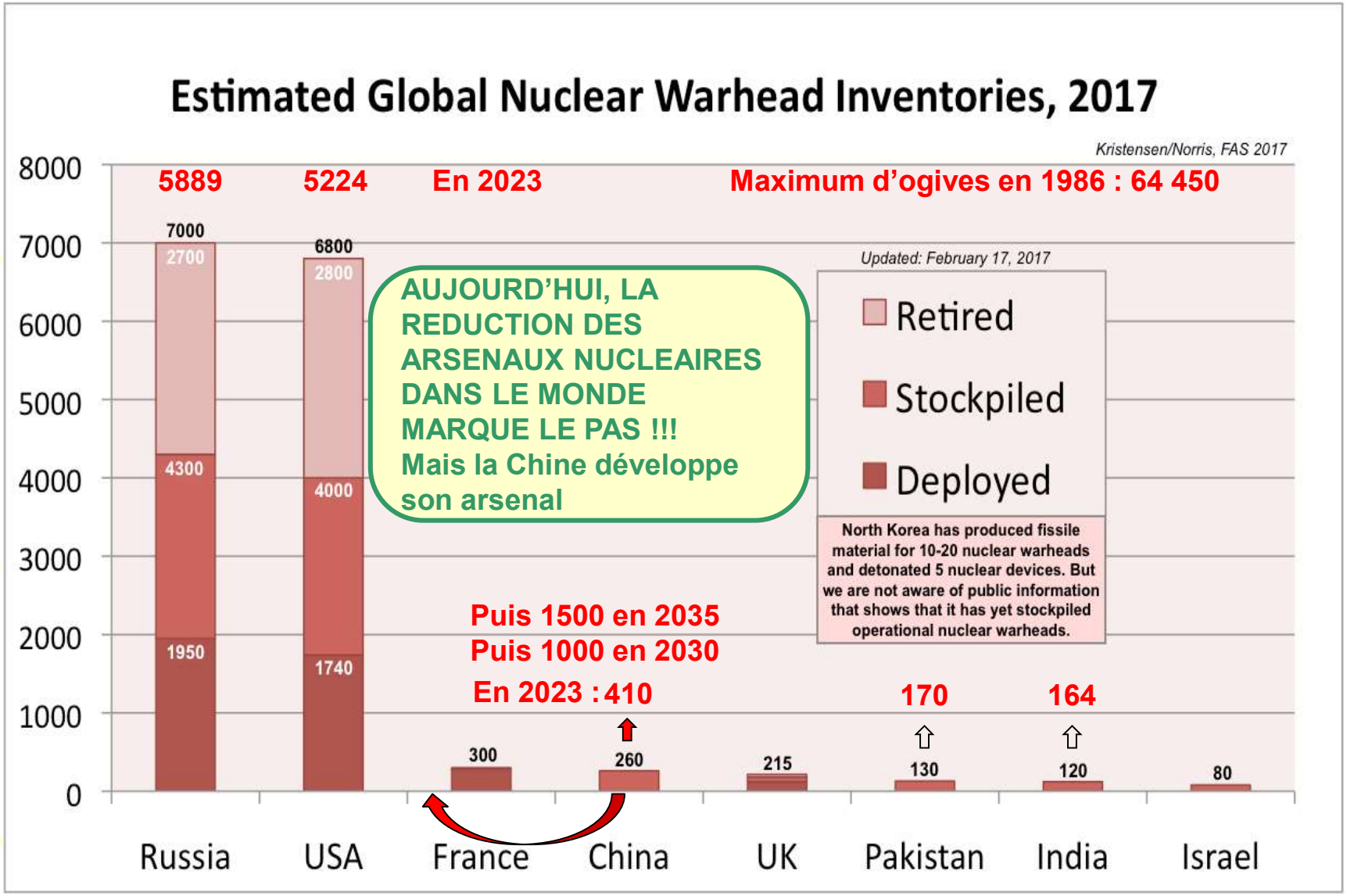
Il y a aussi les **armes nucléaires tactiques** , moins puissantes et dévolues au champ de bataille.
France : l'**ASMPA** porté par le Rafale



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ENERGIE NUCLEAIRE

ARMES NUCLEAIRES



+ Corée du Nord

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

ESSAIS NUCLEAIRES (A et Hydrogène) DANS LE MONDE

DATE	PAYS	Type de Bombe	Puissance (kT)	Remarques
16/07/1945	USA	Bombe A (fission)	19	Le premier essai
06/08/1945	USA	Hiroshima	15 (uranium)	140 000 morts
09/08/45	USA	Nagasaki	21 (plutonium)	70 000 morts
01/07/1946	USA	Essai atoll de Bikini	23	
29/08/1949	URSS	Bombe A	22	
03/10/1952	Royaume Uni	Bombe A	25	
01/11/1952	USA	**Bombe H** (Fusion)	10 400	
12/08/1953et 1955	URSS	**Bombe H**	1 600	
01/03/1954	USA atoll de Bikini	**Bombe H**		Un bateau de pêche japonais est contaminé
15/05/1957	Royaume Uni	**Bombe H**	1800	
13/02/1960	**France**	Bombe A	70	
31/10/1961	URSS	**Bombe H**	**57 000 ?**	La plus puissante bombe jamais réalisée
16/10/1964	Chine	Bombe A	22	
24/08/1968	**France**	**Bombe H**	2 600	
18/05/1974	Inde	Bombe A	12	Premier essai (modèle non opérationnel)
22/09/1979	Afrique du Sud	Bombe A	?	A d S construira 7 ogives puis abandonnera
30/09/1986	Israël	Bombe A	?	Révélation sur l'arsenal nucléaire Israélien
11/05/1998	Inde	Bombe A opérationnel	20	
28/05/1998	Pakistan	Bombe A opérationnel	30-40	
25/05/2009	Corée du Nord	Bombe A		Un premier essai en 2006 qui avait fait long feu

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

DU NUCLEAIRE MILITAIRE AU NUCLEAIRE CIVIL

« L'inconnu est porteur d'angoisse »
Nadine Gordimer, sud-africaine, prix Nobel de littérature en 1991

Cette réaction a pu nuire au développement de l'Energie Nucléaire, trop longtemps restée affaire de spécialistes. Un tel phénomène peut s'expliquer : les origines militaires des recherches qui ont permis sa mise au point portaient en elles le germe de la culture du secret

Par ailleurs, les concepteurs des programmes nucléaire ont sans doute consacré plus de temps à bien faire qu'à faire savoir

Mais en démocratie et pour une acceptation sociétale la plus large possible, rien ne durable ne peut se construire sans l'assentiment d'une large majorité.

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

AVIATION & ESPACE & AUTOMOBILE

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

Dans les **années 50**, avion à propulsion nucléaire avec le bombardier Convair B36 et un moteur nucléaire **HTRE-3** composé d'une chaudière et de 2 turbo fan GE47. La vapeur chaude produite par le réacteur remplace le carburant. Réacteur à sel fondu $NaF-ZrF_4-UF_4$ modéré par de l'oxyde de beyrilium et du sodium.

Abandonné en 1957 avec Le développement des missiles Intercontinentaux. Le poids du bouclier de protection de l'équipage était aussi un gros handicap

La propulsion des fusées spatiales - NERVA :

Dans les années 60, à l'ombre du programme Apollo, la NASA et l'AEC (Atomic Energy Commission) ont mené un programme de développement d'un moteur nucléaire pour fusée. Au lieu d'emporter dans l'espace de grosses quantités d'O2 et de H2, on n'emporte que l'hydrogène liquide et un réacteur nucléaire qui le porte à très haute température avant de l'éjecter par la tuyère. *

C'est une **Propulsion Nucléaire Thermique.**

Le programme n'a pas survécu à la fin du programme Apollo, en 1972 mais une actualisation a eu lieu en 1991 avec Nerva 2.

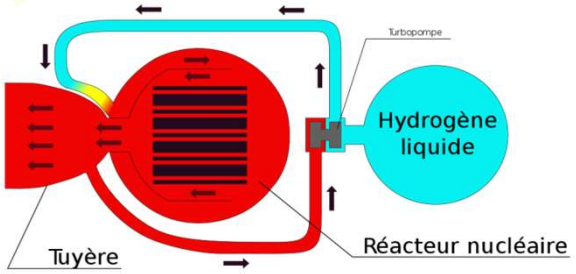
Combustible : graphite avec de Dioxyde d'Uranium UO2 ou de Carbure d'Uranium UC2

Entré à -180°C, l'hydrogène était porté à plus de 2500 °C à la sortie du réacteur, long de 1,30 m. C'est une éjection à grande vitesse. Poussée de plus de 300 kN.

La montée en température était supérieure à 150°C/sec

Le réacteur, ultra compact, produisait plus de 4000 MW par m3.

Lors d'un essai, le réacteur a éjecté l'hydrogène pendant près d'une heure. (Un moteur d'Ariane 5 fonctionne une dizaine de minutes au maximum).



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Aujourd'hui des projets de réacteurs nucléaires pour la propulsion mais aussi pour l'alimentation des satellites ou des stations spatiales. Les USA sont à la pointe.

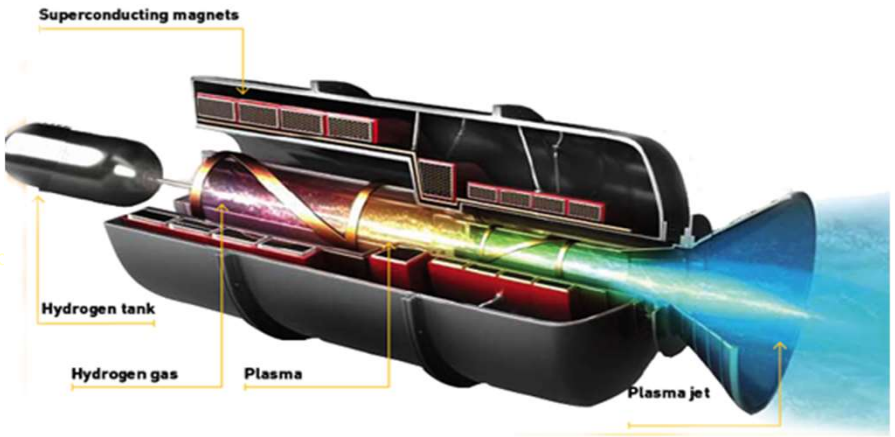
Projet KILOPOWER : mini réacteur à fission **(KRUSTY)** A partir de l'U235 métallique, le réacteur produit, par fission, de la chaleur (800 à 1200°C) colporté par du sodium qui est convertie en électricité (« Moteurs Stirling » avec un rendement de 10 à 25%). Chaque module de 10We à une hauteur de 3,4 m et pèse entre 1,5 et 2t pour une durée de vie de 15 ans. Le ratio poids/puissance n'est pas encore favorable. Prévu pour l'alimentation des stations spatiales

Pour le fortes puissances et un ratio poids/puissance plus favorable, la solution serait les réacteurs à **Sels Fondus** (MSR à Uranium Hautement Enrichi). Rendement de près de 50 %.
On pourrait atteindre le 1MWe avec une masse de 7t et une durée de vie de 10 ans

Krusty en essais

Le futur ? :

Le moteur **Plasma** (4ième état de la matière)



Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Multi Mission Radioisotope Thermoelectric Generator (MMRTG)

The « Radioisotope Power System » (PRS) convertit la chaleur générée par la désintégration radioactive (Particule Alpha) **du Plutonium 238** en puissance électrique.
La densité énergétique des réactions nucléaires est 10^7 à 10^9 supérieure à celle des réactions chimiques
Durée de vie : 14 ans.
Générateur équipant le véhicule « *Perseverance Rover* » pour la mission d'exploration sur Mars.
Le générateur utilise 4,8 kg de Dioxide de Plutonium 238 (PUO2). La puissance électrique générée et de 110 W au moment du lancement et devrait peu baisser durant le temps de la mission.
Masse du générateur : 45 kg sur les 1000 kg du véhicule. Caméra (« *supercam* ») franco-américaine.

Le « Rover » a été lancé en Juillet 2020 pour une arrivée sur Mars .
(atterrissage réussi le 18/02 /2021 vers 22:00 heure française)

Le Générateur Radioistopique

Le véhicule « Perseverance Rover »

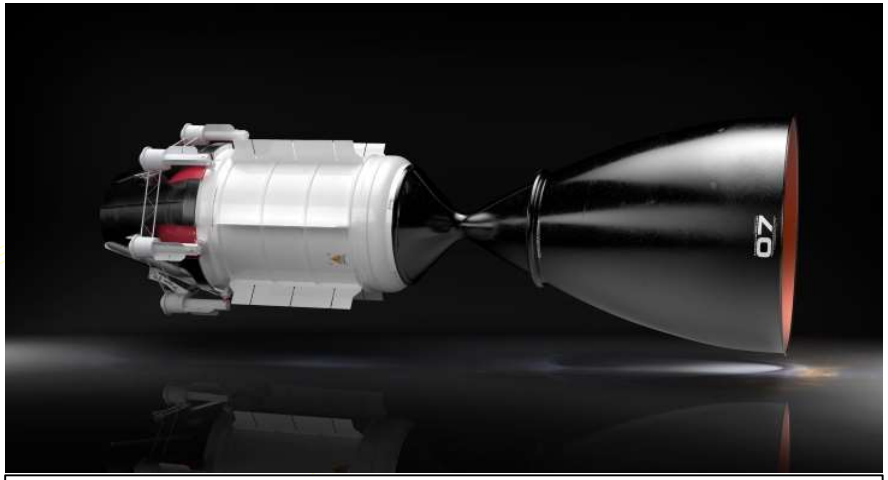
Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

03/09/2024 JY PERON

Ultra Safe Nuclear Technologies (USNC-Tech) has developed a design concept as part of NASA-funded research into Nuclear Thermal Propulsion (**NTP**) systems for potential use in deep space travel. The concept uses a specialized variation of USNC's proprietary Fully Ceramic Microencapsulated (**FCM**), tristructural isotropic fuel, developed for use in power reactors.

FCM is a next-generation uranium oxycarbide tristructural isotropic (**TRISO**) particle fuel design, replacing the 50-year-old graphite matrix of traditional TRISO fuel with silicon carbide (SiC). It says the result is a safer nuclear fuel that can withstand higher temperatures and more radiation. The SiC matrix in FCM fuel provides a dense, gas-tight barrier preventing the escape of fission products, even if a TRISO particle should rupture during operation.

The higher-thermal conductivity of FCM fuel allows the fuel pellet to have a flatter temperature profile, lowering peak temperatures in nuclear reactors.
Using low quantities of **HALEU**, it says this unique NTP concept delivers high thrust and specific impulse previously only achievable through high-enriched uranium. In addition, use of FCM fuel "leverages pre-existing supply chains and manufacturing facilities used by terrestrial nuclear reactor developers, reducing production risks and enabling sustainable industry involvement".
*The new engine maximizes the use of proven technology, eliminates failure modes of previous NTP concepts, and has a specific impulse more than **twice** that of chemical systems.*



HALEU : High – Assay Low – Enriched Uranium
Uranium enrichi à 5 % - 19,75% de U235 (TNP reactors)
New installation of centrifugation to produce HALEU.

HEU : High Enriched Uranium : ≥20 % U235 (Naval power reactors)

LEU : Low Enriched Uranium : <20% U235 (Civil Reactors)

03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

La NASA confie à Lockheed Martin la réalisation d'une fusée nucléaire

Ce programme, basé sur une technologie avancée de propulsion nucléaire thermique vise un premier vol test dans l'espace dès 2027

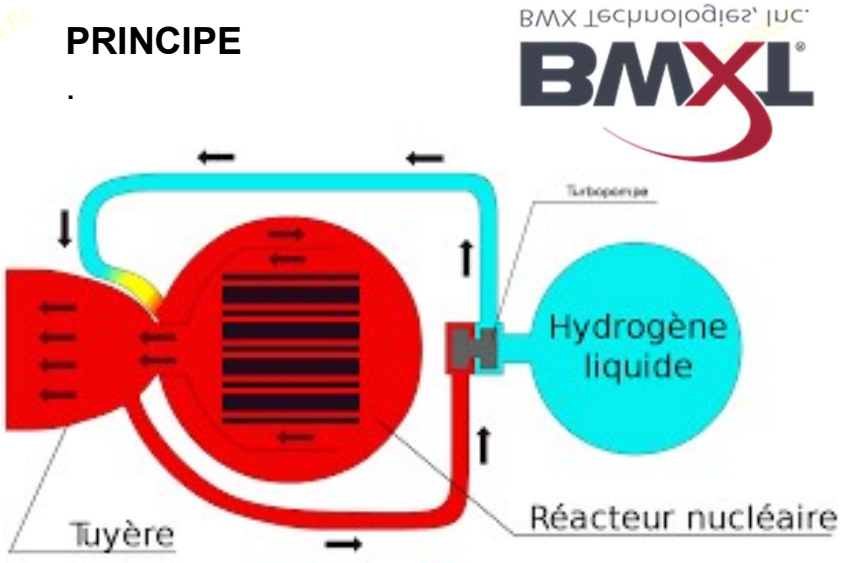
Un réacteur nucléaire à fission produira de très hautes températures et la chaleur sera transférée à un combustible liquide alors transformé en gaz puis expulsé dans une tuyère pour fournir la poussée. Ce système serait 3 à 4 fois plus efficace que les fusées classiques à propulsion chimique liquide ou solide.

C'est **BWX Technologies** qui sera responsable de la conception du réacteur nucléaire.

Combustible du réacteur : Uranium moyennement enrichi (HALEU)
Combustible liquide propulsion : Hydrogène

PRINCIPE

.

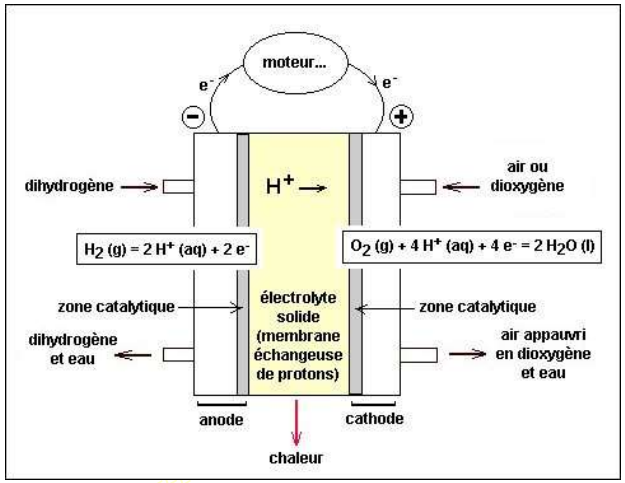


03/09/2024 JY PERON Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

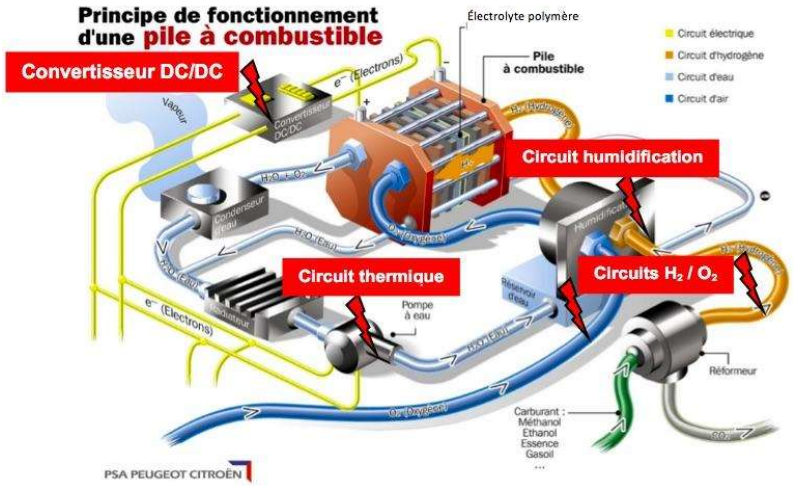
ENERGIE NUCLEAIRE

Propulsion Automobile – PAC

MIRAI de TOYOTA



Pile A Combustible (PAC)



A priori et sur la base de données actuelles, plus de 80 % des voitures neuves commercialisées seront, en 2030, à moteur thermique

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON

Reproduction interdite sans l'accord d'EXPERTNUC
03/09/2024 JY PERON