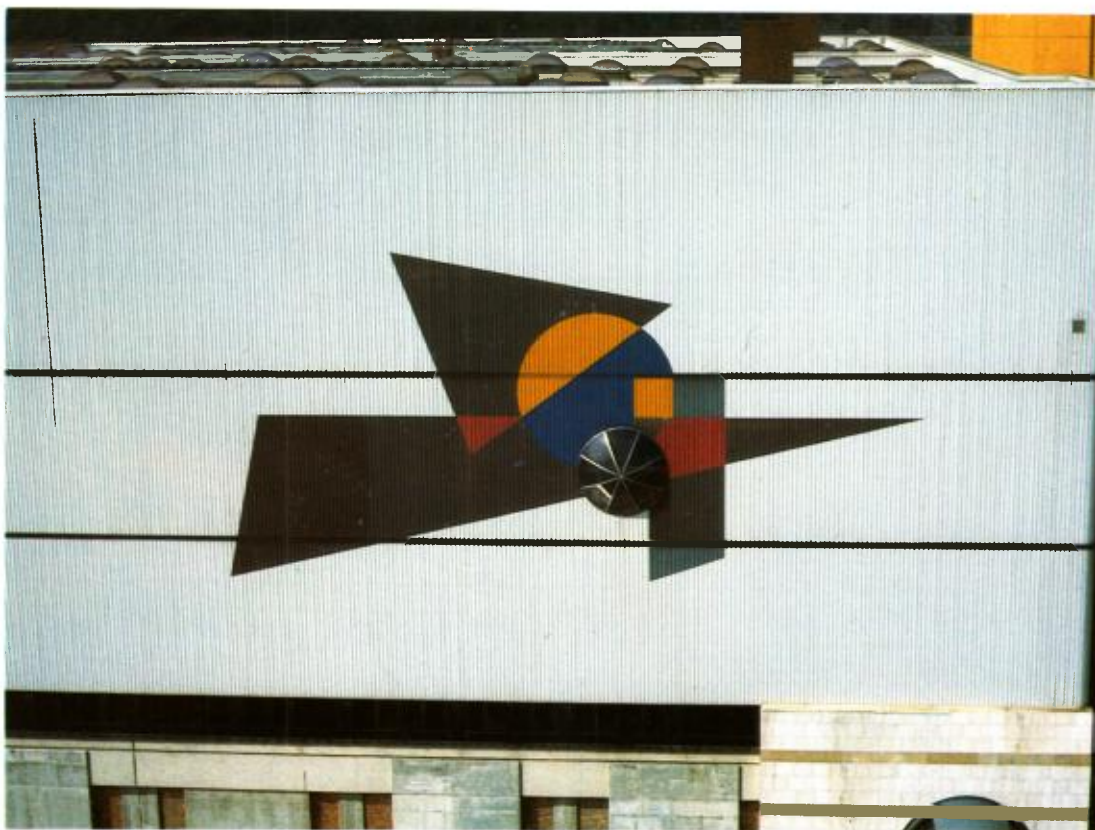


La centrale de Creys-Malville.



NERSA



Représentation moderne de Phenix, l'oiseau fabuleux de la mythologie, renaissant de ses cendres comme le combustible de la centrale (face est de la salle des machines).

Cette brochure est destinée à mettre à disposition de tous, les photographies les plus caractéristiques de la construction de la Centrale de Creys-Malville. Elle sera complétée lorsque la construction en sera terminée.
Elle n'aurait pu être faite sans les photographies prises par Novatome et les divers Constructeurs qui nous ont gracieusement fait profiter de leur riche documentation.

NERSA

La centrale de Creys-Malville.



**ÉLECTRICITÉ DE FRANCE
DIRECTION DE L'ÉQUIPEMENT
RÉGION D'ÉQUIPEMENT ALPES-LYON**

Introduction	4
1	
Le site de Creys	15
2	
Dispositions générales et plan de masse	19
3	
Le bâtiment du réacteur	25
4	
La cuve et les structures internes	31
5	
Dôme et dalle du réacteur	43
6	
La manutention - Le barillet de stockage	53
7	
Le cœur du réacteur	63
8	
Le circuit primaire de sodium	69
9	
Le circuit secondaire de sodium	81
10	
Le circuit eau-vapeur et les auxiliaires	89
11	
Les transports exceptionnels	95
•	
Bibliographie et Congrès	100

Introduction

L'enjeu des réacteurs surgénérateurs.

L'énergie nucléaire est l'énergie qu'on récupère sous forme de chaleur lorsqu'on brise, au moyen d'un neutron, les noyaux des matériaux fissiles, Uranium 235 ou Plutonium 239. Cette énergie correspond à la différence de l'énergie de liaison entre les particules élémentaires qui constituent les noyaux fissiles et la somme des énergies de liaison des particules qui constituent les morceaux. Cela explique que l'énergie récupérée soit du même ordre de grandeur (200 MeV par noyau brisé), qu'il s'agisse d'Uranium ou de Plutonium. En effet, les morceaux, les produits de fission se retrouvent toujours dans les mêmes zones du tableau de Mendeleev pour des raisons de stabilité interne de ces noyaux et leurs énergies de liaison sont voisines comme le sont celles des noyaux de départ.

L'Uranium naturel ne contient que 0,7% d'Uranium 235 pour 99,3% d'Uranium 238. L'Uranium 235 se casse facilement sous l'action des neutrons, l'Uranium 238 très difficilement mais il absorbe facilement les neutrons (du moins ceux d'énergie suffisante) pour donner un nouveau corps, le Plutonium 239 lui-même susceptible de se briser sous le choc d'un autre neutron. Lorsqu'on utilise directement l'Uranium naturel (dans les réacteurs à Uranium naturel graphite-gaz par exemple) ou après l'avoir enrichi jusqu'à 3% en Uranium 235 (comme dans les réacteurs PWR), on consomme la plus grande partie de l'Uranium 235 et un peu d'Uranium 238 converti en Plutonium 239. Mais, si l'on rapporte à la masse d'Uranium naturel initial, la masse de matière utilisée, elle est de l'ordre de 1%. Le reste constitue un résidu sans valeur, l'Uranium appauvri en Uranium 235 (c'est-à-dire de teneur de l'ordre de 0,2% en U 235).

Le recours à l'énergie nucléaire s'est imposé en France pour diversifier ses approvisionnements énergétiques et soulager la balance des paiements extérieurs en substituant à certaines consommations d'un pétrole entièrement importé une consommation d'uranium, matière première bien moins coûteuse et disponible en quantités importantes sur le sol national. Après l'étape préliminaire des centrales à uranium naturel (Chinon, St-Laurent, Bugey 1), E.D.F. s'est tourné vers l'exécution d'un grand programme de centrales à eau sous pression utilisant comme combustible de l'uranium enrichi à 3% en uranium 235: 33 tranches de 900 MWe et 9 de 1300 MWe sont en service au 1^{er} octobre 1986; 1 tranche de 900 MWe, 11 de 1300 MWe et 1 de 1400 MWe sont en construction. L'uranium est enrichi en France, à l'usine de Tricastin. Le retraitement du combustible des réacteurs graphite-gaz s'effectue dans les usines de Marcoule et de La Hague et le retraitement des combustibles des réacteurs à eau est fait à La Hague. La France dispose, donc, à la fois de plutonium, extrait du combustible irradié dans les centrales existantes et de grandes quantités d'uranium appauvri sortant des usines d'enrichissement.

Tout l'intérêt des réacteurs surgénérateurs va être de permettre d'utiliser cette matière sans valeur qu'est l'uranium appauvri et de mobiliser progressivement la plus grande partie de l'énergie potentielle contenue dans l'uranium naturel.

On y convertit l'Uranium 238 en Plutonium 239 et on utilise celui-ci comme combustible. Pour cela, on utilise des combustibles nucléaires très riches en matière fissile (de l'ordre de 15 à 25% dans les réacteurs actuels - Plutonium ou Uranium 235). On peut ainsi se passer de modérateur (ce ralentisseur des neutrons nécessaire pour entretenir la réaction nucléaire dans le cas des réacteurs à Uranium naturel ou faiblement enrichi).

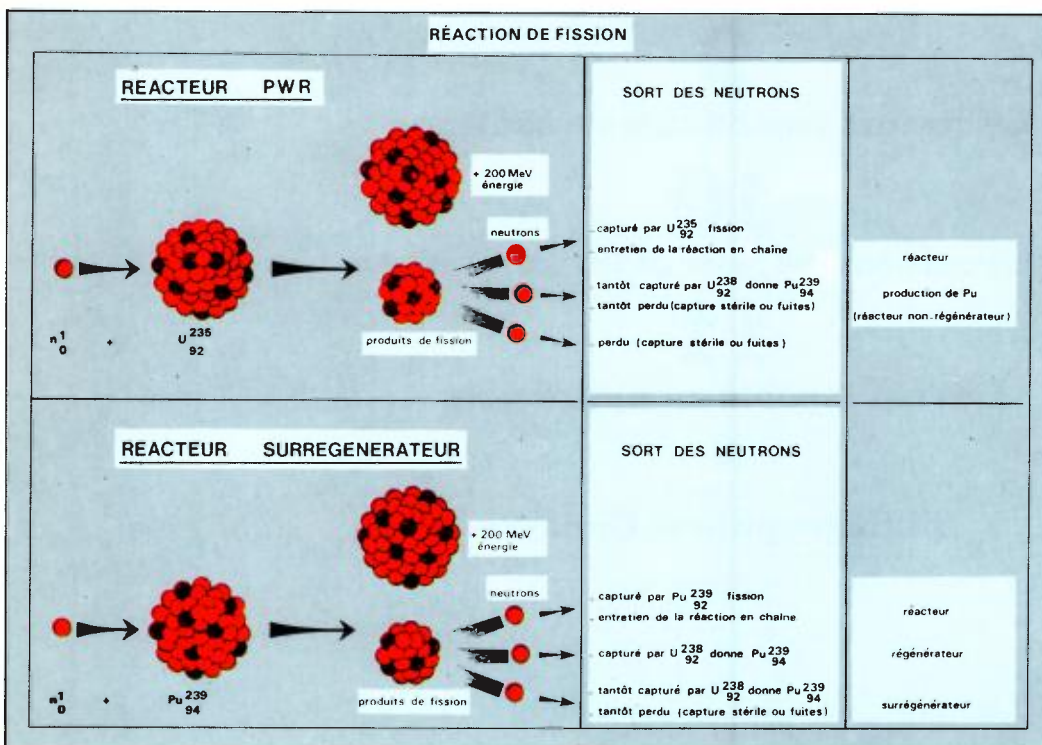
Rappelons que le rôle de ce modérateur était d'éviter, en ralentissant les neutrons émis dans les fissions, que ceux-ci ne soient capturés par l'Uranium 238 et de leur permettre ainsi de parvenir jusqu'aux rares noyaux d'Uranium 235 du milieu, de les briser et d'entretenir la réaction en chaîne. Dans les réacteurs à neutrons rapides, cet entretien étant obtenu aisément par la densité en matière fissile, le ralentissement des neutrons, - la modération - devient inutile et même nuisible au but recherché: il faut favoriser les captures dans l'Uranium 238 pour le convertir en Plutonium.

Sur les trois neutrons émis dans la fission d'un noyau de Plutonium d'un réacteur surrégénérateur, l'un doit servir à entretenir la réaction en chaîne (retrouver un autre noyau de Plutonium, le casser, redonner trois neutrons, etc.); un autre va être capturé à tout coup par un noyau d'Uranium 238 et va redonner le noyau de Plutonium cassé au départ (le réacteur est régénérateur); le dernier va, tantôt être perdu (capturé par les matériaux de structure, la protection, etc.), tantôt se faire de nouveau capturer par un noyau d'Uranium 238 et donner un peu plus de Plutonium qu'il n'y en avait initialement (le réacteur va être surrégénérateur). Ce n'est pas un "mouvement perpétuel"; il y a consommation d'Uranium 238, mais l'espoir mis dans les réacteurs à neutrons rapides est de multiplier par 50 à 80 l'utilisation de celui-ci, c'est-à-dire finalement la quantité d'énergie qu'on peut tirer de l'Uranium naturel.

La forte densité d'énergie, les flux importants de chaleur à extraire du combustible rendent difficile le transfert de la chaleur au moyen de gaz (malgré des tentatives d'utiliser l'hélium); la nécessité de ne pas ralentir les neutrons pour favoriser la surrégénération empêche de recourir à l'eau comme fluide de refroidissement (l'hydrogène de cette eau serait un excellent modérateur). La seule solution possible est de faire appel à un métal liquide, le sodium pour transférer la chaleur du combustible à des générateurs de vapeur.

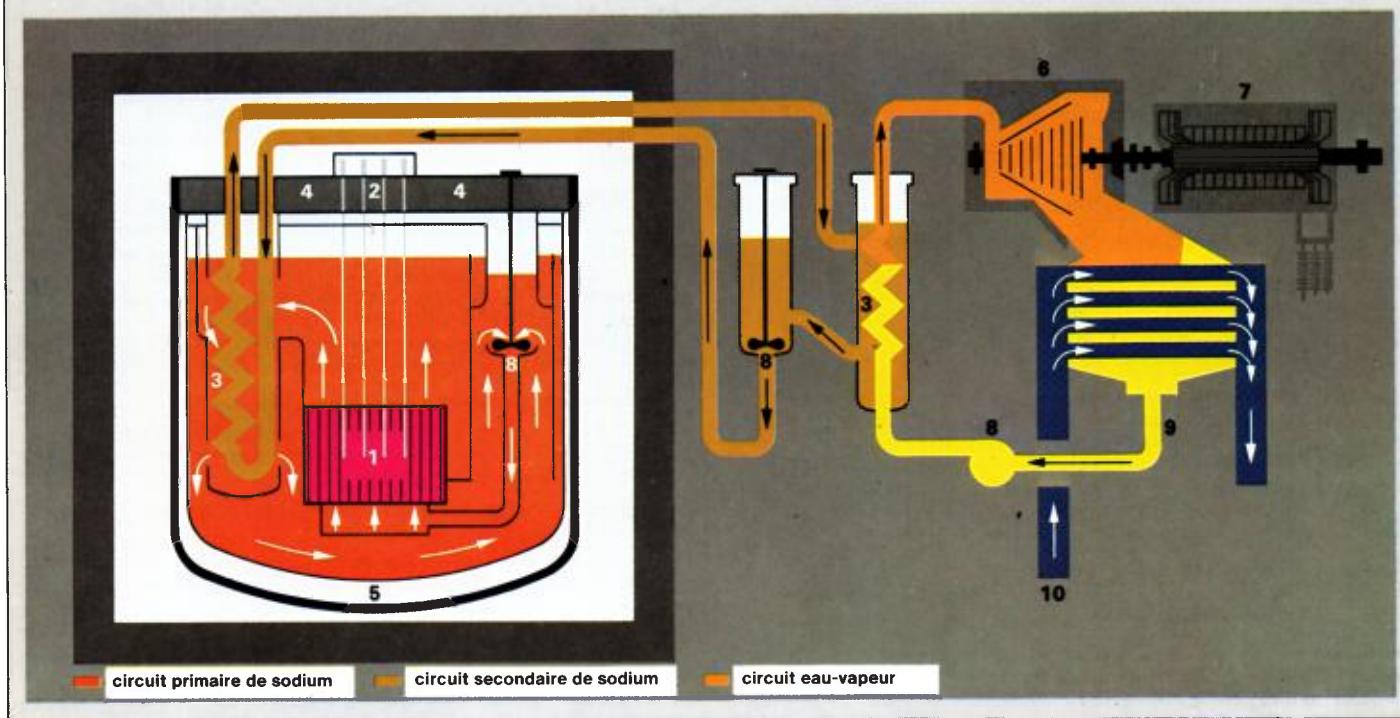
Ce sodium s'active au passage dans le cœur du réacteur (activité disparaissant, pour l'essentiel, très rapidement après l'arrêt du réacteur) et les préoccupations de sûreté exigent d'interposer un circuit intermédiaire de transfert de chaleur entre ce sodium radioactif et le générateur de vapeur. Deux conceptions (d'ailleurs voisines dans leur principe) sont utilisées:

- dans le cas de RAPSODIE et des projets américains, des boucles de sodium sont branchées sur la cuve contenant le cœur du réacteur; chaque boucle comprend un échangeur sodium-sodium transférant la chaleur à



**- SCHÉMA DE PRINCIPE D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE
AVEC RÉACTEUR SURGÉNÉRATEUR À NEUTRONS RAPIDES**

- | | |
|----------------------|----------------------|
| 1 Cœur | 6 Turbine |
| 2 Barres de contrôle | 7 Alternateur |
| 3 Echangeur | 8 Pompe |
| 4 Dalle de fermeture | 9 Condenseur |
| 5 Cuve | 10 Eau de la rivière |



un circuit secondaire de sodium qui va la porter aux générateurs de vapeur (serpentins, où circulent l'eau de chaudière, puis la vapeur, qui trempent dans le sodium secondaire à l'intérieur de la calandre du générateur de vapeur);

- dans le cas de PHÉNIX et de SUPERPHÉNIX, les réacteurs sont de type "piscine" : la cuve du réacteur contient le cœur, mais aussi des pompes immergées qui envoient le sodium extraire la chaleur du combustible et le font passer ensuite dans les échangeurs sodium-sodium eux aussi entièrement contenus dans la cuve. C'est le sodium secondaire qui sort de celle-ci et qui va ensuite aux générateurs de vapeur.

L'entretien d'une réaction en chaîne et la surgénération.

1 - Considérations générales : possibilités d'entretenir une réaction en chaîne dans l'Uranium.

Pour entretenir une réaction en chaîne, il faut qu'un des neutrons produits dans la fission d'un noyau (Uranium 235 ou Pu 239) retrouve un autre noyau fissile et le casse.

Laissons de côté, pour cette partie de l'exposé, les problèmes posés par les absorptions hors du milieu fissile; pour commencer nous allons supposer que ce milieu n'est constitué que d'Uranium, c'est-à-dire de mélange des deux variétés d'Uranium (Uranium 235 aisément fissile, Uranium 238 fissile seulement par des neutrons de grande énergie).

Un neutron vient d'être émis dans une fission. Il va se cogner contre les noyaux du milieu et il peut avoir le sort suivant:

- rencontrer un noyau d'Uranium 238 et le briser, cas peu fréquent car, d'une part, il lui faut une grande énergie et, d'autre part, la probabilité de cet événement, la section efficace de l'Uranium 238, n'est pas très grande (0,5 barn* à partir de 1,8 MeV** environ);
- rencontrer un noyau d'uranium 238 et se faire absorber pour donner du Plutonium 239 (section efficace d'environ 1 barn à 2 MeV, mais devenant

énorme, plusieurs milliers à plusieurs dizaines de milliers de barns pour les neutrons d'énergie comprise entre 5 et 5000 électrons-volts);

- rencontrer un noyau d'Uranium 238 et rebondir par diffusion élastique ou inélastique et perdre, progressivement, son énergie (peu à chaque choc: du fait de la très grande différence de masse entre neutron et Uranium, le neutron perd en moyenne 8 millièmes de son énergie à chaque choc élastique, et nettement plus dans les chocs inélastiques, un peu plus fréquents aux énergies élevées);

- rencontrer un noyau d'Uranium 235 et ou bien le briser, ou bien se faire capturer, ou bien rebondir et perdre un peu d'énergie.

Les chocs absorbants entraînent la perte du neutron pour l'entretien de la réaction en chaîne, c'est pourquoi on introduit le rapport $\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f}$ des pro-

babilités qu'a un neutron en cas de choc sur un noyau d'Uranium de se faire absorber ou de le casser.

On trouvera, ci-après, une récapitulation (d'après Barjon) des valeurs de α , de ν , nombre moyen de neutrons produits dans une fission et de $\eta = \frac{\nu}{1 + \alpha}$, nombre moyen de neutrons produits lorsqu'un neutron incident rencontre un noyau d'Uranium.

Cette présentation est une présentation moyenne dans le domaine d'énergie considéré pour la population de neutrons. En effet, il faut se souvenir:

- que les sections efficaces varient avec l'énergie des neutrons et que cette variation présente de nombreuses résonances (c'est-à-dire des augmentations dans des bandes étroites d'énergie);
- que l'énergie des neutrons considérés n'est pas la même pour tous, qu'ils se répartissent suivant un certain spectre d'énergie, tant pour les neutrons directement émis par la fission de l'Uranium 235 que pour la population stationnaire dans un réacteur à neutrons rapides (où l'on cherche à éviter leur ralentissement), ou la population de neutrons d'un réacteur à neutrons lents dits thermiques (où l'on a cherché leur ralentissement).

* Rappelons que le barn correspond à une section offerte par le noyau à l'interaction de 10^{-24} cm^2 .

** Il s'agit de l'énergie du neutron; les neutrons émis dans une fission ont une énergie moyenne de 2 MeV environ.

Introduction

Nous donnons dans ce tableau une valeur moyenne de la section efficace de fission (proportionnelle à la probabilité d'obtenir cette fission) :

	σ_f barns	ν	α	η
Spectre de neutrons de fission U_{235}				
U_{235}	1,25	2,57	0,087	2,36
Pu_{239}	1,85	3,09	0,043	2,95
Spectre de neutrons d'un réacteur rapide (Superphénix, zone centrale d'après Bussac et Reuss p. 566)				
U_{235}	1,95	2,45	0,3	1,882
U_{238}	0,04	2,90	6,8	0,37
Pu_{239}	1,81	2,92	0,31	2,24
Spectre de neutrons d'un réacteur à neutrons thermiques				
U_{235}	582	2,43	0,171	2,07
U_{238}	0	0	0	0
Pu_{239}	748	2,87	0,377	2,05

2 - Retour sur la présentation des divers types de réacteurs.

Vu l'importance de ces phénomènes, dépassons après l'avoir rappelée la présentation simplifiée des divers types de réacteurs :

2.1 - Présentation simplifiée.

De façon simplifiée, on indique que l'entretien d'une réaction en chaîne dans l'Uranium naturel n'est possible qu'avec des neutrons lents parce que l'Uranium 238 absorbe trop les neutrons rapides émis dans la fission des noyaux de 235, sans être lui-même fissile. On fait remarquer qu'une fois ralentis, les neutrons sont moins absorbés par l'Uranium 238 et brisent plus facilement les noyaux d'Uranium 235. On justifie ainsi la nécessité du ralentissement des neutrons pour entretenir la réaction en chaîne dans les réacteurs à Uranium naturel ou à Uranium faiblement enrichi.

Pour les réacteurs à neutrons rapides, la concentration en matière fissile, Uranium 235 ou mieux Pu_{239} permet d'entretenir la réaction en chaîne et l'excès de neutrons est absorbé par l'uranium 238.

Une telle présentation suffit pour faire comprendre comment se posent les problèmes. Toutefois, quand on cherche à entrer dans les détails, bien des points semblent paradoxaux qu'il faut élucider : ainsi les sections efficaces de capture sont plus faibles pour les neutrons rapides que pour les neutrons lents ; pourquoi, par ailleurs, lorsqu'on veut favoriser les absorptions par U_{238} diminue-t-on sa concentration ?

2.2 - Les possibilités d'entretien de la réaction en chaîne avec les neutrons émis dans la fission de U_{235} .

Pour des neutrons d'énergie de l'ordre de 1 à 2 MeV, les sections efficaces de fission et de capture de U_{235} sont relativement faibles (ordre de grandeur $\sigma_f = 1,25$ barn ; $\sigma_c = 0,5$ barn) et, encore plus faibles pour U_{238} (ordre de grandeur $\sigma_f = 0,12$ barn ; $\sigma_c = 0,08$ barn) ; par contre, les sections efficaces de diffusion σ_s sont de l'ordre de 5 à 6 barns. Les chocs diffuseurs sur les noyaux d'Uranium sont donc bien plus fréquents que les chocs suivis de capture ou de fission.

Ils sont quatre fois plus probables dans le cas de U_{235} et 25 fois plus probables pour U_{238} . Bien que la perte d'énergie soit faible à chaque choc du fait de la différence de masse (le neutron rebondit comme s'il avait frappé un mur), elle est tout de même de l'ordre de 0,8 % à chaque choc élastique et encore beaucoup plus importante en cas de collision inélastique fréquente sur les noyaux d' U_{238} (2 pour 3 diffusions élastiques). Lors d'une collision inélastique, le noyau d'uranium absorbe le neutron et le réémet avec une énergie beaucoup plus faible.

On va donc avoir un affaiblissement en énergie du spectre des neutrons, même si le milieu ne comporte que de l'Uranium.

Les conséquences vont être :

- d'abord, d'empêcher de tabler sur la possibilité de fissionner l'Uranium 238 pour entretenir la réaction en chaîne ; cette fission est, en effet, de moins en moins probable en dessous de 2 MeV, et pratiquement impossible en dessous de 1,35 MeV,

- ensuite d'amener une proportion importante de neutrons dans la région des résonances d'absorption de l'Uranium 238. Cette région commence vers 5000 électrons-volts.

On conçoit donc, qu'il y ait une proportion minimale d'Uranium 235 ou de Plutonium 239 pour que l'entretien d'une réaction en chaîne soit possible avec un spectre de neutrons rapides, c'est-à-dire sans intervention d'un milieu ralentisseur. Cette proportion est d'environ 6 % de U_{235} pour un mélange avec U_{238} et de 4 % pour un mélange de Pu_{239} et d' U_{238} .

En dessous de ces proportions, il n'y a pas de possibilité d'entretien de la réaction. Le rapport des captures aux fissions est trop grand et la production de neutrons de remplacement caractérisée par η est trop faible.

Pour l'entretien d'une réaction en chaîne, il faut que η soit plus grand que 1 : un neutron arrivant dans le combustible doit donner assez de neutrons (η) pour se remplacer lui-même, pour compenser les absorptions dans

les autres matériaux que le combustible et pour compenser les fuites.

L'entretien de la réaction en chaîne exige $\eta > 1$ avec une marge suffisante. La surrégénération exige $\eta > 2$ avec une marge suffisante.

2.3 - Le cas des faibles enrichissements : les réacteurs à neutrons lents.

Si l'on veut néanmoins construire un réacteur avec de l'uranium naturel (0,7 % d'uranium 235, le reste en uranium 238) ou faiblement enrichi, il est nécessaire de ralentir les neutrons avec un milieu modérateur peu absorbant (deutérium, graphite, ou même hydrogène). Ce ralentissement doit être assez rapide (se faire en peu de chocs) pour que les neutrons en ralentissement échappent aux trappes d'absorption de l'Uranium 238.

Arrivés à l'énergie dite thermique (une fraction d'électron-volt), les neutrons ont une grande probabilité de se faire capturer par l'uranium 235 et de le fissionner. La section de capture de l' U_{238} a augmenté, mais bien moins que celle de fission de U_{235} .

2.4 - Le cas des bombes ou engins explosifs.

Il faut absolument éviter les captures sans fission ; le flux devra être aussi dur que possible, c'est-à-dire contenir le plus possible de neutrons d'énergie élevée, donc l'Uranium 238 est à proscrire absolument. Il faudra des matériaux purs U_{235} ou Pu_{239} , un réflecteur de neutrons efficace pour limiter les fuites inutiles et enfin un dispositif maintenant le confinement lorsque la réaction de fission s'est déclenchée, pendant assez de temps pour accumuler une énergie véritablement explosive.

2.5 - Le cas des réacteurs à neutrons rapides.

Avec une concentration en matière fissile suffisante, ces réacteurs peuvent fonctionner. La présence d'Uranium 238 dans le combustible y joue un rôle stabilisateur fort important :

- d'une part, cet Uranium contribue à modifier le flux et à décaler le spectre vers des énergies plus faibles ;

- d'autre part, en cas d'élévation brusque de puissance, donc de température du combustible, l'effet Doppler d'élargissement des bandes d'absorption de l'uranium 238 va agir comme une contre-réaction de température. Même dans les scénarios d'accident de refroidissement où la réactivité du réacteur augmente brutalement, cet effet immédiat limite le dégagement d'énergie (au demeurant considérable).

3 - Conversion de l'Uranium 238 et surgénération.

L'intérêt principal des réacteurs à neutrons rapides est de permettre de consommer l'uranium 238, un peu par fissions directes par les neutrons de grande énergie (15 % des fissions), mais principalement, par conversion de cet Uranium en Pu_{239} ultérieurement fissionnable.

Pour cela, il faut une valeur suffisante du facteur η qui représente le nombre de neutrons de fission émis lors de l'absorption d'un neutron par le combustible.

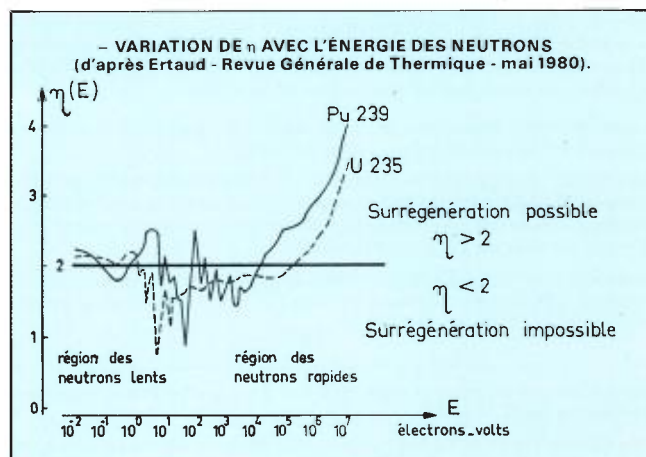
Un des neutrons formés doit servir à entretenir la réaction en chaîne. Il reste donc $\eta - 1$ neutrons pour compenser fuites, absorptions hors du combustible et capturés dans le combustible suivies de fissions.

Notons que seules, dans ces captures, seront utiles les captures transformant un isotope non fissile en isotope fissile, c'est-à-dire principalement celles qui transformeront U_{238} en Pu_{239} .

Pour avoir le rendement de conversion le plus grand possible, on cherchera donc de grandes valeurs de η .

Cela conduit à préférer le Plutonium 239 à l'Uranium 235 et à obtenir le spectre le plus dur possible, donc à proscrire tout ralentisseur de neutrons.

La figure donne la variation de η en fonction de l'énergie des neutrons pour U_{235} et Pu_{239} purs (d'après Ertaud - Revue Générale de Thermique - Mai 1980).



Les réacteurs surgénérateurs pourront donc être constitués d'un mélange de Plutonium et d'Uranium 238 et refroidis par un fluide peu absorbant et peu ralentisseur pour les neutrons. Le sodium répond à ces conditions. Certains projets envisageaient d'utiliser la vapeur d'eau mais le décalage du spectre de neutrons par ralentissement enlève l'intérêt de cette solution. D'autres projets pour l'instant uniquement sur le papier utiliseraient un gaz comme l'hélium.

4 - Le gain de surgénération - Le temps de doublement.

L'intérêt principal des réacteurs surgénérateurs est de convertir l'uranium 238 en Plutonium 239.

On définit le gain de surgénération comme le rapport :

GS = (production - destruction) / destruction des noyaux fissiles.

Ce rapport atteint 1,16 pour le réacteur Phénix, pour 1,12 valeur de projet et pourrait atteindre 1,24 dans le réacteur de Superphénix.

On définit ensuite le temps de doublement qui est le temps que met un réacteur à fournir, en plus du remplacement de son combustible, une quantité de matière fissile suffisante pour constituer un nouveau cœur identique au précédent (1).

Une erreur fréquente est de croire que le temps de doublement est l'inverse de GS -1. C'est faux car en un an, c'est une quantité de matière fissile très inférieure à la quantité totale initialement contenue dans le cœur qui est fissionnée.

Insistons sur le fait que le combustible du premier réacteur s'est remplacé au fur et à mesure et qu'on n'a prélevé que l'excédent. La régénération est permanente; la surgénération chiffrée en cœur supplémentaire demande du temps.

On voit que pour diminuer ce temps de doublement, il faut agir sur le gain de surgénération et sur l'utilisation du combustible dans le réacteur donc augmenter le flux et la durée effective d'utilisation annuelle.

Pour obtenir un gain de surgénération important, il faut, bien sûr, augmenter le facteur η vu précédemment et surtout, utiliser au mieux les fuites de neutrons hors du cœur.

Le cœur d'un réacteur à neutrons rapides a une grande densité en matière fissile et il y règne un flux de neutrons élevés, donc pour une puissance thermique donnée, il sera beaucoup plus compact qu'un cœur à réacteur à eau.

Par suite, les fuites de neutrons hors du cœur vont être très importantes et on va les absorber dans une couverture en uranium 238 qui enveloppe le cœur, latéralement comme vers le haut et vers le bas.

La production de Plutonium (ou plus exactement de noyaux fissiles) à partir de 100 fissions dans le combustible lui-même va se répartir comme suit (exemple de Superphénix) :

- 80 noyaux fissiles produits dans le combustible même;
- 38 noyaux fissiles produits dans les couvertures;
- 118 noyaux fissiles produits pour 100 consommés.

On voit que le combustible s'appauvrit un peu tandis que les couvertures s'enrichissent en matière fissile.

5 - Les surgénérateurs « machines à laver le Plutonium » - l'équivalent Plutonium.

Le Plutonium produit dans les réacteurs à eau légère est un mélange d'isotopes 239, 240, 241 et 242 du Plutonium. Citons, d'après Bussac et Reuss p. 566, les sections efficaces microscopiques pour un flux rapide et le facteur η de ces isotopes et de ceux de l'Uranium et d'après Barjon, Physique des réacteurs de puissance, p. 612, le poids équivalent W en Plutonium 239 (2) :

(spectre type de zone centrale d'un réacteur de 1200 MW à neutrons rapides)

	σ _f	ν	σ _c	η	W
U ₂₃₅	1,951	2,445	0,584	1,882	0,8
U ₂₃₈	0,040	2,900	0,271	0,373	0
Pu ₂₃₉	1,810	2,922	0,547	2,244	1
Pu ₂₄₀	0,371	2,976	0,523	1,235	0,14
Pu ₂₄₁	2,640	2,968	0,568	2,443	1,5
Pu ₂₄₂	0,252	3,087	0,622	0,890	0,04

On voit tout l'intérêt des isotopes de masse impaire, Pu₂₄₁ se révélant meilleur combustible encore que Pu₂₃₉, mais on voit aussi que les isotopes Pu₂₄₀ et ₂₄₂ sont bien plus avantageux que l'Uranium 238 du fait de leur section de fission importante.

Alors qu'ils se comportent comme des poisons neutroniques dans les réacteurs à neutrons lents (Pu₂₄₀ σ_c = 290 barns et Pu₂₄₂ σ_c = 18 barns pour des neutrons thermiques avec de grandes valeurs de l'intégrale de résonance qui caractérise l'absorption des neutrons pendant le ralentissement), dans les réacteurs à neutrons rapides, les isotopes pairs du Plutonium sont utilisables.

La partie combustible fissile du cœur des réacteurs à neutrons rapides peut être chargée en Plutonium contenant des isotopes pairs (de l'ordre de 40 % pour le Plutonium formé dans les réacteurs PWR). Ce cœur s'enrichira en isotopes impairs par absorption de neutrons dans les noyaux pairs U₂₃₈ et Pu₂₄₀ et dans les couvertures pratiquement, il ne se formera que Pu₂₃₉ par capture de neutrons épithermiques; comme les neutrons n'y arrivent pas à l'état thermique, il y a très peu d'absorptions (et de fissions) dans le Pu₂₃₉ formé dans les couvertures. Selon l'expression de M. Storrer du CEA, le réacteur fonctionne "en machine à laver le Plutonium".

Bilan neutronique dans le cœur d'un réacteur surgénérateur.

(d'après Bussac et Reuss, Traité de Neutronique)

Pour 100 neutrons produits :

- 22 sont perdus dans les fuites à l'extérieur du cœur,
- 44 sont capturés sans fission :
 - 8 dans Pu₂₃₉ donnent Pu₂₄₀
 - 2 dans Pu₂₄₀ donnent Pu₂₄₁
 - 0,3 dans Pu₂₄₁ donne Pu₂₄₂
 - 0,1 dans Pu₂₄₂ donne Pu₂₄₃ qui lui-même se transforme en Am₂₄₃
 - 0,2 dans U₂₃₅ donne U₂₃₆
 - 28,4 dans U₂₃₈ donnent U₂₃₉
 - 5 dans les matériaux de structure (Fe, Ni, Cr, Mo, Mn).
- 34 provoquent des fissions qui redonnent 100 neutrons pour entretenir la réaction en chaîne :
 - 26,5 dans Pu₂₃₉ donnent 77,5 neutrons
 - 1,4 dans Pu₂₄₀ donne 4,2 neutrons
 - 1,4 dans Pu₂₄₁ donne 4,2 neutrons
 - 0,03 dans Pu₂₄₂ donne 0,1 neutron
 - 0,8 dans U₂₃₅ donne 2 neutrons
 - 4,2 dans U₂₃₈ donnent 12 neutrons.

On consomme 34,5 noyaux de Pu₂₃₉, 1,7 noyau de Pu₂₄₁, 1 noyau de U₂₃₅ soient 37,2 noyaux fissiles et on produit 28,4 noyaux de Pu₂₃₉, 2 noyaux de Pu₂₄₁ soient 30,4 noyaux fissiles. On voit sur cet exemple ce que nous avions déjà indiqué : dans le cœur lui-même, il n'y a pas remplacement du combustible. La régénération et même la surgénération seront obtenues en récupérant les fuites de neutrons (ici 22 neutrons sur 100 produits) dans les couvertures en Uranium 238 disposées tout autour du cœur.

(1) Nota : Ou, plutôt, si l'on veut être rigoureux, pour constituer un stock de matière fissile suffisant pour constituer un nouveau réacteur : Plutonium contenu dans le cœur d'une part et stock de Plutonium immobilisé dans la chaîne du combustible d'autre part (combustible en attente de retraitement, en retraitement, en cours de fabrication).

(2) W caractérise une équivalence en réactivité des isotopes.

Introduction

Les réacteurs surgénérateurs dans le monde.

Dès l'amorce de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire, l'utilisation de l'isotope 235 de l'Uranium et pas de l'isotope 238 est apparue comme une sorte de gaspillage aux physiciens. Ceux-ci ont poussé leurs efforts dans plusieurs voies: celle des réacteurs à eau lourde développés au Canada (pour des raisons historiques datant de la deuxième guerre mondiale), celle des réacteurs à haute température aux U.S.A. et en Allemagne, celle des réacteurs surgénérateurs enfin.

Pour ceux-ci, le sodium s'est imposé partout comme fluide de refroidissement, associé à deux dispositions principales du cœur du réacteur:

- les réacteurs à boucles (en anglais : loop) de refroidissement comportant

chacune une pompe et un échangeur intermédiaire branchés sur la cuve du réacteur qui ne contient que le cœur. C'est le modèle adopté par les Américains pour Clinch River, par les Allemands pour SNR 300, par les Anglais pour leur premier réacteur DFR, par les Russes pour leur réacteur BN 350 de Chevchenko.

- les réacteurs de type piscine (en anglais : pool) où l'ensemble des pompes et des échangeurs intermédiaires sont intégrés avec le cœur dans la cuve du réacteur. C'est le type de réacteur adopté en France pour Phénix et Creys-Malville, par les Anglais pour leur réacteur PFR de Dounreay, par les Russes pour leur réacteur BN 600 et par les Américains pour le réacteur EBR II.

Caractéristiques des principaux réacteurs à neutrons rapides.

Nom du réacteur	Pays	Lieu	Date de criticité	Puissance thermique	MW électrique	Combustible	Système de refroidissement (1)
Réacteurs en service ou arrêtés							
EBR I (arrêté)	U.S.A.	Arco (Idaho)	1951	1,2	0,2	Uranium enrichi	1 boucle
BR 5	U.R.S.S.	Obninsk	1958	5		PuO ₂ et UC	2 boucles
DFR (arrêté)	Royaume-Uni	Dounreay	1959	10	14	UO ₂	24 boucles
Enrico Fermi (arrêté)	U.S.A.	Detroit (Michigan)	1963	300	60,9	U	3 boucles
EBR II	U.S.A.	Arco (Idaho)	1963	62,5	18,5	U	piscine
KNK II	République Fédérale	Karlsruhe	1977		20	PuO ₂ - UO ₂	
Rapsodie	France	Cadarache	1966	20		PuO ₂ - UO ₂	2 boucles
Sefor (arrêté)	U.S.A.	Fayetteville (Arkansas)	1969	20		PuO ₂ - UO ₂	1 boucle
BOR 60	U.R.S.S.	Melekess	1969	60	12	UO ₂	2 boucles
BN 350	U.R.S.S.	Chevchenko	1972	1000	150	PuO ₂ - UO ₂	6 boucles
Joyo	Japon	Oarai	1977	100		PuO ₂ - UO ₂	2 boucles
Phénix	France	Marcoule	1973	560	250	PuO ₂ - UO ₂	piscine
PFR	Royaume-Uni	Dounreay	1974	600	250	PuO ₂ - UO ₂	piscine
FFTF	États-Unis	Hanford (Washington)	1980	400		PuO ₂ - UO ₂	3 boucles
BN 600	U.R.S.S.	Beloyarsk	1980	1470	600	PuO ₂ - UO ₂	piscine
Creys-Malville	France	Creys-Malville	1986	2900	1200	PuO ₂ - UO ₂	piscine
Réacteurs en construction en 1986							
SNR 300	R.F.A.	Kalkar		736	312	PuO ₂ - UO ₂	3 boucles
PEC	Italie	Brasimone		125		PuO ₂ - UO ₂	2 boucles
Monju	Japon	Shivaki		714	300	PuO ₂ - UO ₂	semi-piscine 3 boucles

	Rapsodie	Dounreay DFR	EBR II	BOR 60	Phénix	Dounreay PFR	FFTF	BN 350 Chevchenko	CRBR Clinch River	SNR 300 Kalkar	BN 600	Creys-Malville
Puissance thermique brute MW th.	24 puis 40	72	62	60	560	600	400	1000	975	730	1470	3000
Puissance électrique MW él.	0	15	20	12	250	270		150 + dessal.	350	327	600	1240
Partie active du cœur:												
- hauteur m	0,32	0,53	0,36	0,41	0,85	0,9	1,2	1,06	0,91	0,95	0,75	1
- diamètre m	0,40	0,53	0,65	0,40	1,39	1,45	0,914	1,50	2,02	1,78	2,05	3,6
Masse totale du combustible actif (kg)	94 U 40 Pu	340	590	176 U 235	4300	4100	1870	1050 U 235	31000 total	5100	1260 U 235	31500
Nature du combustible actif	UO ₂ et PuO ₂	U à 7% de Mo	U	UO ₂	UO ₂ PuO ₂	PuO ₂ UO ₂	PuO ₂ UO ₂	UO ₂ ou PuO ₂	UO ₂ PuO ₂	UO ₂ PuO ₂	UO ₂ PuO ₂	UO ₂ PuO ₂
Enrichissement de la zone fissile	85% U 235	75% U 235	67% U 235	90% U 235	19,2% Pu à 27,2%	24% à 30%	22,4% Pu et U à 27,4% de 235	23,19% U 235	32,8% Pu	23,7% à 33,3% Pu		15% Pu
Puissance thermique par litre de cœur en kW/l:												
- moyenne	800	440	670	800	406	500	390	500	456	330	550	280
- maximale	1090	500	1000		646	700	670		690	510	840	
Puissance linéique des aiguilles combustible KW/m	43		28		43	45	24		52,5	36,8		28
Taux de combustion attendu MW/jt	65 000	25 000	42 000	10% noyaux brûlés	100 000	61 000	80 000	38 000	110 000 150 000	56 000	10% noyaux brûlés	70 000 à 100 000
Nuance de l'acier inoxydable de cuve	316	18/8	304	18 H 9	316		304		304	X6CrNi 1811		316
Épaisseur en partie courante de cuve mm	15	12,7	13	20-30	15	16	63,5	30	60	60-40		25
Hauteur de la cuve m	2,35	3,20	7,9	6,20	12	12,80	13,11	13,9	17,30	15		19,5
Diamètre de la cuve m	2,35	6,30	7,9	2,10	12	12,30	6,1	6	6,17	6,7		21,5
Température du sodium entrée/sortie cœur/°C	400/537	230/350	371/472	360/600	400/560	400/562	316/459	300/500	388/535	377/546	377/550	395/545
Nombre de pompes primaires et débit unitaire en tonnes/h	2 306	24 68	20 800	2	3 3600	3 3400	3 2689	6 14000	3 6350	3 4262	32400	4 15264

D'après Nuclear Engineering International - Juillet-Août 1980 - complété par le dépliant Creys-Malville, Nuclear Safety - vol. 16 n° 5 Septembre-Octobre 1975, Nuclear Safety Design of the CRBR by John Graham; Teploenergetika 1977, 24 (11) 47-53, Nuclear Power Stations in the Soviet Union by Ermakov.

U.S.A.

C'est à Los Alamos qu'a fonctionné le premier réacteur à neutrons rapides en 1946, Clementine, 25 kW thermiques, réacteur au Plutonium, destiné à des études de physique, refroidi avec du mercure.

Plusieurs réacteurs ont suivi :

- EBR I (Experimental breeder reactor) a fonctionné de 1951 à 1963 à Arco (Idaho). D'une puissance thermique de 1 400 kW thermiques et 200 kW électriques, il fut le premier réacteur au monde à produire de l'électricité. Il utilisait de l'Uranium très enrichi, refroidi par un alliage de sodium et de potassium.

- EBR II, construit lui aussi à Arco, produit de l'électricité depuis 1965. D'une puissance de 15,7 MW, il avait produit 1,2 milliard de kilowatt-heures au 31.12.80. Il montra la faisabilité d'une installation intégrant sur le même site, le réacteur, la fabrication du combustible et le retraitement de ce combustible.

- "Enrico Fermi", réacteur commercial construit à partir de 1956, par la Compagnie Detroit Edison en coopération avec des compagnies japonaises. Prévu pour une puissance électrique de 60 MW, critiqué en août 1963, un grave incident de refroidissement l'endommage en octobre 1966. Remis en état après 4 ans de travail, il fut de nouveau couplé au réseau en 1970 et arrêté, peu après, pour des raisons financières.

Le développement du programme américain prévoyait alors 6 axes de travail ;

- physique des réacteurs qui, après la période de recherche et de développement utilisant EBR I et II, fut basée sur le ZPPR (Zero Power Plutonium Reactor) ;

- combustible et matériaux qui, après les essais dans EBR II, utilise le réacteur d'essais FFTF (Fast Flux Test Facility). Construit à Hanford par Westinghouse Hanford Company depuis 1970, il est entré en service en décembre 1980 ;

- recyclage du combustible qui reposait sur le HRPP (Hot Reprocessing Pilot Plant), prévu pour 1984 avant décision d'arrêt du Président Carter ;

- sûreté avec plusieurs réacteurs, notamment Sefor réacteur de 20 MW thermiques installé à Fayetteville (Arkansas), en service de 1969 à 1972 ; TREAT (Transient Reactor Test Facility) ; ETR (Engineering Test Reactor) ; sont en projet, les réacteurs SAREF (Safety Research Experiment Facility) et SUPER-TREAT ;

- mise au point des composants nucléaires, qui utilise les installations du LMEC (Liquid Metal Engineering Center), au laboratoire national d'Argonne, permettant des essais de pompes, des essais de matériels en sodium, etc. Le réacteur FFTF complète ces installations ;

- programme expérimental de centrales nucléaires : FFTF est entré en service en décembre 1980, devait être suivi de DEMO (Demonstration Plant), devenu CRBR (Clinch River Breeder Reactor) puis de NCBP (Near Commercial Breeder Reactor) et des premiers réacteurs commerciaux dans les années 1990.

Le réacteur de Clinch River, situé à Oakridge (Tennessee) a été commandé en 1972 à Westinghouse par l'ERDA qui voulait en confier l'exploitation à la Tennessee Valley Authority. Ce réacteur était prévu pour une puissance thermique de 975 MW et une puissance électrique de 350 MW (une fois et demie Phénix). Malgré la dépense de près de 2 milliards de dollars, la réalisation de ce réacteur, déjà gelée en 1977 par le président CARTER, a été abandonnée début 1984. Cependant beaucoup d'efforts de recherche et d'essais continuent aux Etats-Unis.

Allemagne Fédérale.

Après avoir étudié l'usage du sodium à Karlsruhe sur un réacteur à neutrons thermiques, KNK I, ce réacteur a été équipé d'un cœur à neutrons rapides. Ce réacteur KNK II prévu pour 20 MW électriques a divergé en octobre 1977. Un réacteur de puissance 300 MW électriques SNR 300 est en construction à Kalkar sur le Rhin depuis 1973. Retardé par diverses péripéties administratives, son achèvement est prévu pour 1987.

Ce réacteur devrait être suivi de SNR 2, réacteur de 1 300 MW électriques, construit dans le cadre de la Société internationale ESK qui associe à l'Allemagne, l'Italie et la France. Cette opération symétrique de la construction de Creys-Malville par NERSA n'a pas encore commencé effectivement.

Japon.

Le Japon s'intéresse depuis longtemps aux réacteurs surgénérateurs. Rappelons sa participation à la construction d'Enrico Fermi à Detroit. La première étape fut celle d'un réacteur de 50 MW thermique, Joyo, commencé en 1970, critiqué depuis avril 1977. La construction du réacteur MONJU, de 300 MWe, a débuté en 1985. Sa mise en service est prévue en 1991.

Italie.

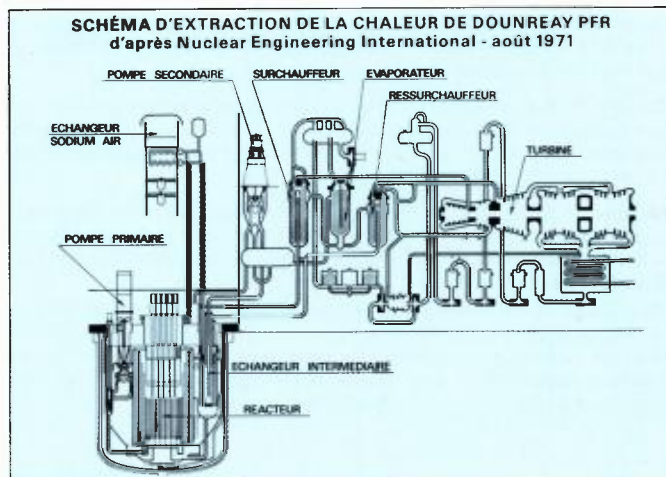
Un réacteur PEC de 135 MW thermiques est en construction pour encore quelques années.

Inde.

Le réacteur FBTR, inspiré de Rapsodie, de 42 MW thermiques et 17 MW électriques est en service depuis octobre 1985 à KALPAKKAM, près de Madras.

Royaume-Uni.

Dès 1950, l'UKAEA a commencé l'étude des réacteurs à neutrons rapides. Après les petits réacteurs Zéphyr (au Plutonium) et Zeus (à l'Uranium enrichi), en 1954-55 fut décidé le réacteur DFR (Dounreay Fast Reactor) critiqué en 1959. D'une puissance de 60 MW thermiques et 14 MW électriques, DFR a produit 580 MWh jusqu'à son arrêt en mars 1977. Il fut suivi de PFR (Prototype Fast Reactor) construit lui aussi à Dounreay sur la côte Nord de l'Ecosse. D'une puissance thermique de 600 MW, électrique de 250 MW, il a été couplé au réseau en janvier 1975 et avait produit 3,5 TWh au 1^{er} Octobre 1986.



U.R.S.S.

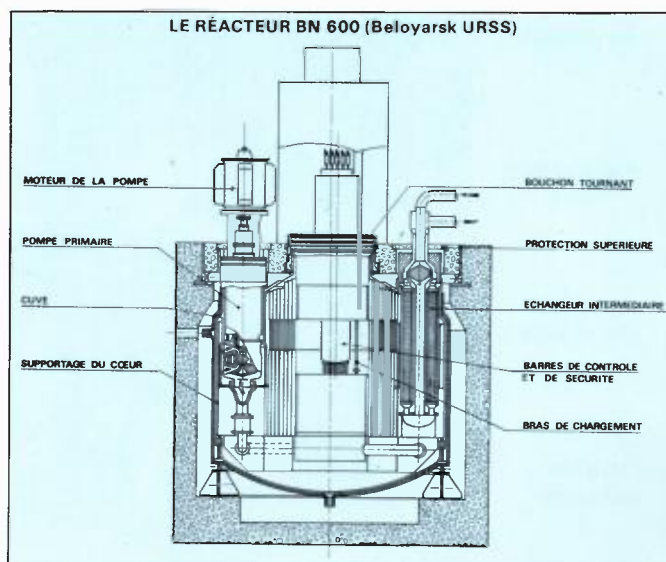
Le programme soviétique a commencé dès 1955 avec un petit réacteur au Plutonium d'une puissance de 100 Watts, BR 1 destiné à des expériences de physique.

Il fut suivi, en 1956, du BR 2 réacteur au Plutonium, refroidi au mercure, d'une puissance de 100 KW thermiques et ensuite du BR 5 réacteur d'essais de 5 MW thermiques en service depuis 1958 destiné aux essais sur les combustibles puis d'un réacteur de 60 MW de puissance thermique BOR 60 construit à partir de 1965, critiqué en décembre 1969.

Le premier réacteur de production d'électricité BN 350 fut construit à Chevchenko sur la rive asiatique de la mer Caspienne. En service depuis 1972, il a une puissance thermique de 1000 MW thermiques produisant 150 MW électriques et de la vapeur pour une usine de dessalement d'eau de mer. Plusieurs incidents sur les générateurs de vapeur ont perturbé son fonctionnement dans les premières années.

Un second réacteur de puissance BN 600 de 1470 MW thermiques et 600 MW électriques est entré en service en 1980 à Beloyarsk. Des projets (BN 800 et BN 1600) de 800 et 1600 MW électriques sont à l'étude.

En septembre 1986, la presse soviétique a annoncé la décision de construire un réacteur rapide de 800 MWe sur le site de BELOYARSK.



Introduction

Creys-Malville dans la suite des réacteurs surgénérateurs français.

Pour pouvoir étudier des réacteurs à neutrons rapides, il fallait disposer de plutonium ou d'uranium très enrichi. C'est la raison pour laquelle la France a commencé bien après les Américains, les Russes ou même les Anglais, en étudiant à partir de 1953, la technologie de refroidissement par métaux liquides, puis à partir de 1957, en préparant le projet Rapsodie avec divers petits réacteurs d'études et d'essais (Harmonie, Masurca et Cabri). De 1962 à 1966, le CEA entreprit la construction de Rapsodie à Cadarache. Ce réacteur conçu au départ pour une puissance thermique de 20 MW atteinte début 1977, fut ensuite modifié (expérience Fortissimo) pour atteindre une puissance de 40 MW (Août 1970). Ce réacteur à deux boucles de refroidissement en sodium a servi de banc d'essai pour la mise au point du combustible, du pilotage du réacteur, des pompes et échangeurs de sodium. Il a été arrêté en 1983.

Dès 1965-1966, commença l'étude d'un réacteur de puissance destiné cette fois à produire de l'électricité et à démontrer la faisabilité industrielle d'un réacteur surgénérateur; ce fut le réacteur Phénix dont les travaux ont commencé fin 1968 à Marcoule.

De son côté, E.D.F. mettait en service aux Renardières une boucle d'essai en sodium, le CGVS (circuit de générateur de vapeur en sodium) qui a permis d'essayer les composants de Phénix, puis le Creys-Malville, en vraie grandeur ou modèle réduit.

Phénix a été conçu et établi par une équipe commune CEA-E.D.F. Ce réacteur, d'une puissance de 563 MW thermiques et 250 MW électriques utilise le concept de circuit primaire intégré: les pompes et les échangeurs intermédiaires sont plongés dans la même cuve que le cœur enfermant ainsi tout le sodium primaire dans la même enceinte.

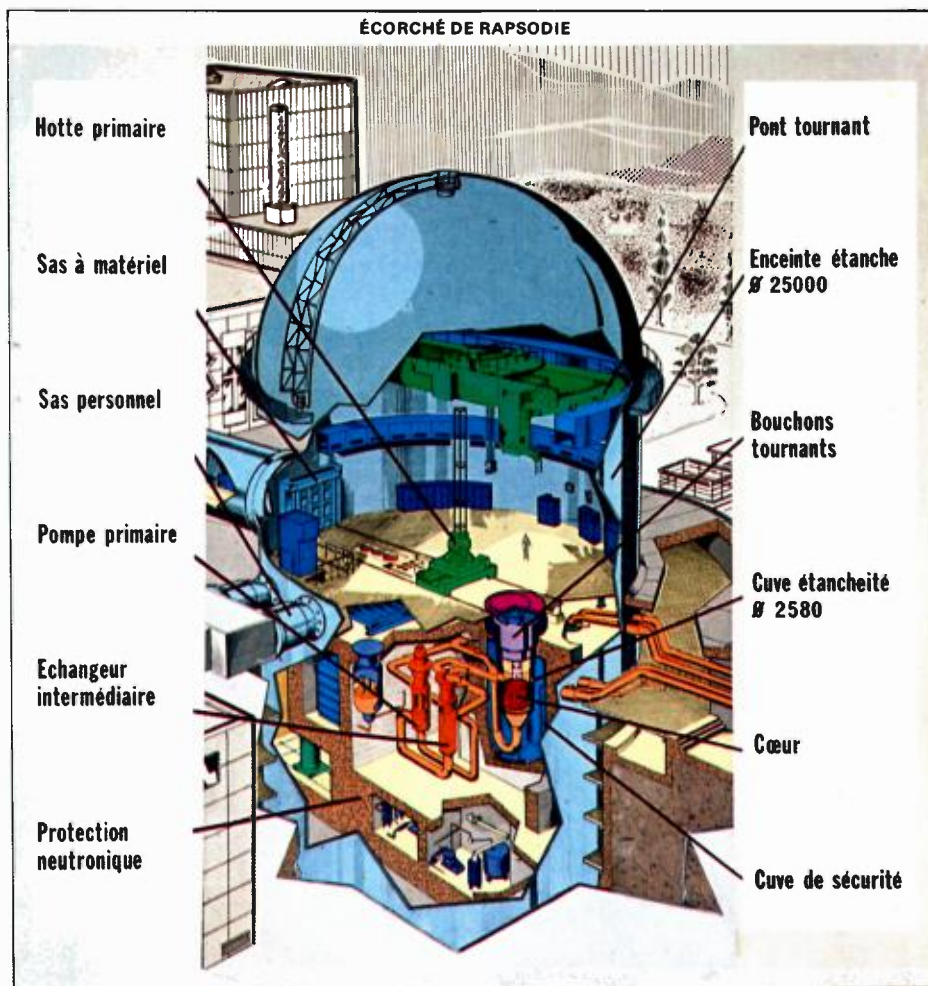
La première divergence de Phénix intervint le 31 Août 1973, le premier couplage le 13 Décembre 1973 et la puissance nominale fut atteinte en Mars 1974. Le cycle du combustible a été bouclé dès 1980.

Au 31 Octobre 1986, Phénix avait produit plus de 16 milliards de kilowattheures. Les deux seuls incidents notables à signaler sont les suivants:

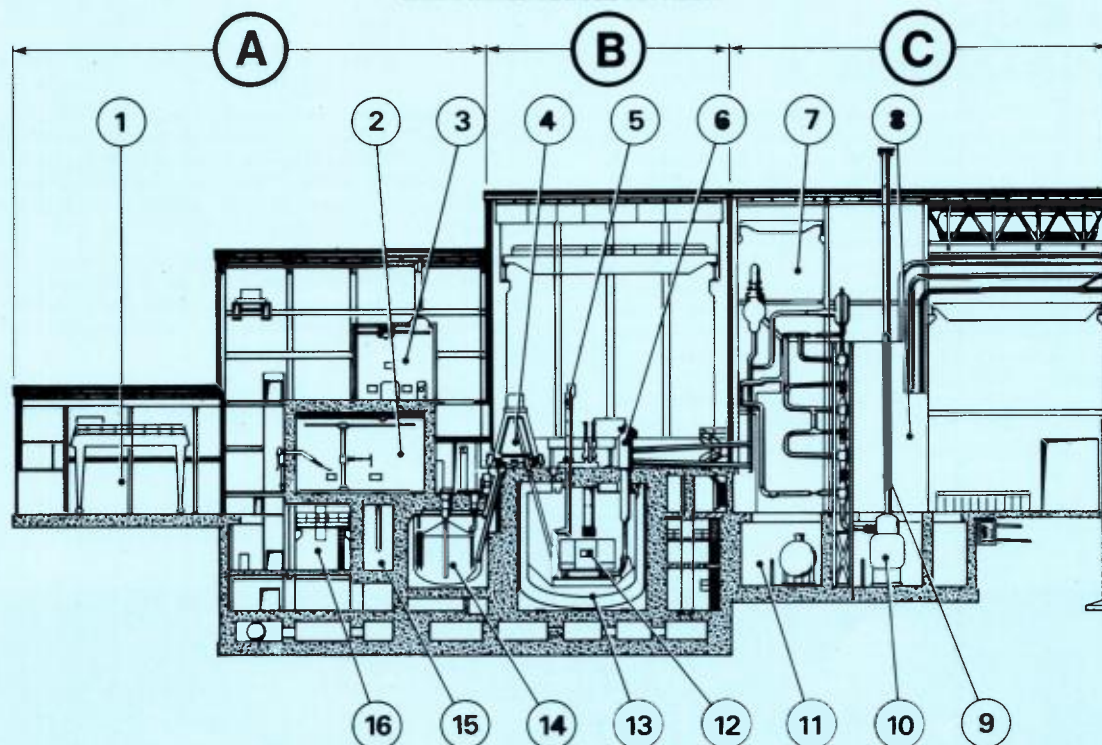
- une fuite de sodium secondaire apparut en 1976 sur les échangeurs intermédiaires due à un défaut mineur dans la conception de l'appareil. La réparation systématique des échangeurs a été terminée début 1978 sans difficultés de radioprotection et sans que Phénix cesse de fonctionner;

- Entre le 29 Avril 1982 et le 20 Mars 1983, 4 fuites d'eau ont été décelées sur les resurchauffeurs des 3 générateurs de vapeur. La détection de l'hydrogène, produit par la réaction sodium-eau, a révélé les fuites dès leur apparition. L'installation rapidement décomprimée côté eau-vapeur a été arrêtée en toute sécurité. A chaque incident, après remise en ordre des circuits, la centrale a pu redémarrer au 2/3 de sa puissance nominale. A la mi-août 1983, les 3 resurchauffeurs avaient été remplacés et la centrale avait repris son fonctionnement normal.

C'est en 1971 que commencèrent les études préliminaires de Superphénix, tranche de 1200 MW électriques, implantée à Creys-Malville, visant par l'augmentation de puissance à diminuer le coût des investissements au kilowatt installé et à s'approcher d'un prix du kilowattheure compétitif avec l'électricité produite par les autres réacteurs. La chaudière nucléaire est de même conception (circuit intégré) que celle de Phénix. Elle est étudiée et réalisée par Novatome-Nira, d'après une licence Serena basée sur un procédé CEA. La centrale de Creys-Malville est construite par la Société Internationale Nersa.



COUPE LONGITUDINALE DE PHÉNIX



- A** Bâtiment des manutentions **B** Bâtiment du réacteur **C** Bâtiment des générateurs
- 1 Magasins 7 Pompe à sodium secondaire 13 Bloc réacteur
 2 Cellule des éléments irradiée 8 Générateur de vapeur 14 Barillet de stockage extérieur
 3 Super-cellule 9 Dispositif de décharge 15 Lavage des éléments irradiés
 4 Sas de manutention 10 Séparateur H/Na 16 Evacuation des châteaux de plomb
 5 Bras de transfert 11 Stockage du sodium secondaire
 6 Pompe à sodium primaire 12 Cœur

Caractéristiques comparées de Phénix et de Creys-Malville.

	Phénix	Creys-Malville
Cuve principale : hauteur m	11,80	17,26
diamètre m	12	21,05
épaisseur mm	15	25
masse tonnes		350
Dalle de couverture : diamètre m	15,10	25,70
hauteur m	1,50	2,90
Diamètre du grand bouchon tournant m	3,60	11,50
Diamètre du petit bouchon tournant m	pas de petit bouchon	6,0
Dôme du réacteur : diamètre m		25,70
hauteur m		18,20
Température d'entrée de sodium dans le cœur °C	400 °C	395 °C
Température de sortie de sodium dans le cœur °C	560 °C	545 °C
		3300
Masse de sodium dans la cuve tonnes	850	
Débit de sodium dans le cœur kg/s	3060	16400

Nombre de pompes primaires	3	4
Débit unitaire d'une pompe primaire kg/s	1020	4240
Vitesse nominale tours/minute	825	452
Hauteur de refoulement (m Na)	76	63
Température de fonctionnement	400 °C	395 °C
Hauteur d'une pompe primaire	10,07	13,6
Diamètre d'une pompe primaire	1,45	2,5
Masse d'une pompe primaire tonnes	22	82*
Puissance maxi d'une pompe primaire MW	1	4,19

	Phénix	Creys-Malville
Nombre d'échangeurs intermédiaires	6	8
Puissance thermique unitaire MW	94	395
Température de sodium primaire entrée °C	560 °C	542 °C
Température de sodium primaire sortie °C	397 °C	392 °C
Température de sodium secondaire entrée °C	350 °C	345 °C
Température de sodium secondaire sortie °C	550 °C	525 °C
Nombre de tubes d'un échangeur	2279	5380
Diamètre des tubes mm	14	14
Épaisseur des tubes mm	1	1
Hauteur d'un échangeur intermédiaire m	12,30	18
Diamètre d'un échangeur intermédiaire m	1,45	2,40
Masse d'un échangeur intermédiaire tonnes	20	51

Nombre de pompes secondaires	3	4
Vitesse de rotation tours/minute	925	537
Débit unitaire kg/s	737	3300
Hauteur unitaire m Na	38	28
Température de fonctionnement °C	350 °C	345 °C
Puissance d'une pompe secondaire MW	0,56	1,2
Diamètre des liaisons : - pompes - GV		1 de 1 m de diamètre
- échangeurs intermédiaires pompes - GV		2 de 0,7 m de diamètre

*sans protection biologique (40 tonnes)

La réalisation de Creys-Malville.

La société NERSA

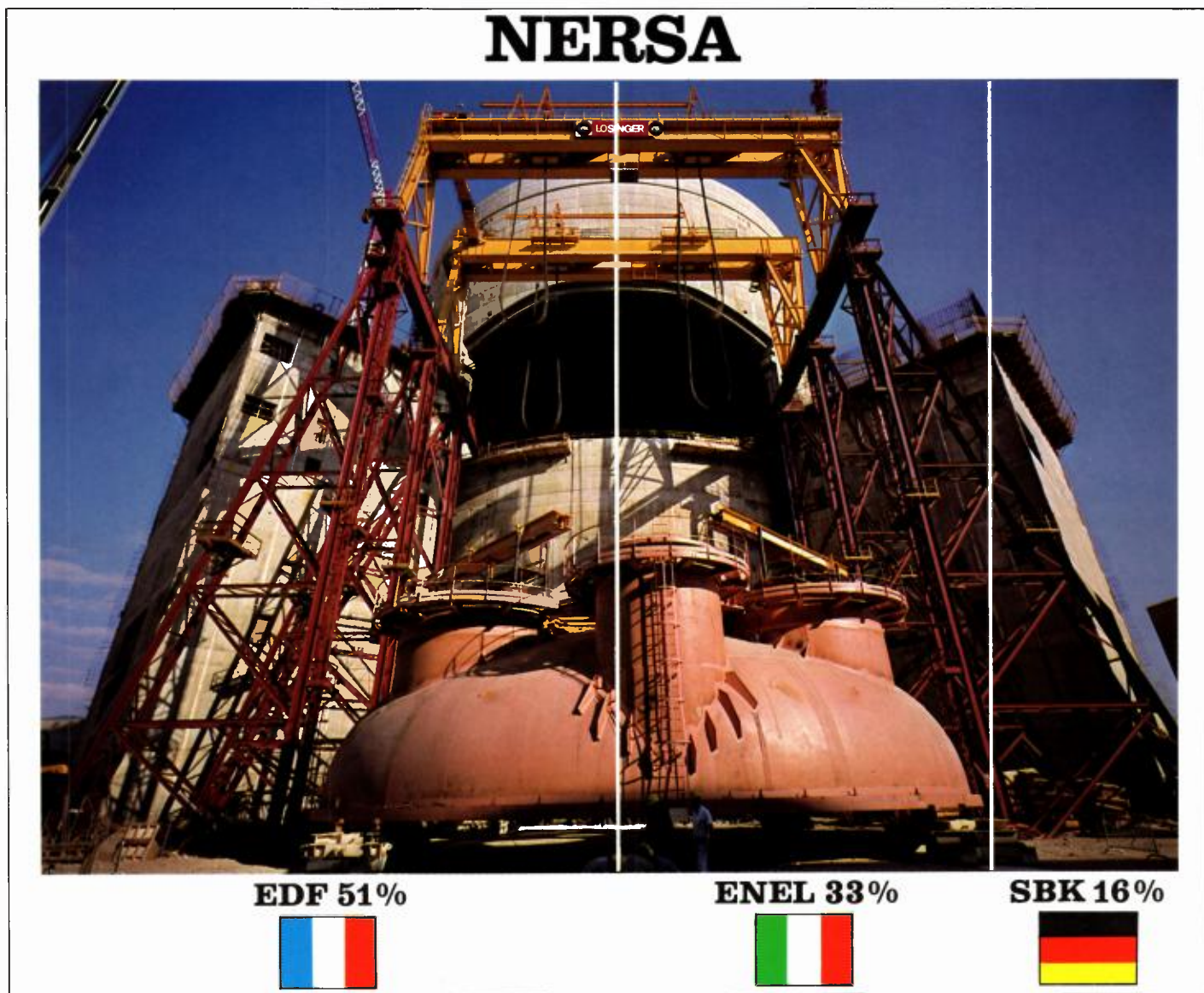
Dès l'origine du projet, il est apparu avantageux de réaliser ce réacteur dans le cadre d'une société internationale, de façon à partager la charge des investissements, à bénéficier d'un regroupement des équipes de recherches, à éviter de disperser les efforts en menant en parallèle des expériences identiques.

C'est la raison pour laquelle, dès Juillet 1971, trois producteurs européens d'électricité décidaient de s'associer et signaient le 28 Décembre 1973, une convention prévoyant la construction, en France, d'un réacteur de 1200 MW électriques dérivé de Phénix dans le cadre de la Société Nersa et la construction en RFA d'un réacteur de même puissance dérivé du réacteur SNR 300 de Kalkar, dans le cadre de la Société ESK. Les trois partenaires étaient initialement Électricité de France (EDF), Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL, Société nationale de production et de distribution d'électricité en Italie), Rheinisch Westfälisches Elektrizitätswerk (RWE, une des plus importantes sociétés d'électricité allemande).

Depuis la constitution de Nersa (8 juillet 1974), RWE a cédé sa participation à la Société SBK (Schnellbrüter Kernkraftwerk Gesellschaft mbH) qui associe : - RWE : 68,85 % ; - SEP (Association de producteurs d'électricité néerlandais) : 14,75 % ; - Electronucléaire (Association de producteurs d'électricité belges) : 14,75 % ; - CEGB (Central Electricity Generating Board, United Kingdom) : 1,65 %.

Les frais d'investissement sont répartis au prorata des parts, étant entendu que la répartition des contrats et commandes est telle que les sommes versées retournent dans leur pays d'origine. EDF assurera l'exploitation pour le compte de Nersa et l'électricité produite sera répartie entre les partenaires.

Les participations à la Société NERSA (Centrale Nucléaire Européenne à neutrons rapides-Société Anonyme), sont les suivantes :



Contrats

Chaudière nucléaire (3)

	Entrepreneur ou Constructeur	Pays
Constructeur principal de la chaudière	Novatome (1)	France
Combustible	Nira (2)	Italie
	CEA-Cogema	France
	Agip-Nucleare - Fiat	Italie
	Sicn	France
Éléments de protection neutronique latérale	Sicn	France
	Interatom	R.F.A.
Mécanismes des barres de contrôle	Novatome-Neyrpic	France
	Creusot-Loire	Italie
	Nira-Fiat	Italie
Cuve principale	Neyrpic	France
	Nira - Breda - Atb - Cimi	Italie
Cuve de sécurité	Neyrpic	France
	Nira - Atb - Fochi	Italie
Cuves internes et baffles	Neyrpic	France
	Nira - Breda - Atb - Cimi	Italie
Platelage	Neyrpic	France
	Nira - Breda - Cimi	Italie
Bouchon couvercle cœur	Neyrpic	France
	Nira - Breda - Fochi	Italie
Dalle	Neyrpic	France
	Nira - Breda (4)	Italie
Dôme du réacteur	Nira Belleli	Italie
Bouchons tournants	Neyrpic - Nira	France
Dispositifs de manutention du combustible	Novatome - Neyrpic	France
	Nira - Cmi	Italie
Pompes primaires	Jeumont Schneider	France
Moteurs des pompes primaires	Nira - Ansaldo	Italie
Pompes secondaires	Jeumont Schneider	France
	Nira - Fiat	Italie
Moteurs des pompes secondaires	Siemens	R.F.A.
Échangeurs intermédiaires:		
- coordination	Nira	Italie
- études	Stein Industrie	France
- construction	Franco Tosi - Breda	Italie
Générateur de vapeur	Creusot-Loire	France
Circuits sodium secondaire	Stein Industrie	France
Installation électrique générale	CGEE Alsthom	France
	BBC	R.F.A.
Relayage	Siemens	R.F.A.
Barillet de stockage du combustible	Interatom Noell	R.F.A.
	Nira Fochi	Italie
	Novatome	France
Cellule de lavage et décontamination	Interatom	R.F.A.
	Novatome	France
Hottes pour manutentions spéciales	ACB	France
Evacuation des assemblages irradiés	Interatom	R.F.A.
	Novatome	France

(1) Novatome associe: Framatome 70%; Neyrpic 15%; Alsthom-Atlantique 15%.

(2) Nira (Nucleare Italiana Reattori Avanzati) associe: AMN (Ansaldo meccanica nucleare): 57,5%; Agip Nucleare (END) 17,5%; Franco Tosi 10%; Fiat TTG 10%; Belleli 5%.

(3) La chaudière nucléaire est construite d'après une licence Serena basée sur un procédé CEA, par Novatome (66%) associé à Nira (33%).

(4) Breda désigne la Division Breda Generazione vapore de la Società Ansaldo, ex Breda Termomeccanica.

Matériel électrique.

	Entrepreneurs ou Constructeurs	Pays
Transformateurs principaux	ACEC	Belgique
Plate-forme transformateurs principaux	CEI	Italie
Interrupteur enclencheur	CEI	Italie
	Delle Alsthom	France
Plate-forme transformateurs auxiliaires	CEI-	
	Magrini Galileo	Italie
Transformateurs auxiliaires et de soutirage	Ind. Elect.	
	Di Legnano	Italie
Tableaux 7,2 kV	Magrini Galileo	Italie
Tableaux basse tension	CEI	Italie
Moteurs	Schorch	R.F.A.
Transformateurs basse tension	Starkstrom-	
	Geratebau	R.F.A.
Groupes électrogènes	GMT	Italie
Éclairage	CGEE	France
Installation électrique générale	CGEE	France
	BBC-Mannheim	R.F.A.
Relayage statique	Siemens	R.F.A.
Matériel de régulation	Hartmann & Braun	France
Traitement de l'information	Sodeteg	France

Matériels mécaniques.

	Entrepreneurs ou Constructeurs	Pays
Groupe turbo-alternateurs	Ansaldo	Italie
Poste de condensation et de réchauffage	Alsthom	
	Atlantique	France
	FBM	Italie
Pompe d'extraction	Termomeccanica	Italie
Turbo-pompes alimentaires	Sulzer Weise	R.F.A.
	Franco Tosi	Italie
Moto-pompes alimentaires	Sulzer Weise	R.F.A.
Pompes de circulation	Bergeron	France
Grilles - dégrilleurs - batardeaux	Magrini-Galileo	Italie
Filtres rotatifs	Beaudrey	France
Circuits basse pression et circuits divers	Fochi	Italie
Circuits haute pression	Nordon	France
	Mannesmann-	
	Anlagenbau	R.F.A.
Engins de manutention	Zerbinati	Italie
Ascenseurs et monte-charges	Schindler	R.F.A.
Pompes auxiliaires eau brute	Ateliers	
	Mécaniques	
	Belges	Belgique
Production eau déminéralisée	Castagnetti	Italie
Ventilation et conditionnement	DSD	R.F.A.
	Aerimpianti	Italie

Bâtiments et Ouvrages.

	Entrepreneurs ou Constructeurs	Pays
Travaux de terrassement d'infrastructure	Lecat	France
	Mazza	
	Perrier	
Génie-Civil des bâtiments	Fougerolle	France
	Condotte d'Acqua	Italie
	Philipp Holzmann	R.F.A.
Charpentes métalliques	IMPA	Italie
Menuiseries métalliques	SOMEL	France
		Italie
Conduites de circulation de l'eau des condenseurs	Bonna	France
Peintures	Prezioso	France
Second œuvre et finitions	Pitance	France
Bureaux, ateliers, magasins	Maillard & Duclos	France
Portique de levage	Losinger	Suisse

Quelques dates clefs.

Nersa.

- 23 Décembre 1972** : Loi française autorisant la création d'entreprises exerçant en France une activité d'intérêt européen en matière d'électricité.
- 13 Mai 1974** : Décret signé du Premier Ministre autorisant la création de Nersa.
- 8 Juillet 1974** : Constitution de la Société Nersa, société de droits français.
- 20 Décembre 1976** : Décision définitive du Conseil de Surveillance de Nersa de construire effectivement Creys-Malville.

Autorisations administratives.

- 17 Juin 1973** : Arrêté du Préfet de l'Isère ordonnant la mise à l'enquête d'utilité publique de la Centrale de Creys-Malville.
- 2 Mai 1977** : Décret de déclaration d'utilité publique de la Centrale de Creys-Malville.
- 12 Mai 1977** : Décret d'autorisation de création de la Centrale de Creys-Malville.

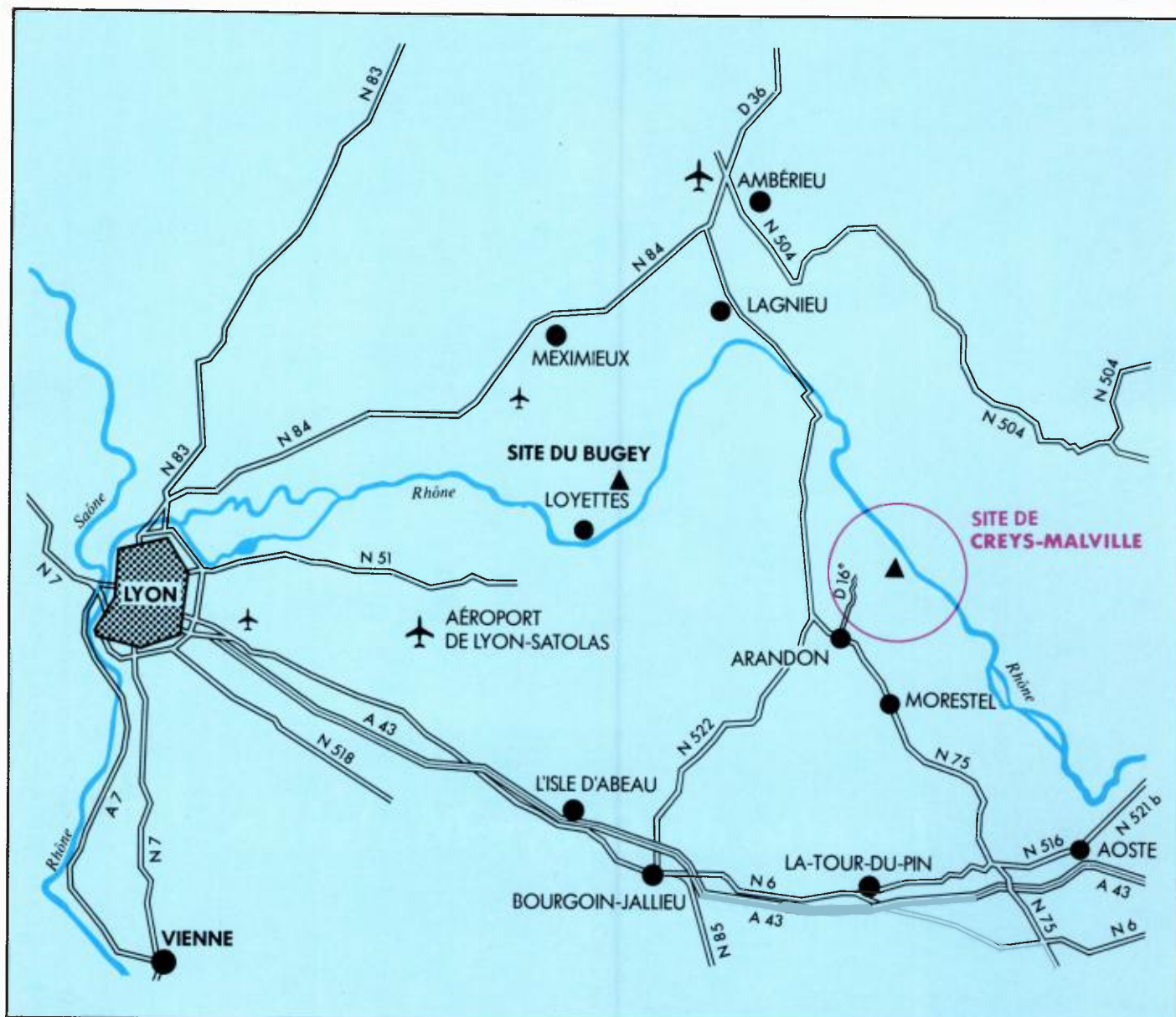
Déroulement des travaux.

- 1973** : Premières acquisitions de terrains.
- De Décembre 1974 à 1976** : Travaux préliminaires d'infrastructure et de terrassements.
- Décembre 1976** : Début des travaux du radier du bâtiment réacteur.
- Décembre 1979** : Fin de mise en place du coffrage du dôme du bâtiment du réacteur.
- Mai 1980** : Introduction de la cuve de sécurité.
- Décembre 1980** : Mise en place de la dalle du réacteur
- Juin 1981** : Début de livraison du sodium sur le site.
- 16 Juin 1981** : Mise en place des bouchons tournants.
- Avril 1982** : Arrivée du premier générateur de vapeur.
- Octobre 1984** : Mise en sodium du bloc réacteur.
- 7 Septembre 1985** : Première divergence.
- 14 Janvier 1986** : Couplage au réseau électrique.
- 9 Décembre 1986** : Pleine puissance.

1



Le site de Creys-Malville.



Localisation du site.

La Centrale de Creys-Malville est installée dans le département de l'Isère, en bordure du Rhône, à une cinquantaine de kilomètres de Lyon.

Elle est située près du hameau de Malville, sur le territoire de la commune de Creys-Pusignieu à 9 km de la petite ville de Morestel. Elle est aisément accessible depuis la RN 75 Bourg-Grenoble. Son raccordement au réseau de la SNCF est prévu dans l'avenir.

Le site appartient à la zone jurassienne du plateau de Crémieu qui se raccorde au-delà de la rive droite du Rhône au Jura plissé dont les contreforts forment l'arrière-plan du paysage (Massif du Molard de Don, Monts du Bugey).

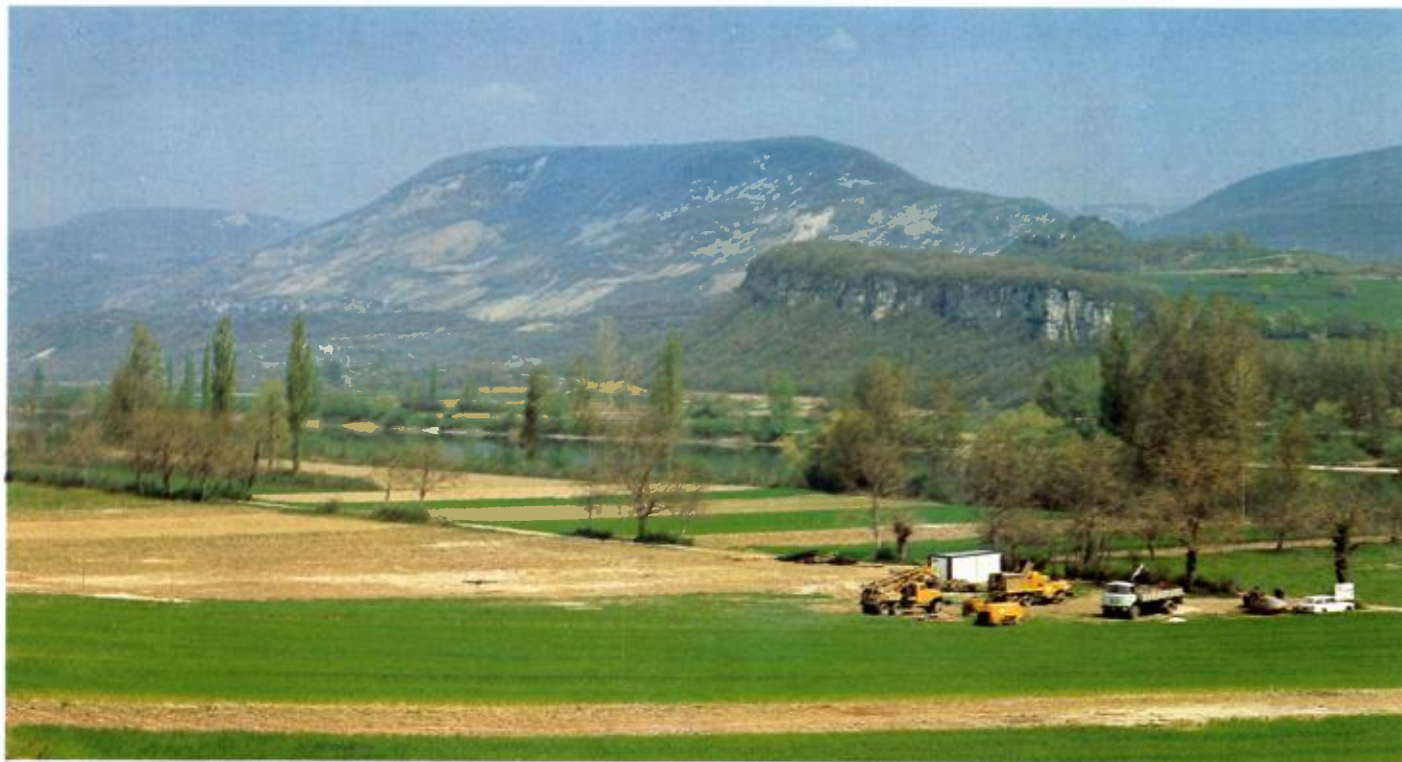
Le sous-sol est constitué sur une profondeur de plus de 100 m par des alluvions du Rhône consolidés, galets, graviers et sables, puis sables fins et moyens, argiles et marnes au-dessus du calcaire jurassique supérieur. Aucune faille, ni cassure n'est localisée sous le site. Les données géologiques et sismotectoniques

conduisent à classer Creys-Malville dans la zone VI de l'échelle d'intensité MSK relativement au séisme appelé maximum historique vraisemblable. Les installations sont conçues pour que le fonctionnement soit possible en cas de tel séisme. Le séisme de base pour lequel la sûreté doit être assurée correspond à l'intensité VII. Par souci d'homogénéité avec le niveau de séisme retenu pour le projet standard des réacteurs à eau sous pression du programme français, Nersa a décidé de retenir la même valeur d'intensité pour le séisme de base et de dimensionner les installations de sûreté par l'intensité VIII (1).

(1) Résumer par un chiffre, l'intensité d'un séisme est un raccourci commode, mais les mesures prises tiennent compte de données bien plus complexes. A ce chiffre, on associe ce qu'on appelle un spectre d'accélération qui donne, en fonction de leur fréquence de résonance, les accélérations auxquelles sont soumis, au niveau des fondations, les résonateurs qui représentent l'installation.

L'emplacement de la centrale a été choisi et mis à l'enquête d'utilité publique pour les raisons suivantes : tout d'abord, la région lyonnaise convenait parfaitement à une réalisation internationale associant la France à l'Italie et à l'Allemagne. Ensuite, le Rhône fournissait la source froide nécessaire à la réfrigération des condenseurs de la tranche. C'est lors des recherches pour implanter la centrale de Bugey,

qu'avaient été recensés les emplacements possibles pour implanter une centrale électrique en bordure du Rhône en amont de Lyon. Après le site de Bugey, c'est celui de Creys-Malville qui présentait les conditions de sous-sol les plus avantageuses sans que l'emprise correspondante sur les terres agricoles perturbe trop la région voisine.



9 Avril 1974 - Vue générale du site avant le début des travaux.

L'emplacement de la future centrale est occupé par des champs et des pâtures en bordure du Rhône qui coule vers

le Nord-Ouest, de la droite vers la gauche de la photographie. A l'arrière-plan, les contreforts du Jura plissé atteignent environ 1200 m d'altitude (sur la droite de la photographie).



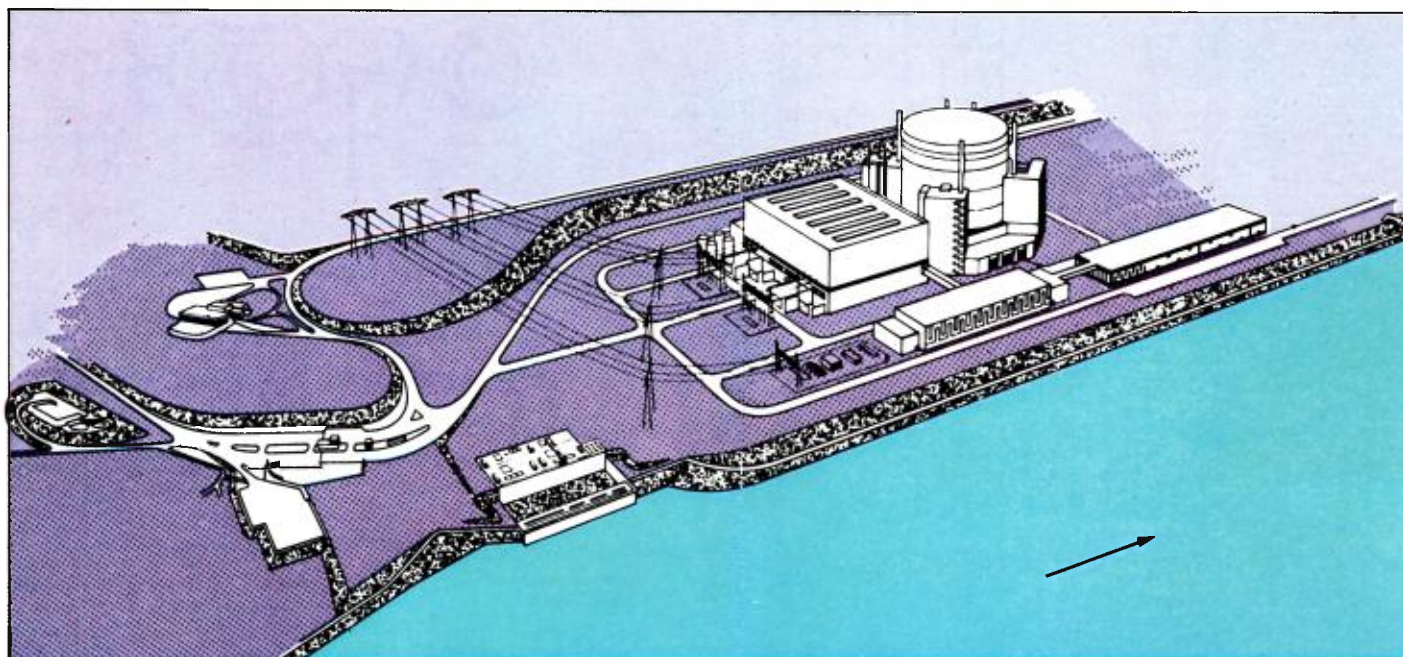
Août 1986 - Vue générale de la Centrale.

2



Disposition générale - plan de masse.

Dispositions générales et plan de masse

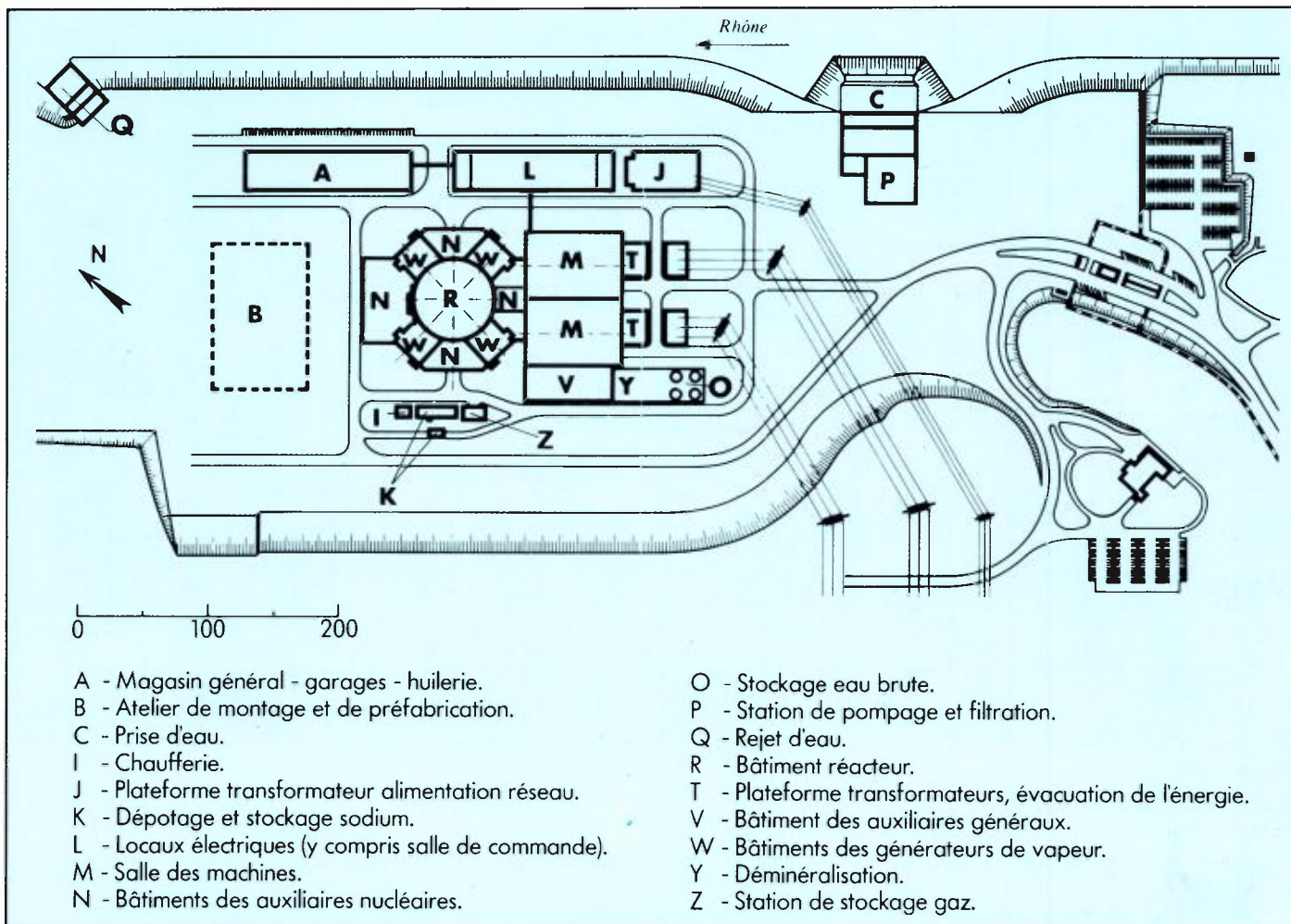


Vue perspective.

Cette vue est prise depuis la rive droite du Rhône qui coule vers le nord-ouest. Le nord est à droite et l'ouest vers le haut.

Importance des travaux de génie civil.

Gros œuvre des bâtiments	Dimensions en mètres Long. x Larg. x Haut.	Volume des bétons	Poids des armatures
1 - BÂTIMENTS DE LA CHAUDIÈRE NUCLÉAIRE			
Radier du réacteur		20 000 m ³	
Réacteur (cylindrique)	Ø extérieur 67 m, Hauteur 85 m	70 000 m ³	9 500 t
Auxiliaires	4 bâtiments	6 300 m ³	630 t
Générateurs de vapeur	4 bâtiments 21 m x 26 m x 43 m	30 000 m ³	3 300 t
Dépôtage du sodium	4 petits bâtiments	2 600 m ³	220 t
2 - BÂTIMENTS DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES			
Salle des machines	63 m x 102 m x 13,20 m	18 500 m ³	1 550 t
Travée intermédiaire	9 m x 102 m x 40,20 m	7 300 m ³	1 250 t
Auxiliaires mécaniques	Surface : 71 m x 31 m	2 500 m ³	170 t
Transformat. principaux	Surface : 2 fois 31,2 m x 20 m	1 800 m ³	150 t
3 - BÂTIMENTS DES ÉQUIPEMENTS ÉLECTRIQUES			
Contrôle-commande	95 m x 32 m x 11,20 m	11 000 m ³	1 320 t
Diesels	Surface : 2 fois 17,60 m x 34,25 m	1 750 m ³	170 t
Transfo. auxiliaires	Surface : 16 m x 32,50 m	1 000 m ³	70 t
Galeries		3 000 m ³	270 t
4 - OUVRAGES D'EAU			
Station de pompage	45,40 m x 41 m x 22,70 m	15 000 m ³	1 450 t
Station de rejet	Surface : 18 m x 45 m	3 350 m ³	150 t
ENSEMBLE DES OUVRAGES ET BÂTIMENTS		194 100 m ³	20 250 t
5 - TERRASSEMENTS			
Niveau de la plateforme du site :	218 NGF		
Dimensions de la plateforme :	350 m x 700 m		
Total des déblais :	1 850 000 m ³		



Plan de masse.

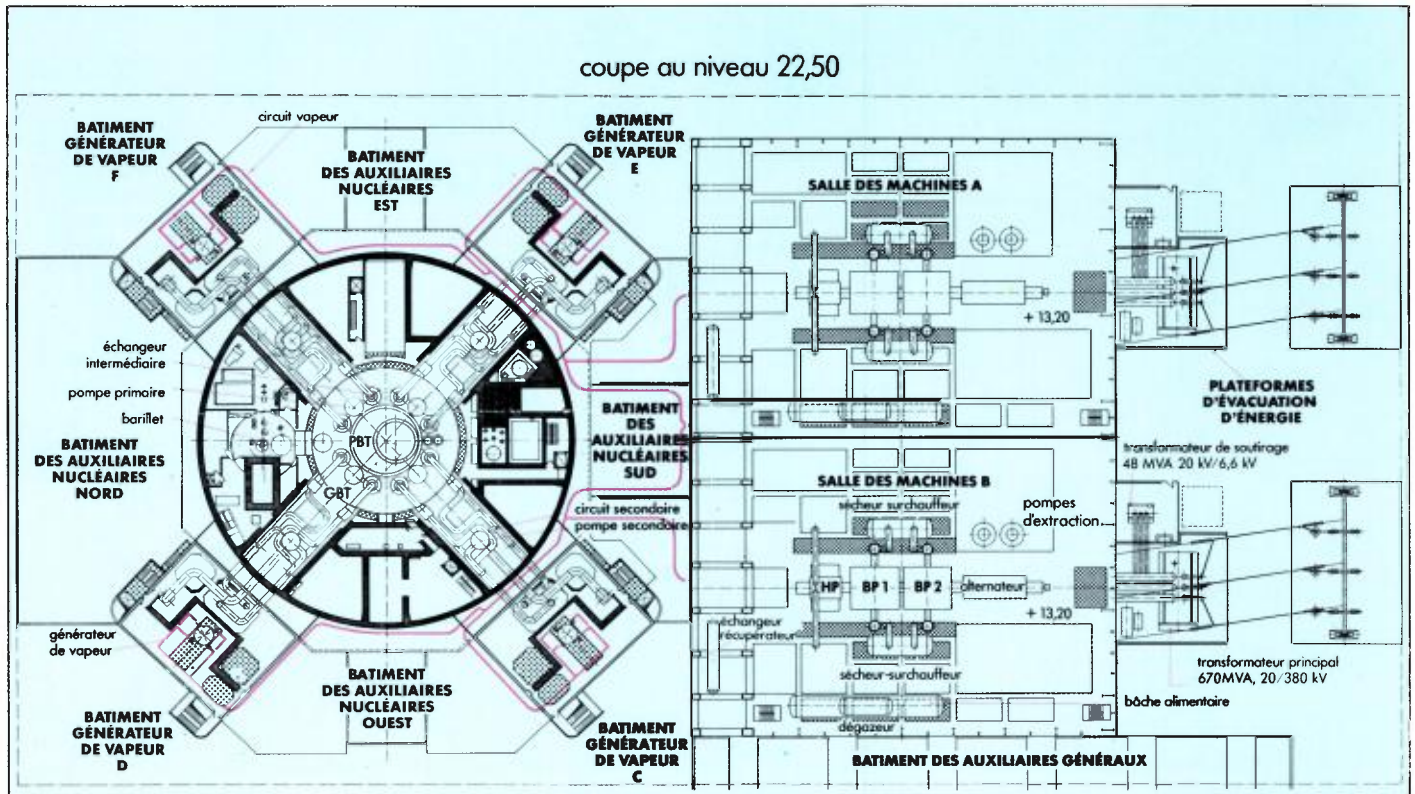
Les dispositions générales du plan de masse dérivent logiquement du nombre de boucles de refroidissement secondaire du cœur et du nombre de groupes turboalternateurs :

- un bâtiment cylindrique en béton contient le réacteur,
- il est flanqué symétriquement de 4 bâtiments contenant les générateurs de vapeur,
- entre ces bâtiments, sont placés les bâtiments des auxiliaires nucléaires. Dans le bâtiment Nord se trouve une piscine capable de stocker provisoirement 1340 assemblages irradiés.
- une salle des machines double abrite les groupes turboalternateurs et se prolonge par les transformateurs principaux et le départ des lignes d'évacuation d'énergie,
- les locaux des auxiliaires électriques sont disposés latéralement et reliés aux locaux d'exploitation; dans leur prolongement, se trouve l'arrivée de la ligne auxiliaire 220 kV d'alimentation,
- une station de pompage prélève l'eau dans le Rhône en amont, un ouvrage de rejet la restitue à l'aval,
- du côté opposé aux locaux électriques par rapport à la tranche, on trouve les locaux et les bâtiments de déminéralisation,
- enfin, au Nord de la tranche, pendant la période de construction est installé un grand atelier de préfabri-

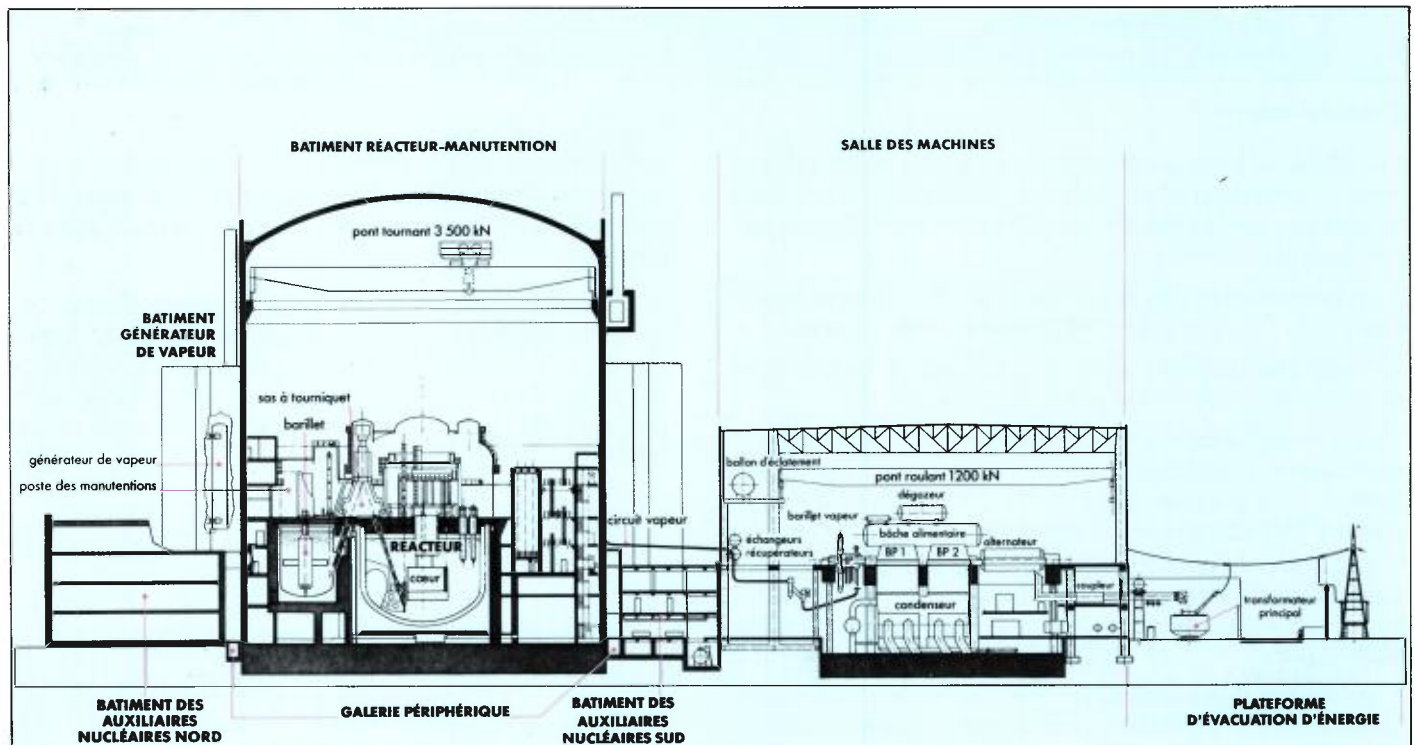
cation lourde des matériels intransportables du fait de leurs dimensions. Un atelier pour l'évacuation des éléments combustibles (APEC) remplacera ce bâtiment.

L'orientation générale est fixée par la géographie et le souci de raccourcir les liaisons des tuyauteries d'eau et de vapeur et de faire partir commodément les lignes d'évacuation d'énergie. Cela explique la disposition de la salle des machines au Sud de la tranche.

Dispositions générales et plan de masse



Vue en plan.



Coupe longitudinale nord-sud de la tranche.



22 Mars 1977 - Vue prise depuis le Nord, tout au début des travaux préliminaires.

La plateforme de construction est taillée dans les alluvions vers la droite et remblayée dans la zone proche du Rhône. La station de bétonnage est au nord, en bas à droite de la photographie. Les agrégats nécessaires sont pris sur le site.

A gauche, on voit la fouille de l'ouvrage de prise d'eau. Au centre, le radier du réacteur se dessine ainsi que les galeries antisismiques de liaison avec les locaux électriques qui s'élèveront entre le réacteur et le Rhône.



14 Septembre 1977 - Vue prise depuis le Sud.

Le bâtiment du réacteur et les bâtiments des générateurs de vapeur commencent à s'élever au centre de la photographie. Sous la salle des machines devant le bâtiment du réacteur, divers éléments de tuyauterie Bonna dessinent l'emplacement futur des condenseurs et des groupes. On les retrouve en haut de la photographie se dirigeant vers l'ouvrage de rejet.

La structure des locaux électriques apparaît nettement à droite : un noyau central et deux ailes symétriques. On voit encore les galeries de liaison du bâtiment réacteur à l'aile sud, les autres sont déjà recouvertes.

En haut à gauche, l'atelier de préfabrication est commencé.



5 Avril 1978 - Vue prise depuis le Sud.

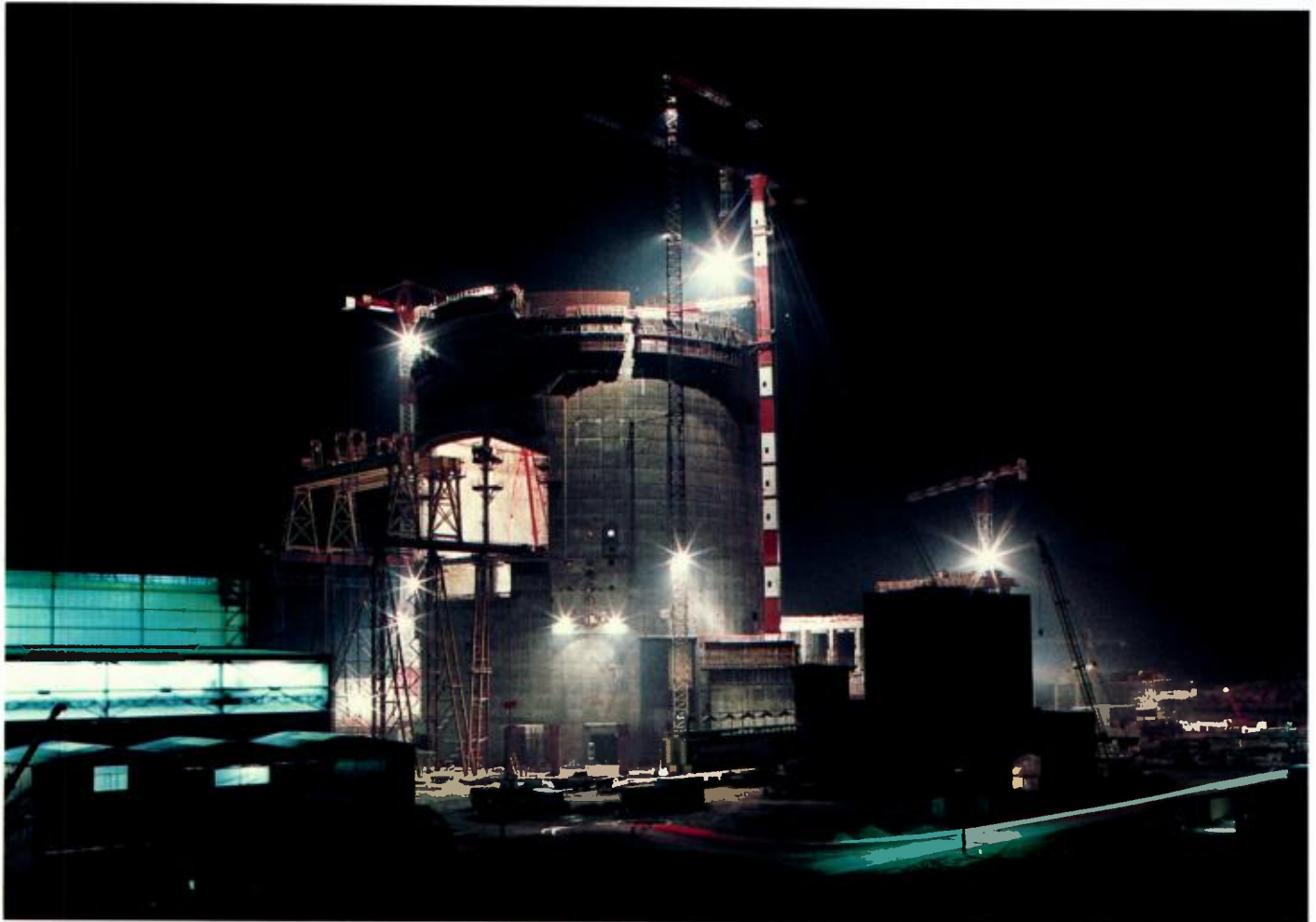
Six mois plus tard, les installations prennent forme. L'enceinte du bâtiment réacteur est flanquée à l'Est et à l'Ouest de deux des bâtiments des auxiliaires nucléaires, les bâtiments des générateurs de vapeur sont toujours aux fondations.

La construction de la salle des machines avance : on voit, en bas à gauche de la photographie, sous le massif du groupe turboalternateur dont les piliers sont en cours, l'entrée et la sortie du circuit d'eau de circulation. A droite, la table du groupe turboalternateur est en cours de coffrage, on voit à l'arrière de celle-ci la fosse du corps HP de la turbine, les fosses des deux corps BP, puis de l'alternateur. Au fond à gauche, le bâtiment de préfabrication, à droite au fond, l'ouvrage de rejet au Rhône.



23 Octobre 1978 - Vue de la tranche en construction prise de l'Ouest.

A droite, la salle des machines avec les deux massifs des groupes. Derrière elle, les locaux électriques. A gauche, au centre, le bâtiment du réacteur et devant, à gauche, le bâtiment de stockage du sodium.



23 Novembre 1979 - Vue nocturne du chantier de Creys-Malville.

L'enceinte est en construction. On aperçoit l'intérieur vivement éclairé au travers de l'ouverture d'introduction des matériels. A gauche, l'atelier de préfabrication des matériels de grande dimension.



Octobre 1983 - Vue générale prise de la rive droite du Rhône.

De la gauche vers la droite : la prise d'eau dans le Rhône et la station de pompage, la plateforme des transformateurs et le poste électrique, le bâtiment de la salle des machines et l'enceinte de confinement du réacteur flanquée des bâtiments des générateurs de vapeur. Au fond, derrière la salle des machines, on aperçoit les cheminées des chaudières provisoires qui permettent de procéder aux essais des groupes turbo-alternateurs.

3



Le bâtiment du réacteur.

Le bâtiment du réacteur

Le réacteur et les circuits de sodium à l'exception des générateurs de vapeur sont enfermés dans un bâtiment cylindrique en béton armé construit sur un radier en béton.

La dalle du réacteur à laquelle sont soudées la cuve principale et la cuve de sécurité, repose sur un anneau circulaire en béton appuyé sur le radier, appelé anneau chaud. Cet anneau a 24,50 mètres de diamètre.

Un deuxième anneau concentrique au premier assure la protection contre les radiations.

La cuve de sécurité enferme la cuve principale qui contient le réacteur. Elle est installée dans un puits en béton fermé par la dalle du réacteur et surmonté d'une coupole métallique en acier munie de passages pour l'installation, l'entretien ou le remplacement des matériels. Quatre galeries contiennent les liaisons des échangeurs intermédiaires aux quatre

générateurs de vapeur. Les pompes secondaires sont installées au-dessus de ces galeries. Ces galeries découpent le bâtiment du réacteur en quatre secteurs:

- le secteur Nord est celui de la manutention du combustible neuf ou irradié. Il renferme le barillet de stockage des éléments combustibles.
- le secteur Sud est celui des manutentions spéciales des éléments amovibles du réacteur (pompes primaires, échangeurs intermédiaires, filtres de purification intégrée, etc.).
- le secteur Ouest est celui des circuits auxiliaires de sodium et d'argon (il est le plus proche du bâtiment de stockage de sodium),
- le secteur Est est celui des installations de ventilation et des manutentions de matériels ou de stockage des hottes de manutention en dehors des périodes d'usage.



20 Janvier 1977 - Le radier du bâtiment réacteur en cours d'exécution.

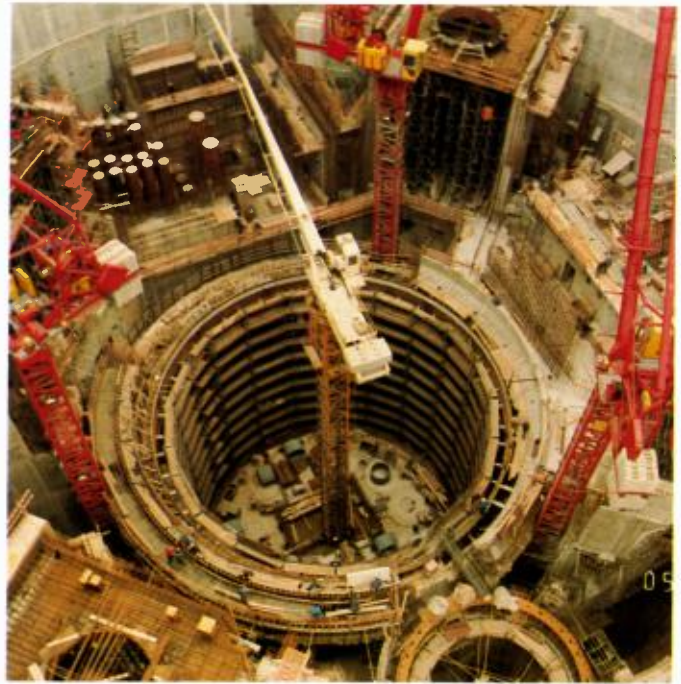
Remarquer la densité du ferrailage et le découpage en plots pour couler le béton.



13 Avril 1979 - Vue intérieure du bâtiment réacteur.

Au centre, le puits de cuve, à droite derrière la grue, le puits circulaire du barillet de stockage donne l'orientation du Nord.

A l'opposé, le poste des manutentions avec les fourreaux de dépose de certains composants du réacteur. On voit à gauche, éclairés par le soleil, les passages des tuyauteries d'une des galeries de liaison du réacteur aux générateurs de vapeur. L'orifice de plus grand diamètre est celui de la canalisation de sodium froid de retour du générateur de vapeur à l'aspiration de la pompe secondaire qui sera au-dessus de la galerie à l'intérieur du bâtiment réacteur ; il est encadré des deux passages des canalisations de sodium chaud reliant les deux échangeurs intermédiaires au générateur de vapeur associé.



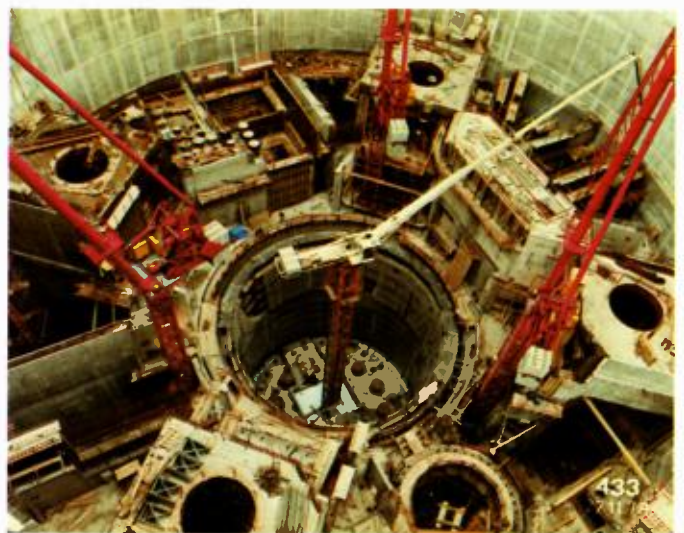
5 Septembre 1979 - Vue intérieure du bâtiment réacteur.

En bas à droite, le barillet donne le Nord. Les quatre galeries de liaison aux générateurs de vapeur sont très avancées. Elles sont surmontées par les chaises supports des pompes secondaires qui viendront au-dessus de ces galeries.



11 Juillet 1979 - Vue intérieure du bâtiment réacteur en construction.

A gauche du puits de cuve central, le contour circulaire du puits de cuve du barillet de stockage indique le Nord. Derrière lui au fond, l'ouverture provisoire dans le bâtiment permettant l'introduction des cuves de la dalle et du dôme. A l'opposé, le poste de manutentions spéciales avec les fourreaux de dépose de certains composants. Les murs latéraux des galeries de liaison aux bâtiments des générateurs de vapeur sont en construction.



22 Novembre 1979 - Vue intérieure du bâtiment réacteur.

Le barillet en bas à droite, donne l'orientation du Nord. A l'opposé, le poste de manutentions spéciales avec ses fourreaux de dépose. Les quatre supports des pompes secondaires de sodium qui surmontent les galeries de liaison aux générateurs de vapeur sont presque terminées.



9 Octobre 1979 - Vue du revêtement du puits de cuve.

L'anneau chaud de béton qui supporte la dalle délimite le puits de cuve. Il est revêtu d'une tôle d'acier calorifugée et refroidie par deux circuits de refroidissement. On voit ici sa paroi latérale avec les tubes de refroidissement soudés à la tôle ainsi que les goujons destinés à la fixation du calorifuge.



23 Avril 1980 - Vue intérieure du puits de cuve et de son circuit de refroidissement.

L'analyse de sûreté imagine la perte du circuit de refroidissement normal du réacteur et conduit à installer dans le puits de cuve un circuit de refroidissement destiné par échange thermique par rayonnement et convection de l'air du puits de cuve, à évacuer la puissance résiduelle du réacteur transmise au travers de la cuve principale et de la cuve de sécurité qui l'entoure. C'est ce circuit qui tapisse la paroi latérale et le fonds du puits de cuve. Le revêtement calorifugé de la photographie précédente est derrière. Remarquer les douze appuis provisoires qui soutiendront la cuve de sécurité pendant les opérations de soudage.



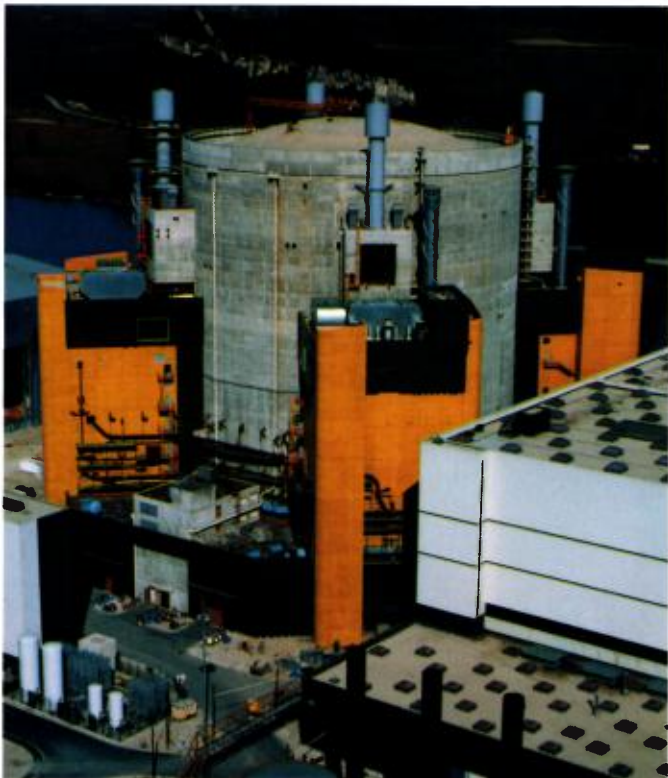
2 Avril 1979 - L'enceinte du bâtiment réacteur en cours d'exécution - Vue prise côté Nord.

On voit le portique de manutention qui permettra d'introduire les pièces lourdes dans le bâtiment par l'ouverture provisoire réservée dans l'enceinte.



4 Mars 1980 - L'enceinte de confinement vue depuis l'Ouest de la tranche.

Le coffrage métallique du dôme de béton armé vient d'être mis en place.



Juin 1983 - Vue du sommet du bâtiment de générateur de vapeur Nord-Est - Vue prise à la fin de la construction.

A droite, la cheminée de ventilation de l'échangeur sodium-air placé sur la boucle intermédiaire Nord-Est.

A gauche et à l'avant de la photographie, le caisson de tôle enferme les silencieux des soupapes d'échappement de vapeur.

Par l'ouverture de la casemate, on aperçoit l'échangeur sodium-air du RUR dans son caisson rectangulaire. Au-dessus, la gaine de raccordement à la cheminée de ventilation qui n'est pas encore posée.

Sur la gauche, la cheminée de la ventilation de l'enceinte de confinement.

13 Octobre 1983 - Vue générale de l'enceinte de confinement.

A droite, la salle des machines. Les bâtiments peints en jaune abritent les générateurs de vapeur. Les quatre cheminées de ventilation qui dépassent le niveau du dôme sont celles des échangeurs sodium-air des circuits d'évacuation de la puissance résiduelle RUR (voir page 75). Les quatre cheminées de ventilation munies de renforts en hélice sont celles des échangeurs sodium-air des boucles intermédiaires. Le tuyau de faible diamètre qu'on aperçoit est celui de la canalisation d'échappement d'hydrogène et d'argon en cas de réaction sodium-eau.

4

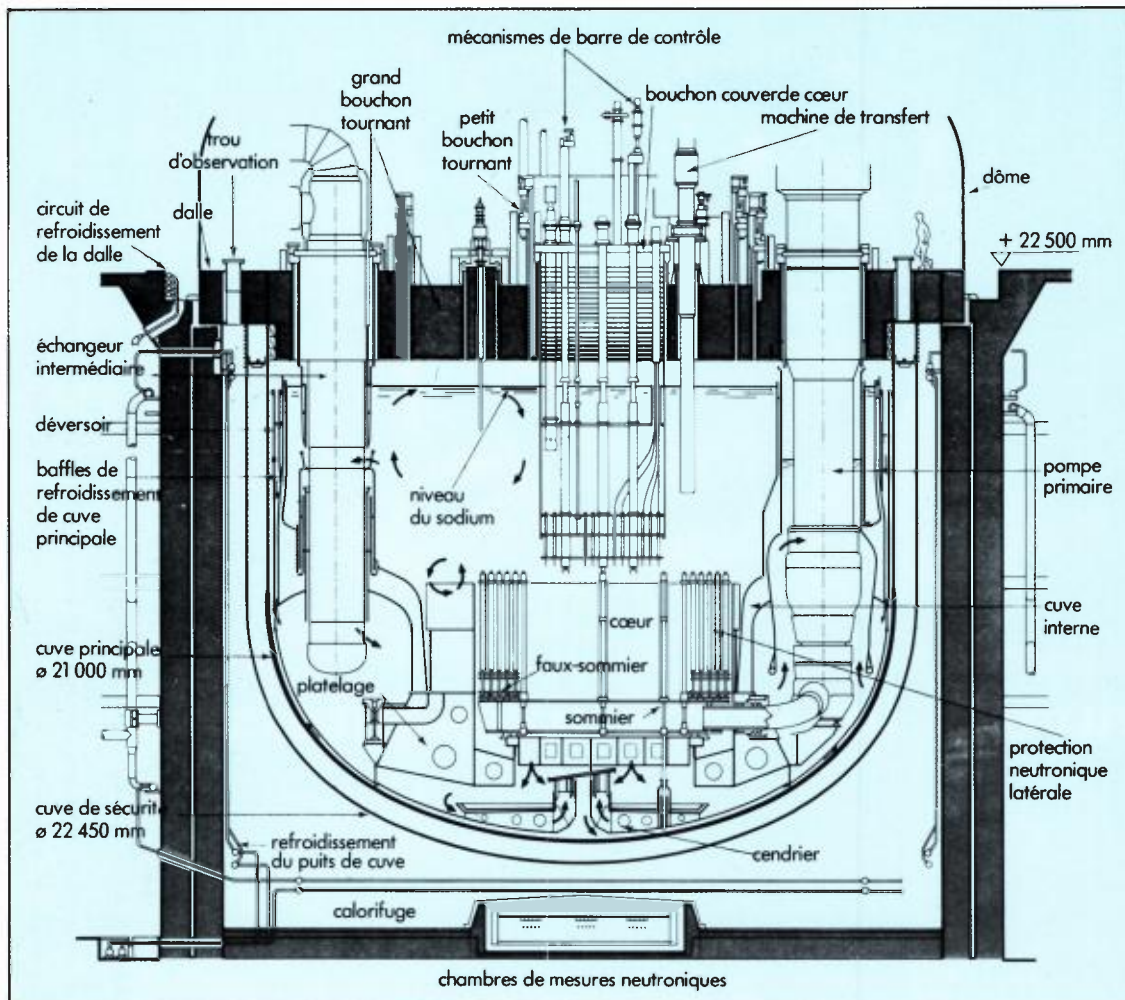


La cuve et les structures internes.

L'ensemble cuve, cuve de sécurité.

La conception du circuit primaire du réacteur de SUPERPHÉNIX est du type "piscine". L'ensemble du cœur, des pompes primaires et des échangeurs intermédiaires est enfermé dans une cuve principale en acier inoxydable soudée à une dalle de fermeture

et pendue à cette dalle. La cuve principale est enfermée à l'intérieur d'une seconde cuve en acier inoxydable, la cuve de sécurité. L'espace entre les deux cuves est visitable par introduction d'une machine d'inspection télécommandée.

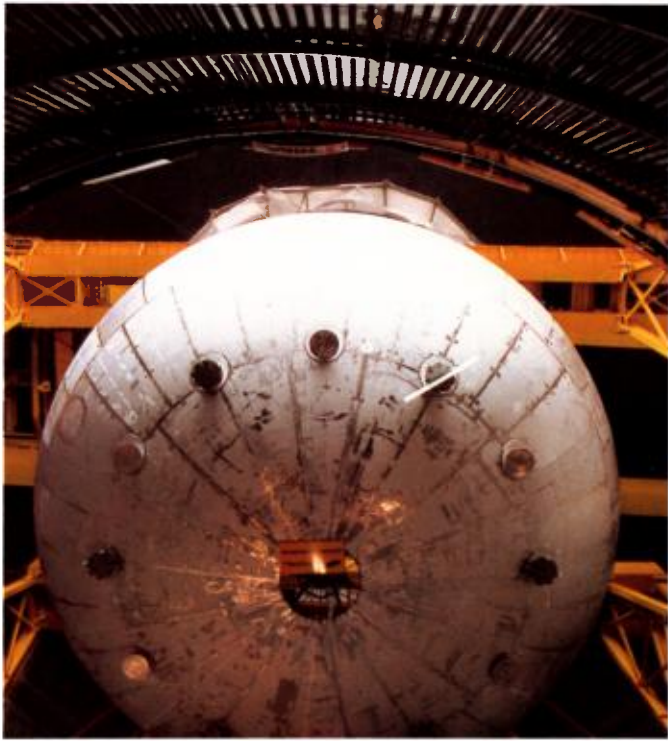


Bloc réacteur.

Composants assemblés sur le site de Creys-Malville.

	Diamètre	Hauteur	Masse	Matériau
Cuve de sécurité*	22,50 m	15,91 m	330 t	Acier austénitique
Cuve principale*	21,05 m	15,61 m	350 t	Acier austénitique
Cuve interne	20,37 m	10,69 m	518 t	Acier austénitique
Baffles thermiques	20,00 m	10,00 m	350 + 150 t	Acier austénitique
Corps mort	5,90 m	1,50 m	30 t	Acier austénitique
Platelage	14,00 m	3,20 m	190 t	Acier austénitique
Support de sommier	6,60 m	1,30 m	37 t	Acier austénitique
Sommier	6,00 m	1,50 m	80 t	Acier austénitique
Dalle du réacteur	25,70 m	2,90 m	800 t (Acier)	Acier au carbone
Grand bouchon tournant	11,50 m	2,40 m	640 t	Acier au carbone
Bouchon couvercle cœur	4,45 m	12,40 m	250 t	Acier austénitique
Dôme	25,50 m	18,00 m	750 t	Acier au carbone
Masse totale d'acier inoxydable			5 500 t environ	

* Avant soudage à la dalle.

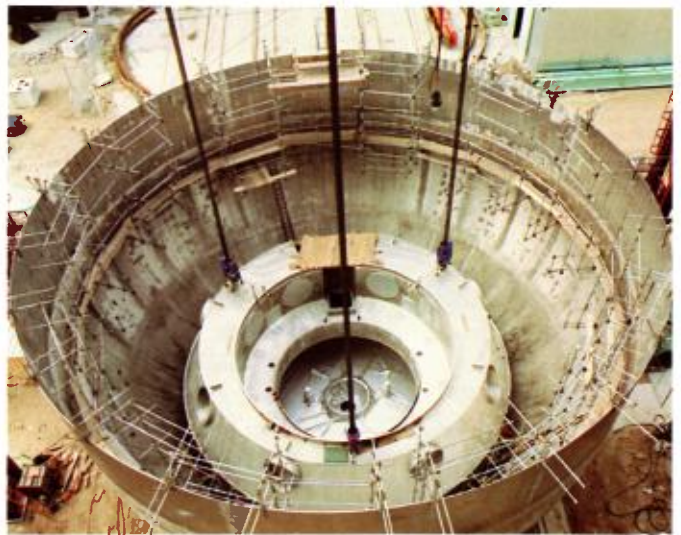


5 mai 1980 – Introduction dans le puits de cuve de la cuve de sécurité.

Remarquer en haut de la photographie, les circuits de refroidissement de secours disposés dans le puits de cuve. Remarquer aussi les dispositifs provisoires : pieds d'appui de la cuve de sécurité pour la durée du montage. Des vérins permettant alors le réglage en hauteur de la cuve pour soudage à la dalle. Le trou central en partie inférieure est lui aussi provisoire. Il permet l'accès à la partie entre cuves pendant le montage.



7 mai 1980 – La cuve de sécurité en cours de manutention.



17 avril 1980 – Mise en place du platelage à l'intérieur de la cuve principale.

Remarquer le récupérateur au fond de la cuve avec la cheminée centrale non munie de son couvercle et les 3 guides de neutrons dont un est pratiquement caché par un des câbles de manutention. Le platelage montre les 8 orifices d'alimentation en sodium du sommier.



25 août 1980 – Vue pendant le montage de l'espace entre cuve principale et cuve de sécurité.

On voit ici le dispositif provisoire d'appui de la cuve principale sur la cuve de sécurité. Pendant le montage, le supportage se fait en posant la cuve sur des appuis provisoires, le supportage définitif se faisant en suspendant les cuves à la dalle supérieure et en les soudant à celle-ci. Ces appuis seront enlevés au stade définitif.

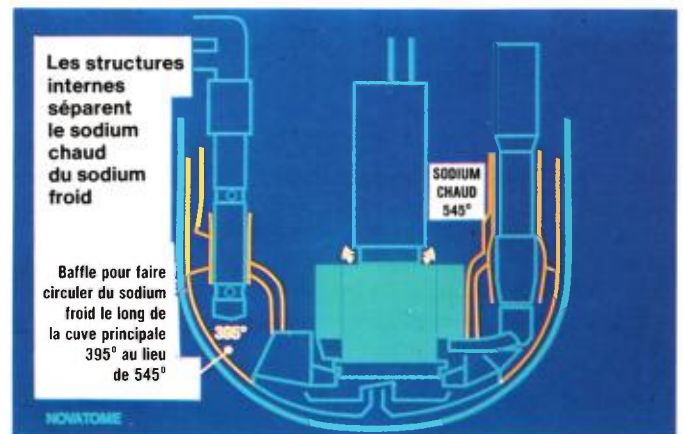
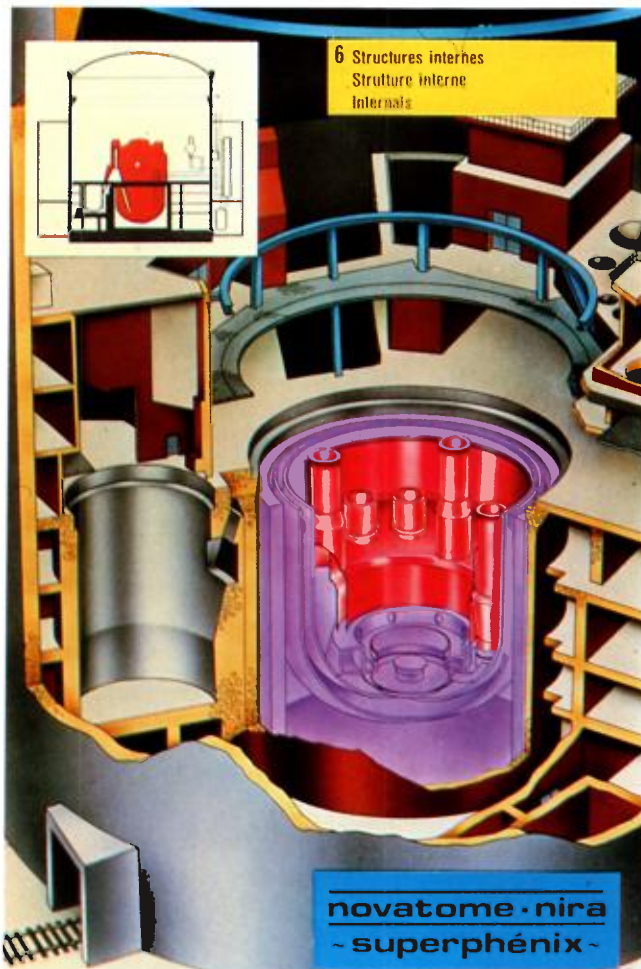
Les structures internes : la cuve interne et les baffles thermiques.

Le rôle de la cuve interne est de séparer le sodium froid du sodium chaud et d'éviter le contournement du cœur. Le sodium chauffé dans le cœur passe ainsi à travers les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires l'aspirent alors pour le renvoyer dans le sommier sous le cœur. La cuve interne se raccorde au platelage. Elle est constituée de deux redans superposés, l'un conique supérieur, l'autre torique, percés de trous pour laisser le passage aux échangeurs et aux pompes ; les redans sont prolongés par des viroles cylindriques qui montent au-dessus du niveau de la surface libre du sodium. Le rôle du redan supérieur conique est de séparer le sodium chaud du sodium froid. Le rôle du redan inférieur torique est de reprendre les efforts dus à la différence de pression entre l'entrée et la sortie des échangeurs intermédiaires.

L'ensemble platelage - cuve interne - sommier cœur délimite trois volumes pour le sodium :

- au-dessus du cœur et à l'intérieur de la cuve interne, le volume du sodium chaud sortant du cœur et alimentant les échangeurs intermédiaires,
- sous la cuve interne, à l'extérieur du platelage, un volume de reprise de sodium froid sortant des échangeurs et allant à l'aspiration des pompes,
- dans le sommier sous le cœur, un volume d'alimentation du cœur en sodium froid, relié par 8 canalisations aux 4 pompes primaires.

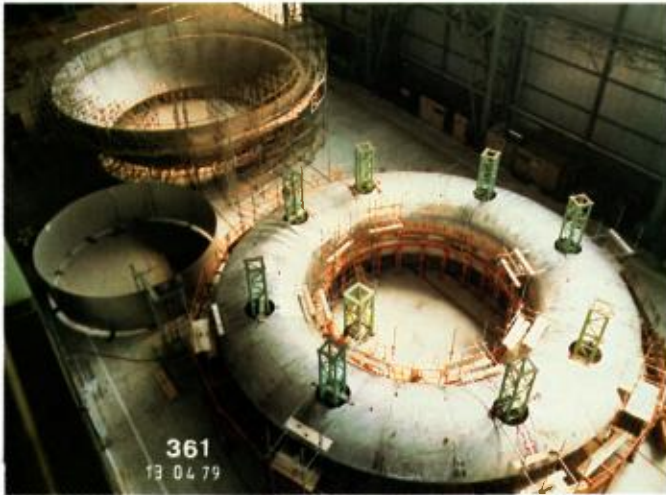
Pour éviter à la cuve principale de subir directement les chocs thermiques dus à l'arrêt ou aux changements de régime du réacteur, un baffle de protection thermique ménage une circulation de sodium froid repris à la sortie des pompes primaires le long de la cuve principale.





5 septembre 1979 – Redan torique de la cuve interne.

On voit ici le redan torique équipé des jupes à travers lesquelles passeront les pompes primaires.



13 avril 1979 – Eléments des cuves internes en cours de construction dans l'atelier de préfabrication.

A l'avant, le redan torique de la cuve interne avec les passages pour les échangeurs et les pompes. A gauche, la virole cylindrique interne de raccordement du redan précédent et du platelage. Au fond, le baffle B1 de protection thermique du fond de cuve.



15 janvier 1980 – Vue du redan conique de la cuve interne.

On voit ici le redan conique avec les 4 cheminées des pompes primaires et, à la partie inférieure, le redan torique de la cuve interne.



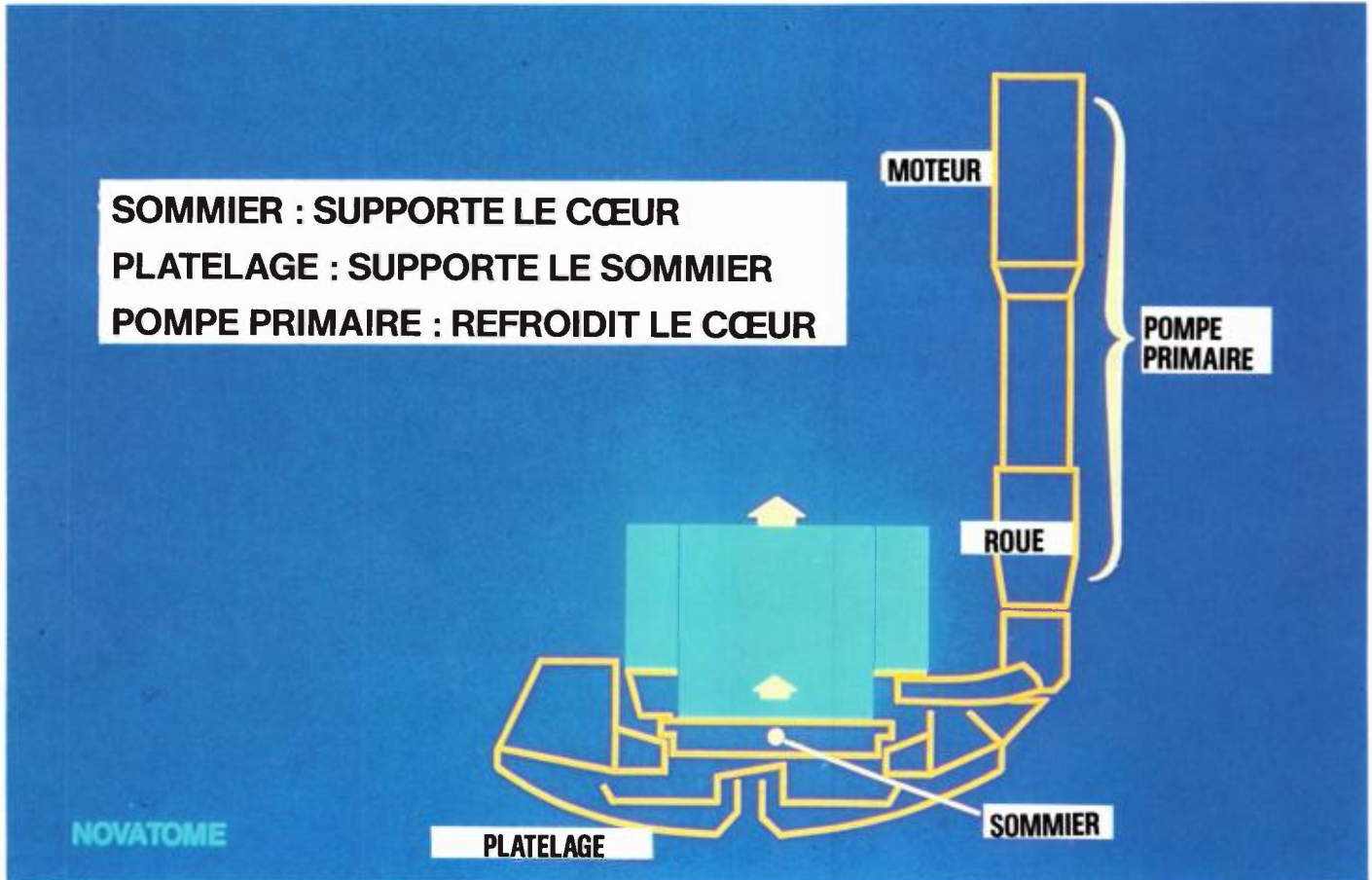
5 mars 1981 – Introduction du corps mort dans le bâtiment réacteur.

Le corps mort empêche le sodium de contourner le cœur : soudé au platelage en sa partie inférieure, il enferme le cœur. Sur le côté, on voit le passage réservé à la rampe oblique de manutention.

Les dispositifs de supportage du cœur.

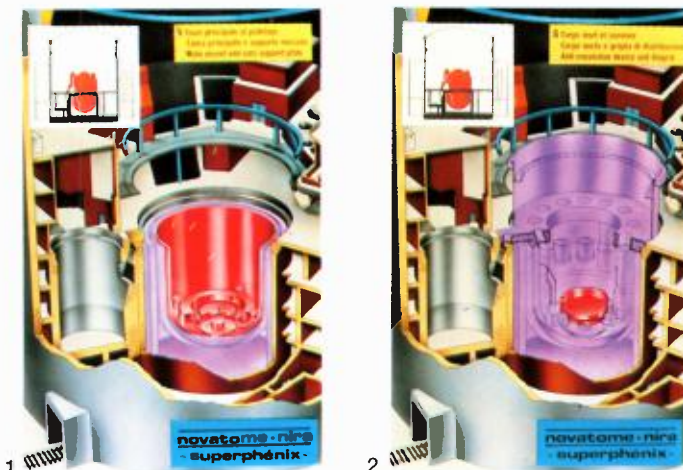
Il faut supporter le cœur du réacteur, c'est-à-dire l'ensemble des éléments combustibles, des éléments de couverture et des éléments d'acier de protection neutronique. On transmet ainsi à la cuve principale les efforts dus au poids du cœur tout en alimentant celui-

ci en sodium froid refoulé par les pompes primaires. C'est le rôle de l'ensemble : platelage soudé à la cuve principale par une courte virole conique à sa périphérie, sommier posé sur le platelage et faux sommier posé en console sur la partie externe du sommier.



Novatome – Schéma du supportage du cœur.

De bas en haut, on distingue le platelage, structure complexe en acier qui enveloppe le récupérateur en partie inférieure et immédiatement sous le cœur, le sommier : sur le sommier, on voit à gauche le faux sommier qui supporte la couronne de protection neutronique du cœur ; sur la droite, on voit une pompe primaire et une tubulure d'alimentation du sommier en sodium.



1 Novatome – Ecorché du réacteur, cuve principale et platelage.

Sur cet écorché, on distingue : le platelage posé dans la cuve principale, le récupérateur posé dans le fond de la cuve, les arrivées de pompes primaires sur le pourtour du platelage et pour l'arrivée la plus à droite, une canalisation d'alimentation du sommier en sodium.

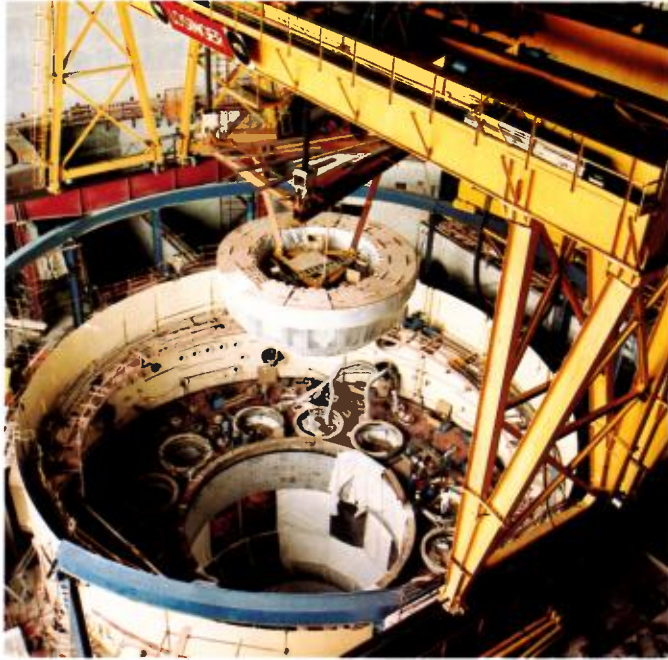
2 Novatome – Corps mort et sommier.

Le sommier est posé sur le platelage. Il est entouré à sa périphérie d'une structure, le corps mort qui empêche le sodium chaud de l'espace compris entre cuve interne et protection neutronique du cœur de circuler jusqu'à la face supérieure du platelage.

L'ensemble support de sommier, sommier, faux sommier.

Cet ensemble transmet au platelage le poids du cœur porté par le sommier et de la protection neutronique latérale portée par le faux sommier. Le sommier repose sur le support de sommier lui-même posé sur le platelage. Le faux sommier s'appuie sur le sommier.

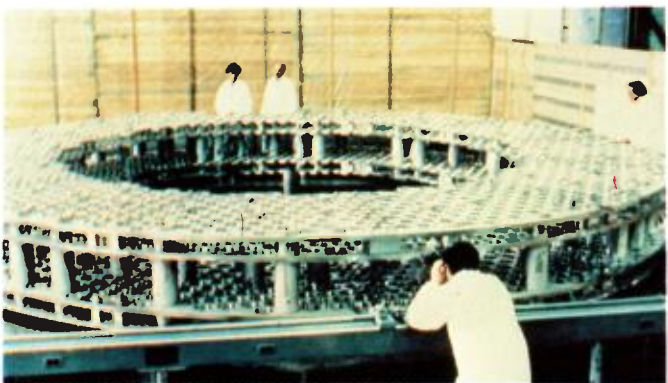
Le sommier est un caisson cylindrique formé de deux plaques usinées, reliées entre elles par des



Mise en place du sommier dans la cuve.

Le sommier est ici vu par dessus, l'emplacement du poste de transfert est sur la droite. On voit ici la couronne qui supportera les éléments d'acier de la protection neutronique latérale.

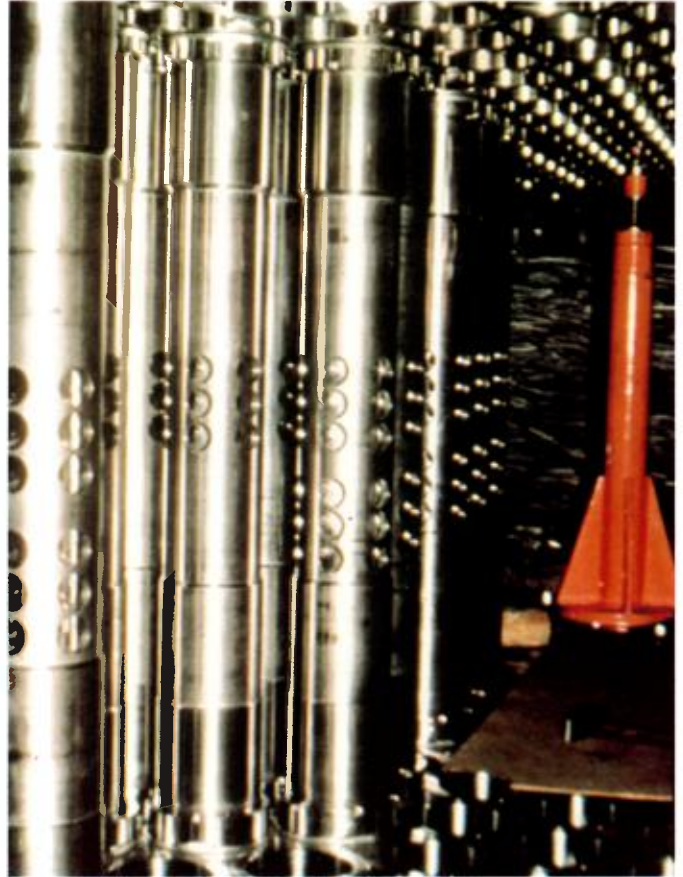
Remarquer aussi la virole de liaison de la dalle et du dôme, la dalle du réacteur avec les orifices groupés par trois, une pompe primaire encadrée de ses deux échangeurs intermédiaires, l'emplacement du grand bouchon tournant avec le quadrillage du casing du calorifuge et la virole support du bouchon au-dessus de la dalle.



Ansaldo mai 1980 - Vue du faux sommier.

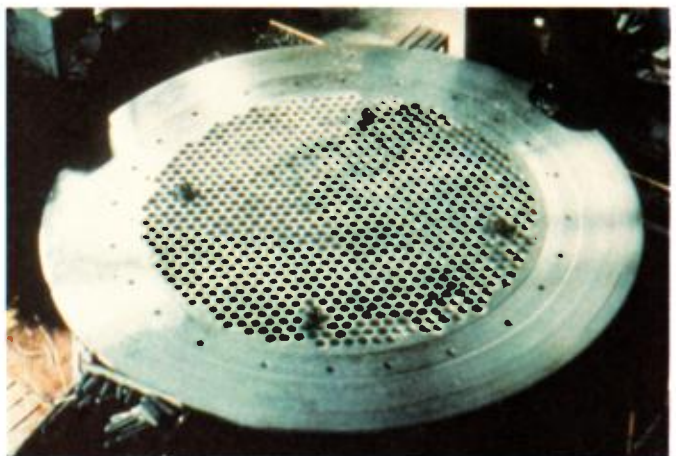
Le faux sommier est posé en périphérie du sommier. Constitué de quatre plaques entretoisées, il reçoit les éléments en acier de la protection neutronique latérale.

chandelles percées de trous. L'alimentation en sodium se fait par les huit tubulures de liaison aux pompes primaires à travers le platelage. Le sodium est redistribué par les lumières des chandelles aux pieds des éléments combustibles verrouillés dans les chandelles.



Septembre 1980 - Vue de l'intérieur du sommier.

À l'intérieur de la boîte alimentée en sodium depuis le platelage, on voit les chandelles d'alimentation des éléments combustibles. Remarquer les lumières d'alimentation percées dans les chandelles qui contiendront le pied des assemblages combustibles.

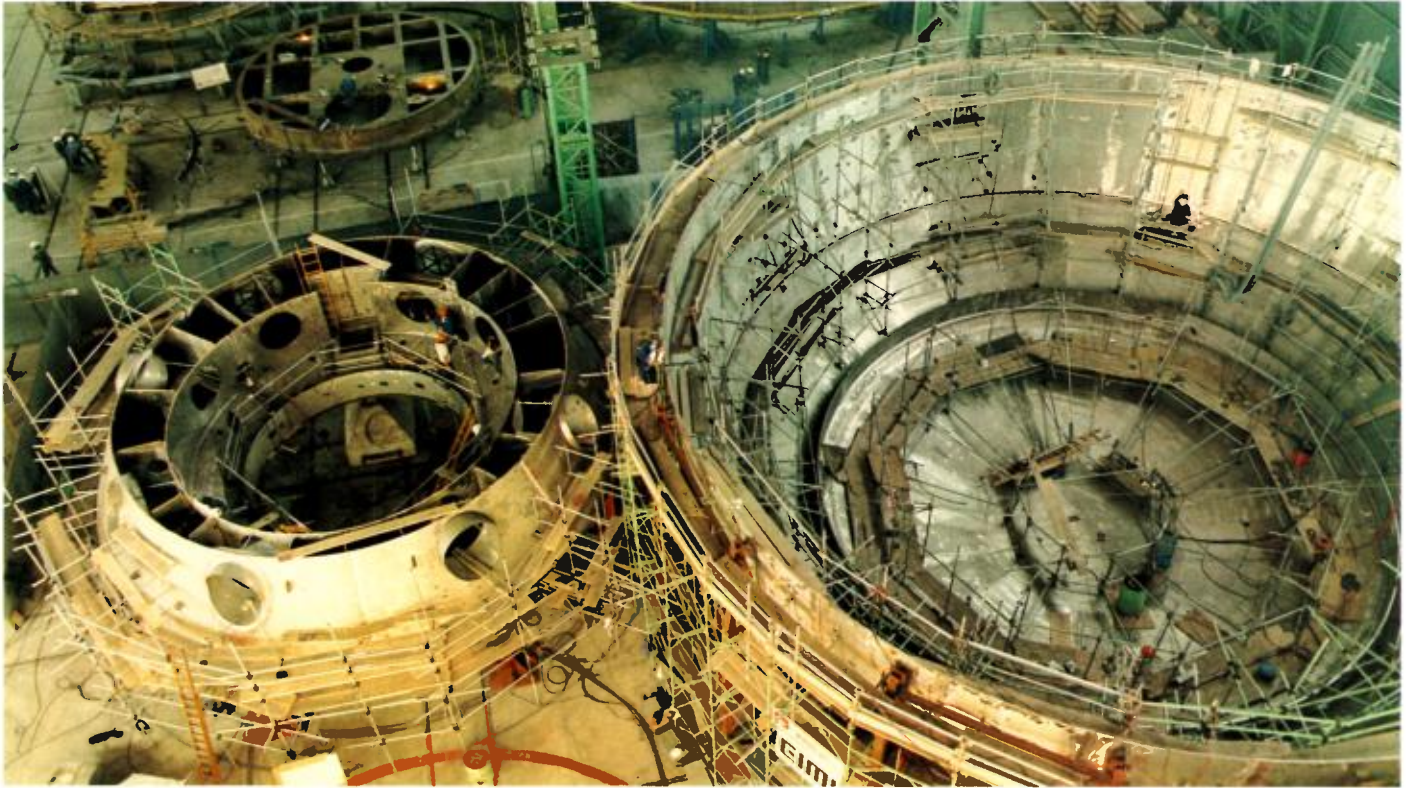


Bréda 25 juillet 1979 - Vue de la plaque supérieure du sommier.

Les assemblages combustibles seront fichés par leur pied dans les trous percés dans la plaque.

Le platelage.

Le platelage supporte le cœur du réacteur par l'intermédiaire du sommier et du faux sommier. Il assure l'alimentation du sommier en sodium depuis les pompes primaires.

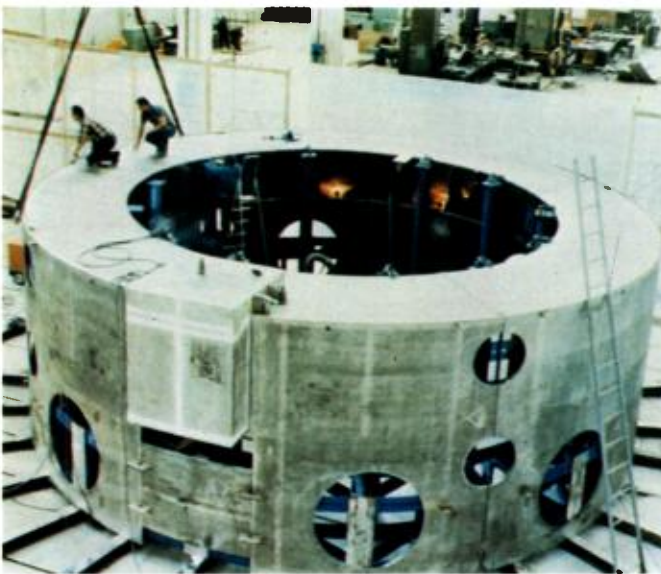


5 septembre 1979 – Platelage et cuve principale dans l'atelier de Creys-Malville.

Au premier plan, à gauche, le platelage est en cours de soudage. Remarquer l'excentrement de la partie centrale qui correspond à l'emplacement du sommier et donc au cœur du réacteur. En effet, le platelage est lui-même centré sur l'axe de la cuve mais, non le cœur du réacteur

d'où l'excentrement du sommier. On distingue les passages des tubulures d'alimentation du sommier en sodium. A l'arrière-plan du platelage, où se trouve l'échelle, on peut voir l'emplacement de la rampe de manutention du combustible.

A droite, la cuve principale est en cours de soudage. On peut voir, au fond, la virole conique de raccordement au platelage déjà soudée à la cuve (point triple).



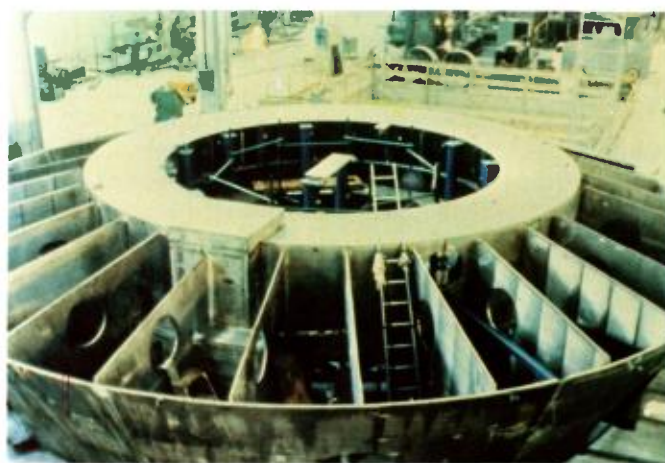
Août 1978 - Bréda. Vue de la charpente centrale du platelage :

C'est sur cette couronne que reposera le sommier. On voit les trous de passage de la rampe de manutention des éléments combustibles, et les trous de refoulement du sodium par les pompes primaires.



17 avril 1980 – Mise en place du platelage dans la cuve principale.

Le platelage est entièrement constitué et va être posé dans la cuve sur la courte virole conique à laquelle il sera soudé. Au fond de la cuve, sous le plastique de protection, le récupérateur. Remarquer les passages des tubulures d'alimentation du sommier en sodium, et en partie inférieure, le redan sur lequel reposera le sommier, à l'arrière, l'emplacement du pied de la rampe du dispositif de manutention du combustible. Au fond, contre l'atelier, la cuve de sécurité.



Août 1978 – Bréda. Présentation à blanc en atelier des éléments du platelage.

Le soudage définitif sera fait à Creys-Malville. Le platelage est retourné (le bas est en haut). On voit la constitution de toute la charpente d'assemblage et des raidisseurs qui transmettent à la couronne externe du platelage, elle-même soudée à la cuve, les efforts de supportage du sommier et du cœur.

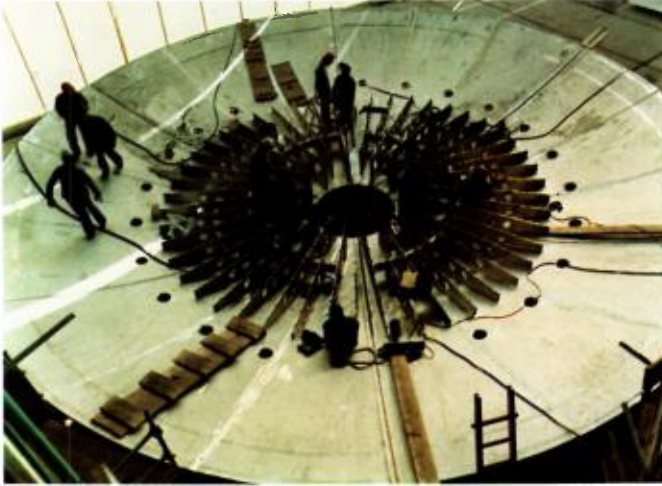
1982 – Mise en place d'une tuyauterie de liaison entre pompe primaire et sommier.

Le chantier de montage est à l'intérieur du baffle de protection thermique dont on voit à droite les raidisseurs. A gauche, un orifice d'alimentation en sodium du sommier. Au centre et en haut, une cheminée de pompe primaire entourant la sphère de refoulement de celle-ci, à laquelle va être soudée la tuyauterie de liaison.



Le cendrier récupérateur.

Au fond de la cuve principale du réacteur, sur le plateau, se trouve un dispositif destiné à recueillir les débris ayant pour origine un accident fort peu probable de détérioration des éléments du cœur. Ce dispositif comprend un carénage de protection de la cuve posé sur celle-ci et deux tôles superposées de



Cendrier récupérateur.

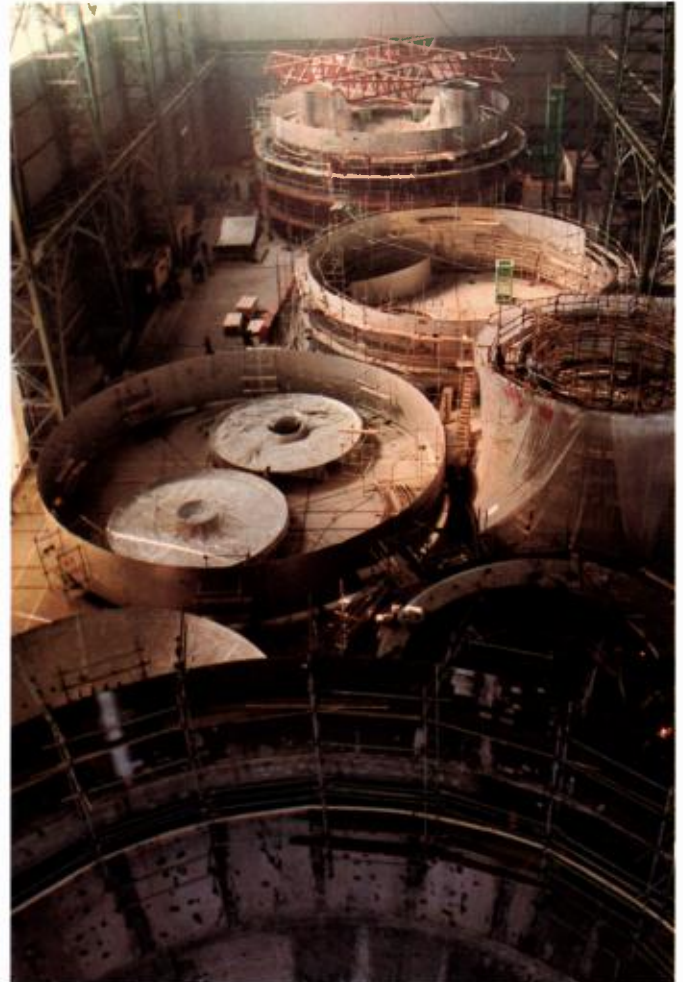
Vue de dessus de la tôle de carénage posée sur la cuve principale. Remarquer les renforts destinés à la rigidifier.



Vue par-dessous de la tôle de carénage du cendrier (double fond).

En haut sur la gauche, on voit un des trois supports soudés par l'intermédiaire desquels le cendrier est posé sur le fond de la cuve.

recueil des débris. Il est percé en son centre d'une cheminée munie d'un couvercle incliné. Cette cheminée assure la circulation convective du sodium et l'égalisation des températures. Le récupérateur pourrait recevoir les débris de 7 éléments (un assemblage et la couronne d'assemblage contigus).



Vue de l'atelier de préfabrication.

A l'intérieur d'une virole des structures internes, on voit le plateau de récupération et l'écran thermique associé, percés de l'orifice de la cheminée centrale. Remarquer l'utilisation de l'espace dans l'atelier de préfabrication et l'encombrement de celui-ci.



9 octobre 1979 – Vue de l'atelier de préfabrication de Creys-Malville.

Le plateau du récupérateur est en cours de constitution. Pour des raisons d'encombrement de l'atelier, il est à l'intérieur du baffle B1. On voit nettement la paroi externe de la cheminée centrale.



Cheminée interne du récupérateur.

On voit ici les deux éléments de la partie interne de la cheminée : la partie tronconique est surmontée de la partie cylindrique ; l'ensemble placé à l'intérieur de la cheminée centrale permet la circulation convective du sodium et l'homogénéisation des températures de la partie basse du récupérateur.

5

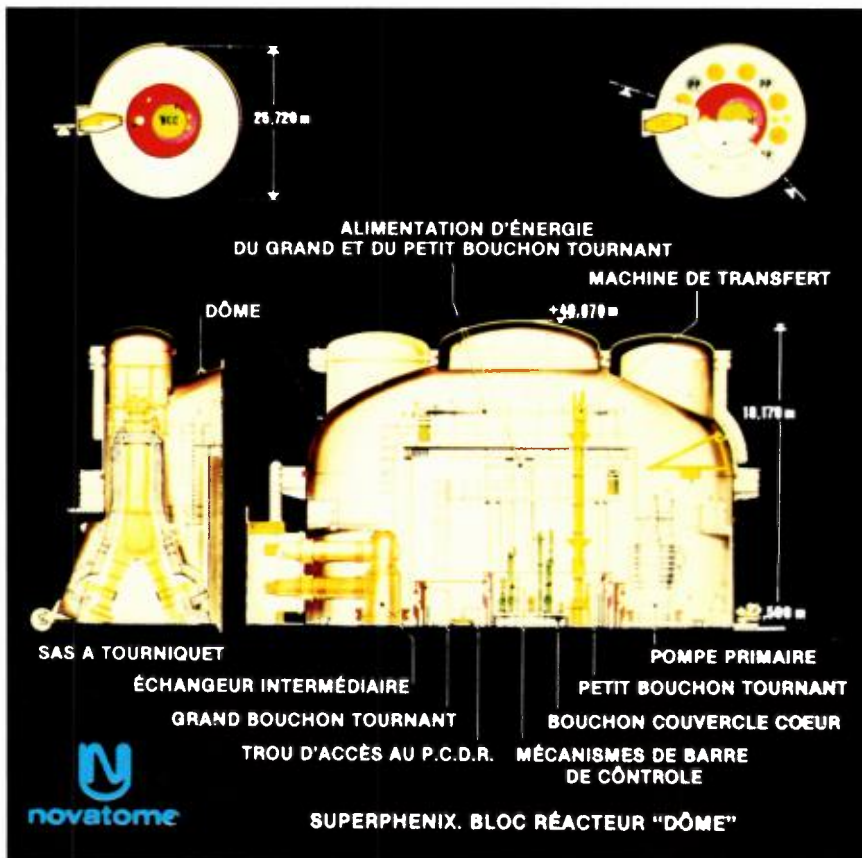


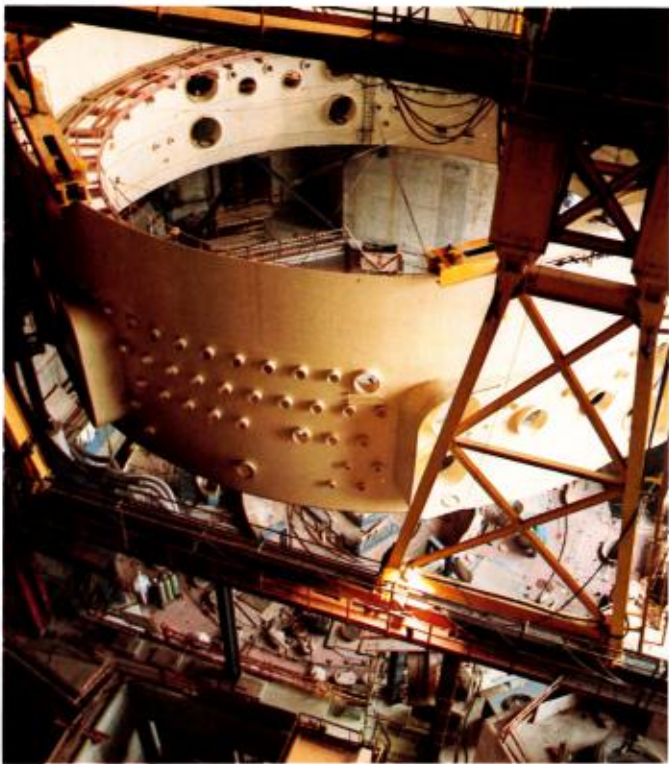
Dôme et dalle du réacteur.

La dalle du réacteur et le dôme.

La cuve principale et la cuve de sûreté sont soudées à une dalle en acier et en béton posée sur un anneau circulaire en béton qui entoure le puits de cuve. La dalle elle-même est recouverte par un dôme en acier.

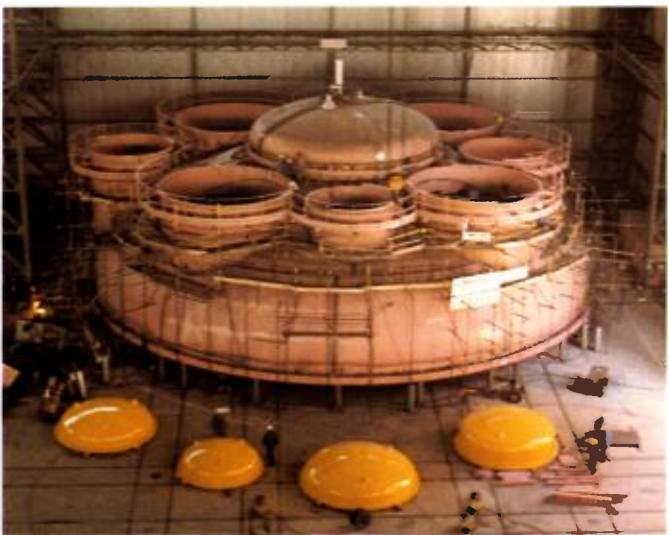
La dalle isole de l'atmosphère du dôme de confinement, l'intérieur de la cuve principale maintenue sous argon et l'espace entre cuve principale et cuve de sécurité maintenu sous azote.





12 Mars 1981 – Vue de la virole de liaison de la dalle et de la coupole du dôme en cours de mise en place.

Cette virole a été préfabriquée sur le site ; elle permet le passage de toutes les tuyauteries de liaison, sodium, argon, azote, fluides divers. Remarquer derrière le treillis du portique ou encore diamétralement opposées, les quatre traversées de sodium associées à une boucle secondaire, assurant l'alimentation et le retour de sodium secondaire des échangeurs intermédiaires et l'amorce de la liaison avec les galeries allant aux bâtiments des générateurs de vapeur.



La coupole du dôme du réacteur en cours de montage dans l'atelier de préfabrication.

Ce dôme en acier ordinaire surmonte la dalle du réacteur. Il assure le confinement des produits radioactifs en cas d'accident hypothétique mettant en cause l'étanchéité de la dalle du réacteur. Il isole la dalle d'un feu de sodium secondaire et empêche la propagation vers le bâtiment du réacteur d'un feu de sodium primaire. Les divers couvercles du dôme sont amovibles et permettent l'introduction sur la dalle de hottes spéciales de manutention des composants (pompes primaires, échangeurs intermédiaires, etc.).



17 Juillet 1981 – Mise en place de la coupole du dôme dans le bâtiment réacteur.

La couronne périphérique.

La dalle supérieure comporte une couronne périphérique fixe et une partie centrale mobile autour d'un axe vertical, le grand bouchon tournant.

La partie interne de la couronne périphérique est située au-dessus de la cuve principale. Elle est percée de trous qui permettent le passage:

- des quatre pompes primaires de sodium, encadrées par huit échangeurs intermédiaires,
- des quatre échangeurs bouteilles du circuit de refroidissement de secours,
- des deux filtres de purification du sodium primaire,
- de la rampe oblique de manutention des assemblages liant le poste de chargement/déchargement du réacteur au sas à tourniquet,
- des tubulures d'alimentation et de sortie d'argon,
- des traversées de mesures et de détection de rupture de gaine.



La partie externe de la couronne périphérique est située au-dessus de l'espace en atmosphère d'azote puis au-dessus d'un puits de cuve et au-dessus de l'anneau support. Elle est percée de trous d'homme, de trous d'observation, de passages de mesures, de respiration d'azote, de dispositifs de détection de fuite de sodium et, enfin, à l'extérieur du trou de passage de la rampe oblique de liaison du sas à tourniquet avec le barillet de stockage.

La dalle est revêtue sur sa face inférieure d'un calorifuge en toile métallique et elle est maintenue à une température inférieure à 50° par une circulation d'eau dans des tubes soudés aux parois d'acier des caissons mécanosoudés remplis de béton qui la constituent.

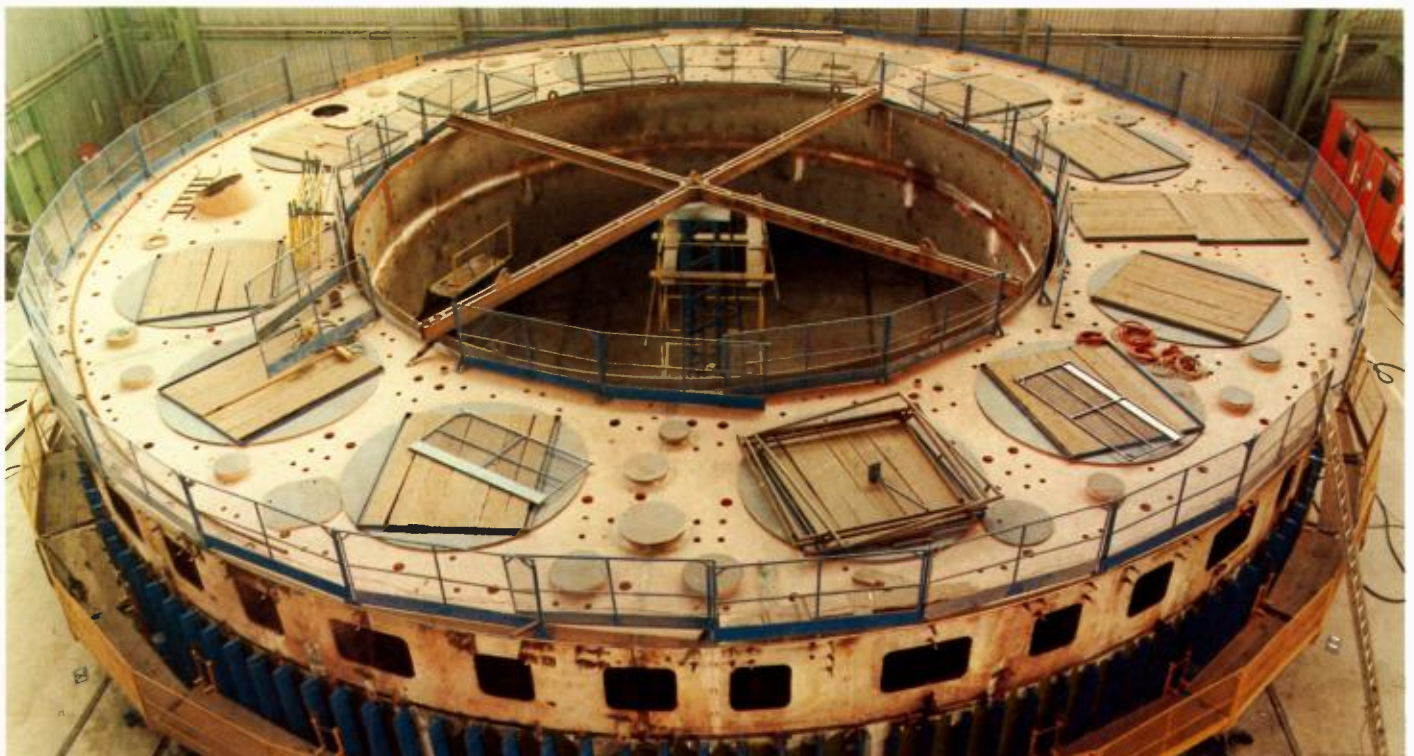
19 Décembre 1978 – La dalle du réacteur en cours d'assemblage dans l'atelier du site.

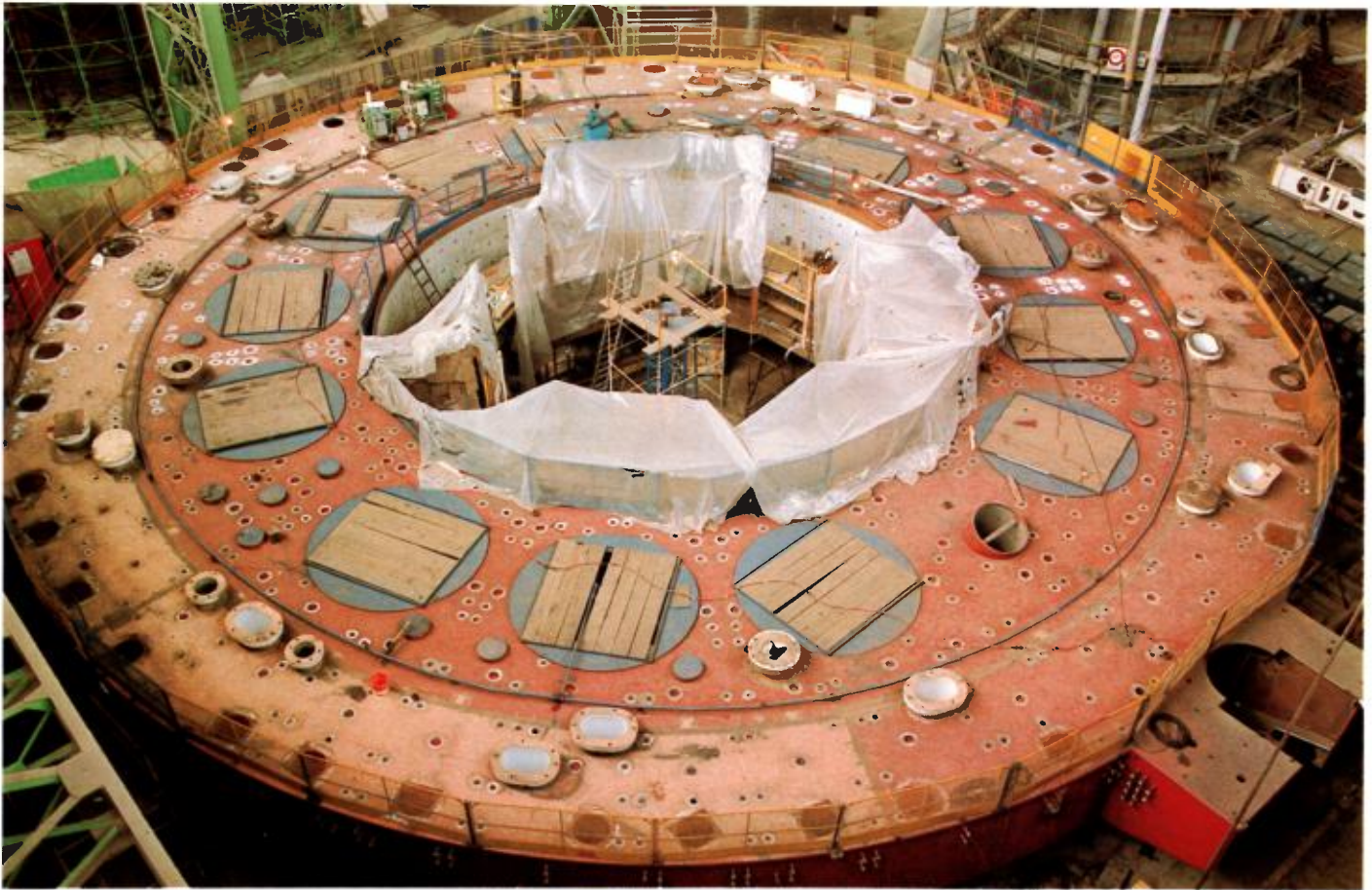
Présentation et accostage des secteurs mécanosoudés de la partie interne de la couronne périphérique de la dalle.

15 Mai 1979 – Dalle du réacteur : partie interne de la couronne périphérique assemblée.

Le trou central recevra le grand bouchon tournant. La partie assemblée est celle qui se trouve au-dessus de la cuve principale.

A gauche, on voit l'amorce oblique du passage de la rampe de manutention reliant le cœur au sas à tourniquet. Diamétralement à l'opposé, des planches recouvrent les deux passages des systèmes de purification intégrée. Tout autour, des planches et des tapes métalliques recouvrent les trous de passage des pompes et des échangeurs.





20 Juin 1980 – Vue par-dessus de l'ensemble de la dalle du réacteur.

La couronne périphérique est complète. La rampe de manutention oblique débouche à droite et on voit l'appendice soudé de liaison du sas à tourniquet avec le barillet de stockage. Sur la partie externe de la couronne, on voit sur

des cercles concentriques les trous d'accès à l'espace entre cuves, puis à l'espace entre cuve de sécurité et puits de cuve.

Les trous de faible diamètre entourés de peinture blanche serviront à l'introduction du béton de remplissage et à sa vibration.



29 Novembre 1980 – Vue par dessous de la dalle du réacteur.

On retrouve les trous de passage des pompes encadrés par ceux des échangeurs intermédiaires et diamétralement opposés, sur la gauche les orifices des dispositifs de purification de sodium, sur la droite le débouché de la rampe de manutention.

Le quadrillage est celui des plaques de casing qui recouvre le calorifuge métallique plaqué sous dalle. Fixées à la dalle par un goujon central, ces plaques peuvent se dilater librement.

Les bouchons tournants.

La partie centrale de la dalle du réacteur est occupée par un ensemble de bouchons tournants dont les mouvements relatifs de rotation vont permettre le déplacement des éléments combustibles depuis une position quelconque dans le cœur jusqu'à une position unique (PCDR poste de chargement – déchargement du réacteur) en périphérie du cœur, où l'élément sera repris par la rampe oblique de maintenance.

Partant de la périphérie de la dalle, on trouve, tout d'abord, un grand bouchon tournant de même axe que la dalle, puis excentré un petit bouchon tournant muni lui-même d'un bouchon de contrôle du cœur.

En fonctionnement, un joint métallique en alliage de bismuth et d'étain scelle les bouchons tournants à la dalle et assure l'étanchéité. Lorsqu'on veut manoeuvrer les bouchons, on arrête le réacteur, on fond les joints métalliques qui font encore l'étanchéité, mais, sont alors liquides, on soulève les bouchons et on les fait tourner sur des galets de roulement portés par

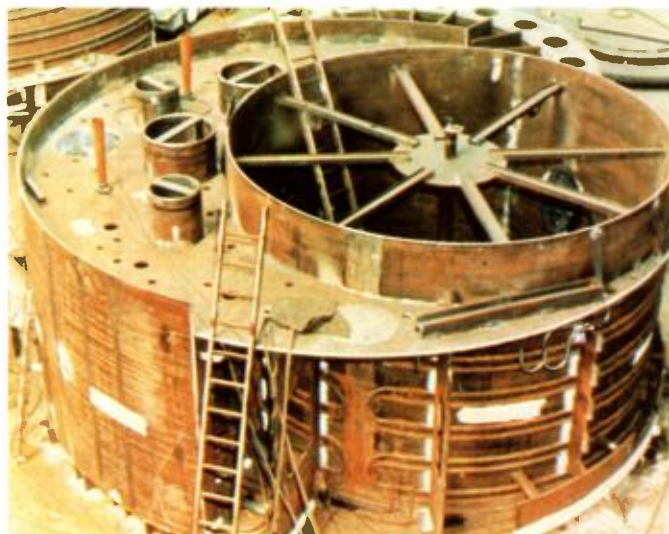
des viroles soudées respectivement à la dalle et au petit bouchon tournant. Les caissons métalliques qui constituent les bouchons sont refroidis par des tubes soudés à leur intérieur et parcourus par de l'eau. Lorsqu'on manoeuvre les bouchons, les circuits d'eau sont déconnectés et le maintien du refroidissement est alors assuré par des échangeurs refroidis à l'air placés sur les bouchons.

Le petit bouchon tournant supporte le bouchon couvercle du cœur et comporte deux postes où peuvent se positionner deux machines de transfert, ainsi que des passages pour divers appareils d'observation et de mesures. Le grand bouchon tournant comporte une virole sur laquelle repose et tourne le petit bouchon tournant; il est percé d'un trou permettant d'accéder au poste de chargement et de déchargement du réacteur et de divers passages d'instruments de mesure (niveau de sodium, etc.). Il repose et roule sur une virole cylindrique soudée au-dessus de la dalle supérieure.



Août 1978 – Neyrpic. Assemblage d'une demi-structure du grand bouchon tournant.

On voit la structure en caissons mécano-soudés. Sur les tôles, sont soudés les tubes du circuit de refroidissement (circuit doublé). L'ensemble sera rempli de béton.



Avril 1979 – Neyrpic. Le caisson du petit bouchon tournant en construction.

A droite, l'emplacement du bouchon de contrôle du cœur. A gauche, les deux positions des machines de transfert qui manipulent les éléments combustibles. Les autres orifices sont ceux des "visus", système d'examen par ultrasons des structures et matériels internes du réacteur.



20 Octobre 1980 – Atelier de Creys-Malville. L'ensemble des bouchons tournants.

On voit les viroles excentrées qui supportent les bouchons, le grand bouchon tournant, le petit bouchon tournant, le bouchon couvercle du cœur. A l'extérieur, les dispositifs de roulement et de soulèvement du grand bouchon.

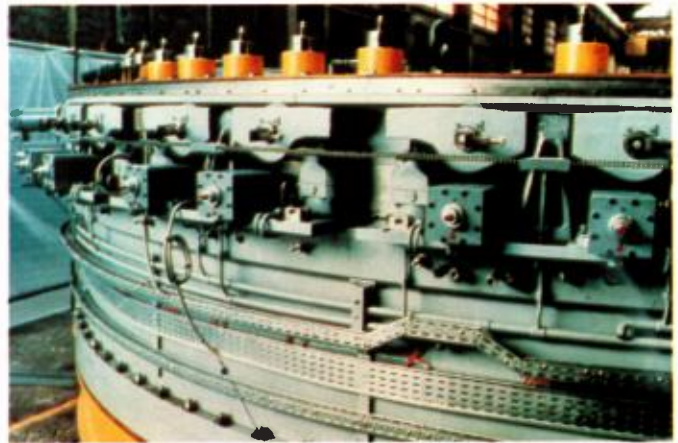


Vue par-dessous des bouchons tournants

On voit le quadrillage des plaques d'acier du casing de protection du calorifuge.

Le grand bouchon tournant comporte trois orifices : le plus gros pour accéder au poste de chargement-déchargement du réacteur, un autre pour introduire des dispositifs d'observation, le dernier un appareillage de prélèvement du sodium.

Le petit bouchon tournant montre l'emplacement du bouchon de contrôle du cœur qui sera mis en place ultérieurement. Il est muni de quatre orifices : les deux plus gros pour les deux machines de transfert du combustible, les deux autres pour les dispositifs de mesure, par ultrasons.



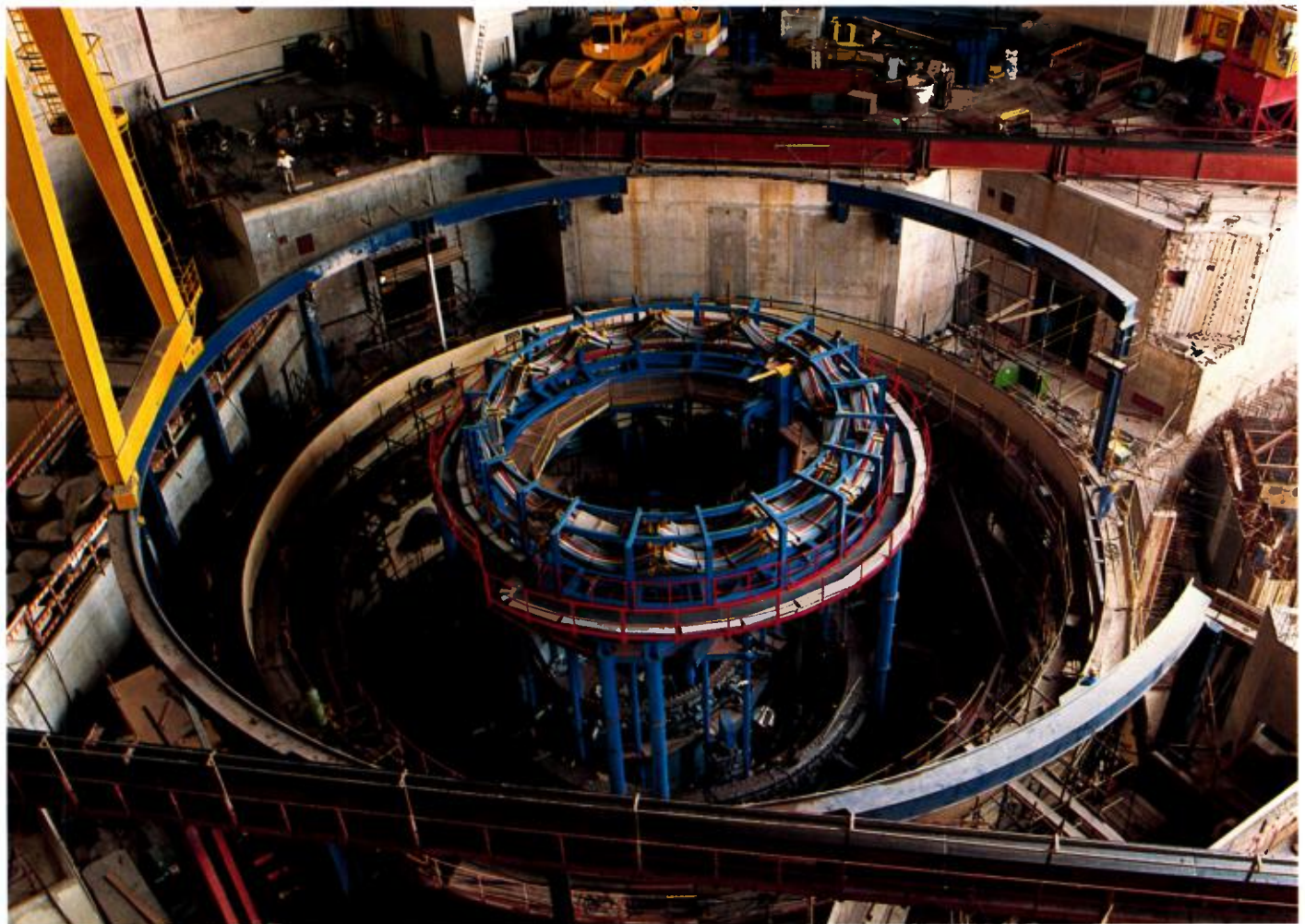
Avril 1980 Neyrpic – Vue du système de mise en rotation du petit bouchon tournant (PBT).

A l'exception de la bride plate supérieure qui fait partie du petit bouchon tournant (PBT), tout ce que l'on voit ici appartient à une virole support fixée au grand bouchon tournant (GBT). Hors rotation, le PBT repose sur le GBT par un contact métal-métal. Lorsqu'on veut faire tourner le PBT, on soulève les galets au moyen de vérins. Certains des galets sont munis d'un entraînement par moto-réducteurs (c'est le cas à gauche de la photographie). Un système d'appuis élastiques auxiliaires mus en hauteur par la chaîne Galle visible en partie haute, permet de soulager les vérins hydrauliques après soulèvement du bouchon pendant sa rotation.



Mise en place des bouchons tournants pour la mise en place sur la dalle.

Remarquer en partant de la périphérie, la virole de liaison dalle-dôme en place : la partie périphérique de la dalle avec les 12 orifices qui recevront les quatre pompes primaires et les huit échangeurs intermédiaires ; sur la droite, l'amorce inclinée de la rampe de transfert des éléments. Au centre, les deux bouchons tournants dont on voit ici les viroles surmontant la dalle et permettant les mouvements de rotation.



Montage des charpentes porte-câbles des bouchons tournants.

Les charpentes supportent les gurlandes des câbles d'alimentation des bouchons.

Le bouchon couvercle du cœur.

Le bouchon couvercle du cœur est solidaire du petit bouchon tournant qui l'entraîne dans son mouvement. Il peut en être retiré. En fonctionnement, il est situé à l'aplomb du cœur et sa partie inférieure plonge dans le sodium primaire au-dessus des éléments combustibles. Il supporte et positionne les mécanismes de barre de contrôle (21 barres du système d'arrêt principal et trois barres du système d'arrêt complémentaire). Il porte 38 manchettes correspondant aux fourreaux des mécanismes de barres, aux passages des tubes de prélèvement de sodium au droit de chaque assemblage afin de localiser une éventuelle rupture de gaine, aux thermocouples mesurant la température du sodium à la sortie de chaque assemblage, aux détecteurs acoustiques à l'écoute du cœur, aux dispositifs d'instrumentation et de mesure en pile (DIMEP).



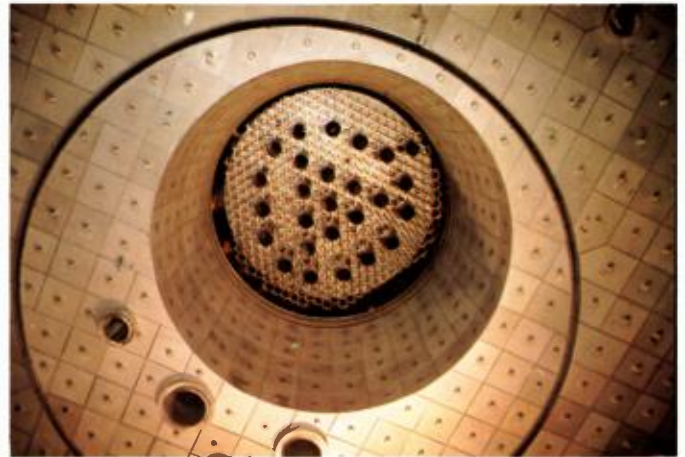
5 Août 1982 - Mise en place du bouchon couvercle du cœur.

Le bouchon couvercle du cœur est en cours de manutention à l'intérieur du bâtiment réacteur. A droite, on voit la sphère du réservoir d'expansion d'une pompe secondaire. Au centre, les charpentes qui supportent les guirlandes des câbles d'alimentation et de contrôle des bouchons tournants.

Remarquer la structure du bouchon couvercle cœur: du haut vers le bas, la partie pleine de la virole extérieure qui en atmosphère d'argon est située dans le petit bouchon tournant, puis la partie percée de trous de la virole qui baigne dans le sodium.

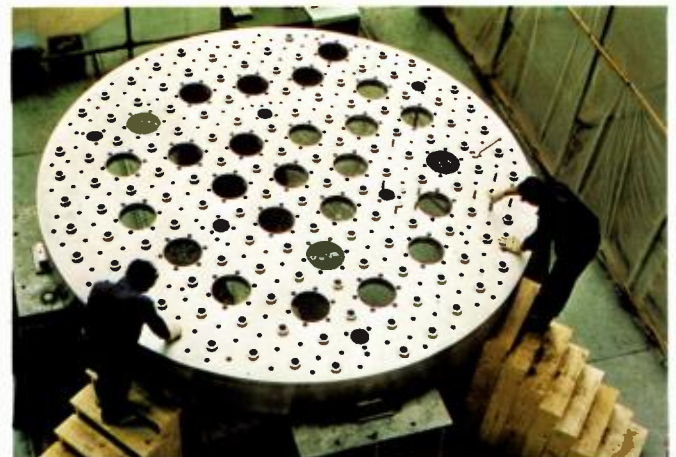
La partie en sodium du bouchon (couvercle cœur proprement dit) dévie vers les échangeurs intermédiaires, le sodium sortant du cœur et brasse le sodium dans la cuve interne. Elle comporte une plaque épaisse de 50 mm à laquelle sont fixés les tubes de prélèvement de sodium et les fourreaux inférieurs. Cette plaque est munie de boucliers thermiques. En partie basse, une grille entretoise prévient les vibrations des tubes de prélèvement.

La partie en argon du bouchon, à la traversée de la dalle du réacteur, comporte une plaque de tête de 340 mm d'épaisseur appuyée et fixée à une bride du petit bouchon tournant et soudée à la virole extérieure du bouchon couvercle cœur. A cette plaque de tête, sont fixées par des tirants, 90 plaques métalliques servant de calorifuge et assurant la protection biologique.



5 Août 1982 - Introduction du bouchon couvercle cœur dans le petit bouchon tournant.

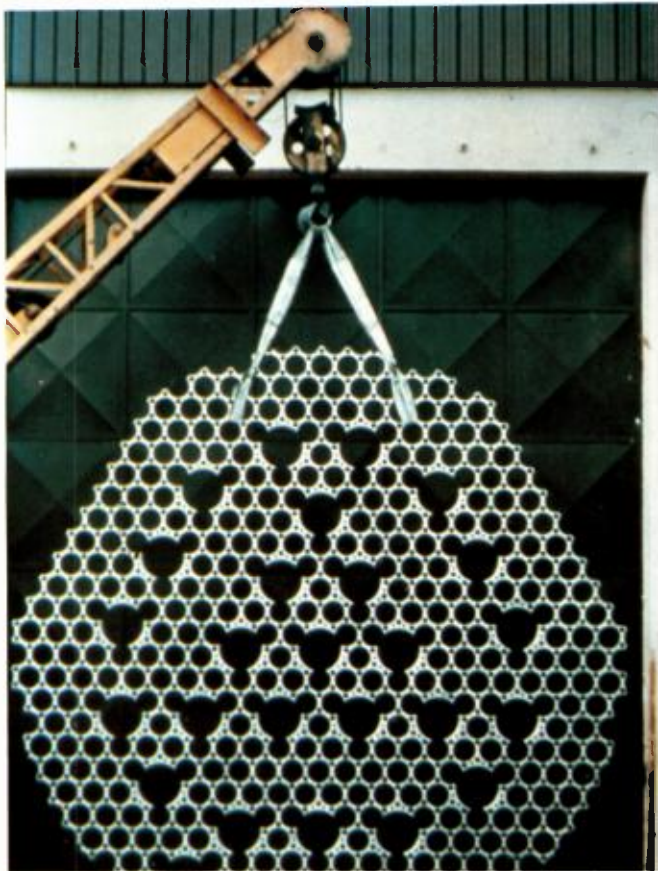
Cette vue prise depuis l'intérieur du réacteur montre par-dessous les deux bouchons tournants avec leurs plaques de calorifuge et le bouchon couvercle cœur qui va être descendu à sa place.



BREDA - Mai 1981 - Montage du bouclier thermique sur la plaque inférieure du couvercle cœur.

Cette plaque à la partie basse du bouchon couvercle cœur supporte les dispositifs de mesure et de prélèvement de sodium. Pour la protéger des chocs thermiques, elle est revêtue sur ses deux faces d'écailles hexagonales en acier.

Les gros trous sont ceux des fourreaux des mécanismes de barres de contrôle et des dispositifs de mesure en pile (DIMEP).



BREDA - Février 1981 - Grille inférieure du bouchon couvercle cœur.

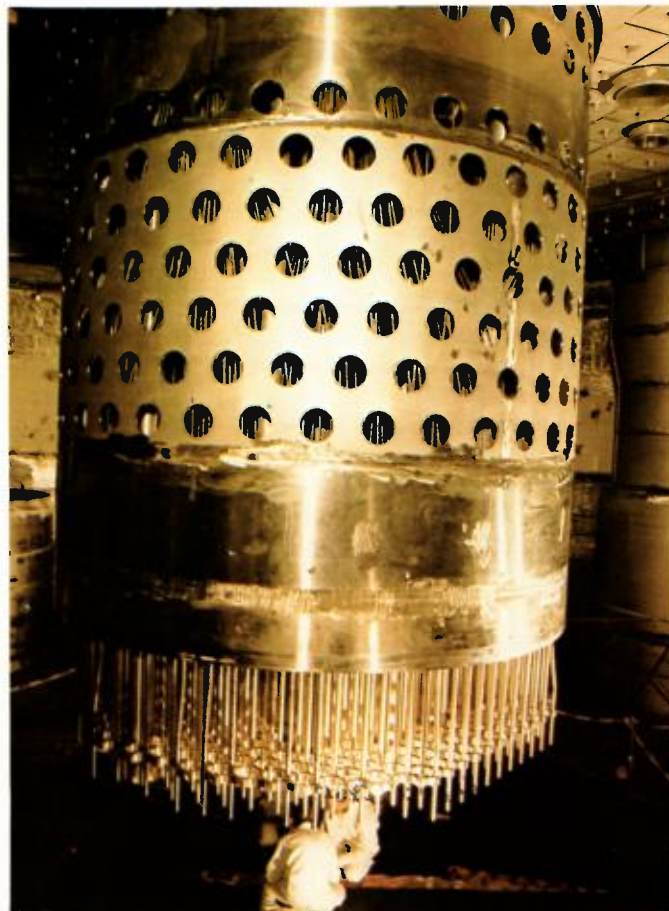
Cette grille, située à la partie basse du bouchon couvercle cœur est soudée aux fourreaux des mécanismes de commande de barres de contrôle et des DIMEP, qui passeront par les trous de plus gros diamètres. Les trous les plus petits permettent le passage des tubes prélevant le sodium de localisation de rupture de gaine et équipés de thermocouples. Les trous de diamètre intermédiaire évident la structure pour diminuer l'inertie thermique et les contraintes résultant des chocs de température.



BREDA - Août 1981 - Mise en place des chemine-ments des tubes de localisation de rupture de gaine sur la plaque inférieure du bouchon couvercle cœur.

Remarquer les fourreaux des tubes de prélèvement: les thermocouples cheminent dans l'axe du fourreau et le sodium prélevé suit un trajet coaxial d'abord, puis sort par le piquage latéral pour rejoindre les 12 bottes de piquage à la périphérie du bouchon.

On voit clairement la disposition des écailles du bouclier thermique et la structure du goujon de fixation qui permet lui aussi le passage d'un fourreau de prélèvement de sodium.



6 Août 1982 - Le bouchon couvercle du cœur en place dans le réacteur.

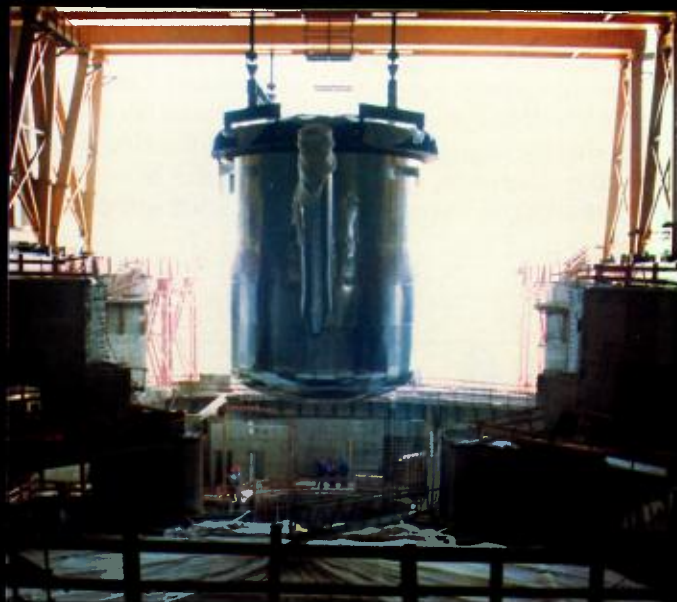
On voit ici la partie inférieure du bouchon avec les fourreaux de prélèvement de sodium et de protection des thermocouples, qui dépassent la plaque entretoise. Au-dessus de la plaque inférieure et de son renfort plein, la virole extérieure du bouchon est percée de trous pour permettre la circulation du sodium. Par ces trous, on distingue le peignage des tubes de prélèvement de sodium et les doigts de gant des thermocouples.



BREDA - Novembre 1981 - La plaque inférieure du couvercle cœur en cours d'équipement.

Le peignage des tubes de localisation de rupture de gaine est très avancé. L'ouvrier donne l'échelle.

6



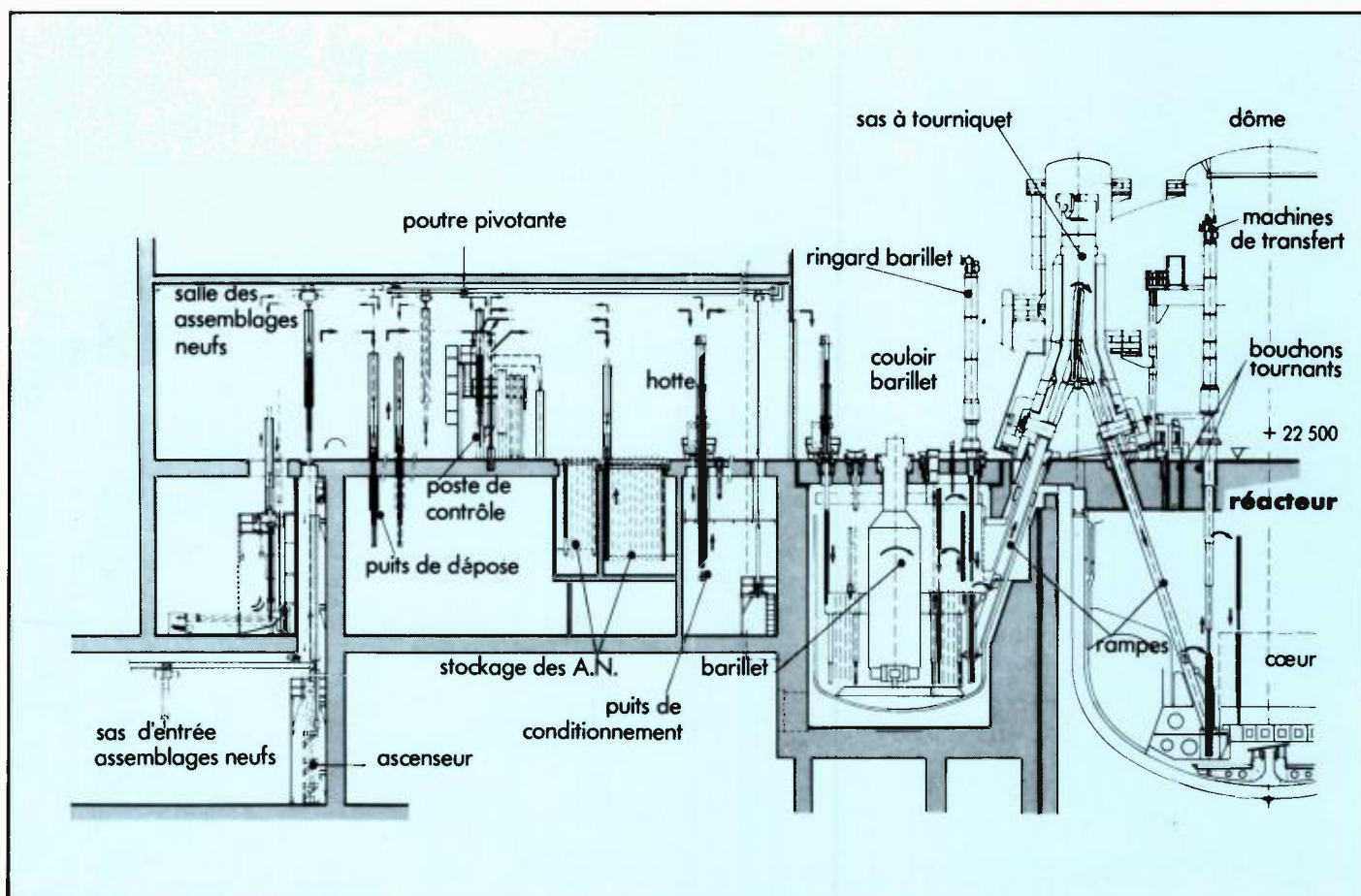
**La manutention.
Le barillet de stockage.**

La manutention des éléments combustibles.

La manutention des assemblages combustibles permet d'introduire des assemblages neufs dans le réacteur et d'évacuer les assemblages irradiés dans le réacteur. Le cheminement d'un assemblage neuf est le suivant: il entre dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires Nord et après déballage et contrôle, il est stocké à l'intérieur du bâtiment réacteur.

De là, il est repris par une hotte de manutention après passage sur un poste de conditionnement où il est mis en argon; il est introduit à la verticale sur une chandelle du manège du barillet de stockage; puis, il est repris par le ringard du bouchon tournant, après rotation du manège et soit mis en attente dans une

chaussette du barillet, soit placé dans un pot de manutention sur le poste fixe de chargement-déchargement du barillet. De ce poste, il est basculé sur la rampe oblique aboutissant au sas à tourniquet d'où il est aiguillé sur l'autre rampe oblique traversant la dalle du réacteur. Remis en position verticale au poste de chargement-déchargement du réacteur, il est alors repris verticalement par une machine de transfert posée sur un des puits du petit bouchon tournant du réacteur et, par une combinaison des rotations des deux bouchons tournants excentrés, amené à la verticale de la chandelle du sommier du réacteur qui doit le recevoir.



Cheminement d'un assemblage combustible neuf.

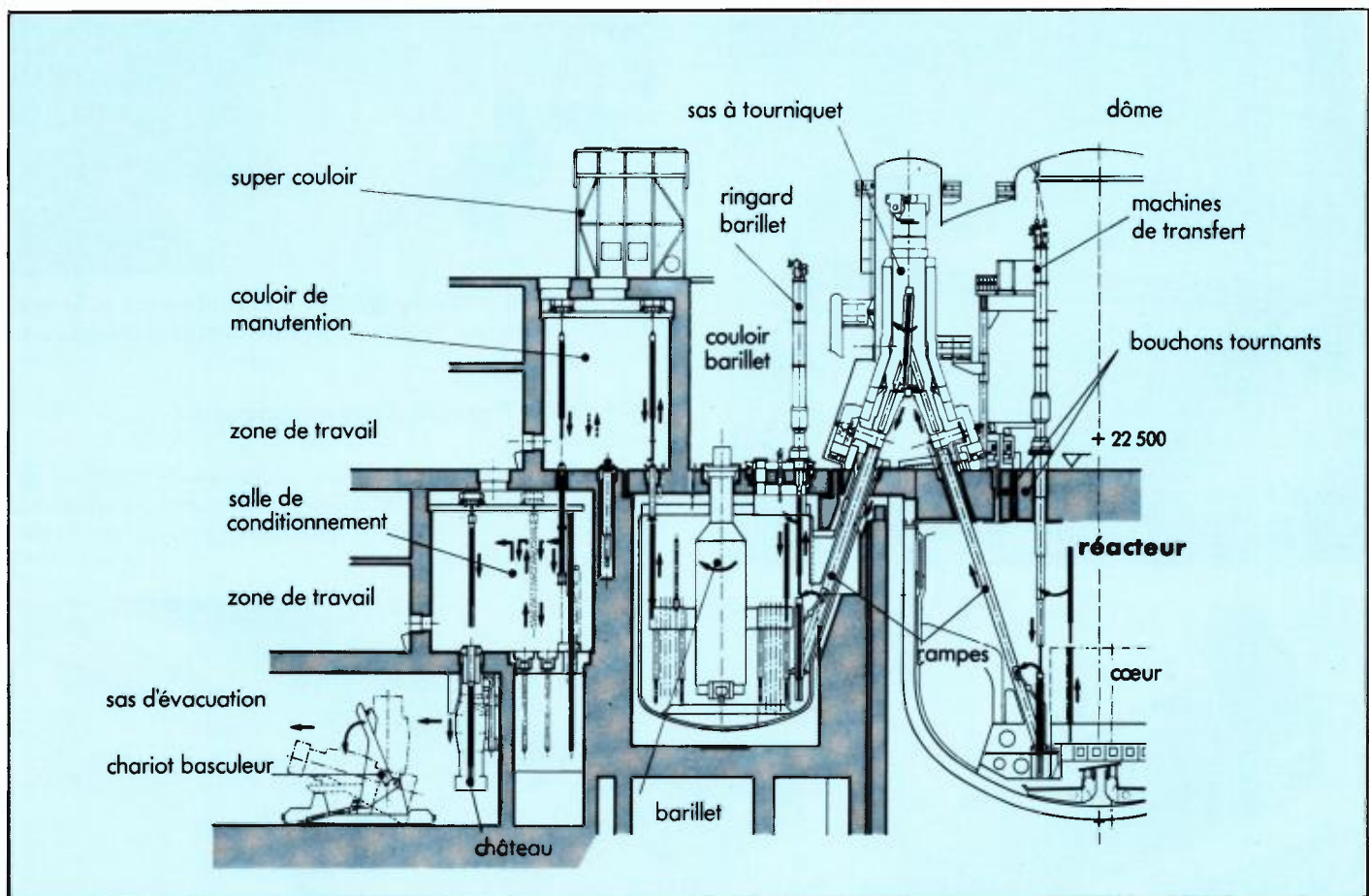
Pour la manutention des assemblages irradiés, le problème du cheminement est compliqué par la nécessité d'évacuer la puissance résiduelle de l'assemblage, puis par les exigences de la radioprotection contre les rayonnements émis par l'assemblage.

Le trajet suivi jusqu'au barillet est inverse de celui décrit plus haut. Les assemblages usés sont stockés provisoirement pour décroissance radioactive dans le barillet. Ils en sont repris par un grappin qui refroidit les éléments par un soufflage d'azote et conduits par un couloir de manutention en atmosphère

d'azote, jusqu'à une salle de conditionnement elle aussi en atmosphère d'azote où ils sont mis en étui rempli de sodium.

Dans cette salle ils peuvent être placés en étui rempli de sodium et manutentionnés ensuite dans cet étui ou bien être lavés avant un stockage ultérieur dans l'eau d'une piscine. Les étuis, ou les assemblages lavés sont placés ensuite dans un château de plomb dont le transport est maintenant prévu en position verticale.

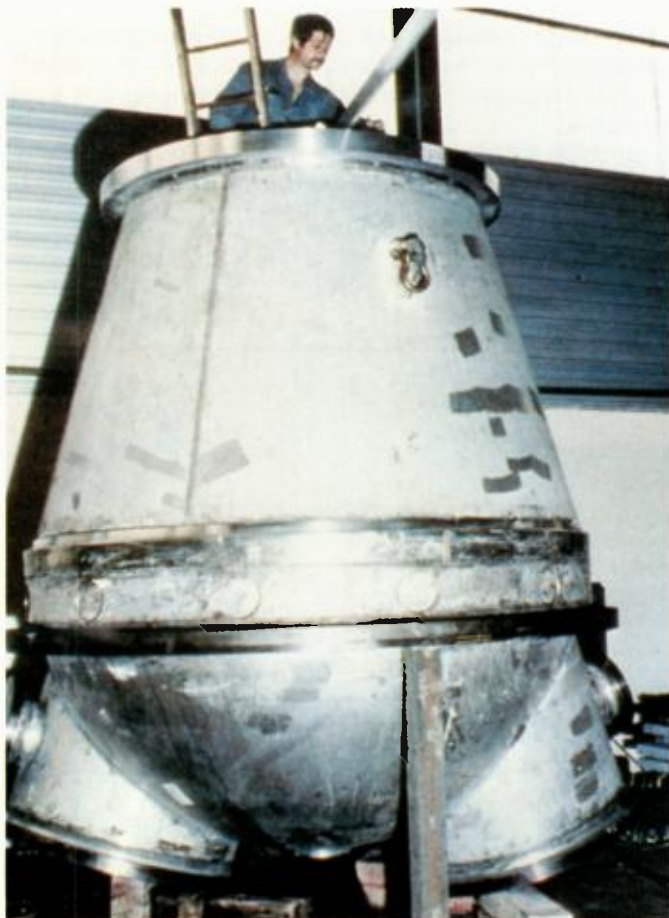
Toutes les salles et couloirs correspondants sont sur le côté Nord du bâtiment réacteur, à côté de la station de traitement des effluents liquides.



Cheminement d'un élément combustible irradié.

Le sas à tourniquet et les rampes obliques de manutention.

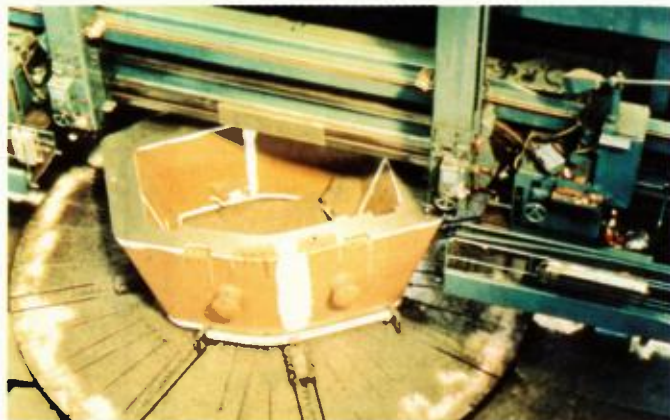
Le passage du barillet au réacteur et vice versa est fait par deux rampes obliques de manutention sur lesquelles circulent deux chariots portant un pot rempli de sodium contenant l'assemblage à transférer.



Deux vannes isolent les rampes ou les mettent en communication avec un sas situé au-dessus de la dalle du réacteur. Dans ce sas, un tourniquet peut permuter les chariots d'une rampe sur l'autre.

◀ Juin 1979 - Neyrpic. Sas à tourniquet, partie inférieure de l'enceinte étanche.

On voit le départ des conduites qui renfermeront les rampes obliques de manutention. L'ouvrier est à la place du tourniquet.

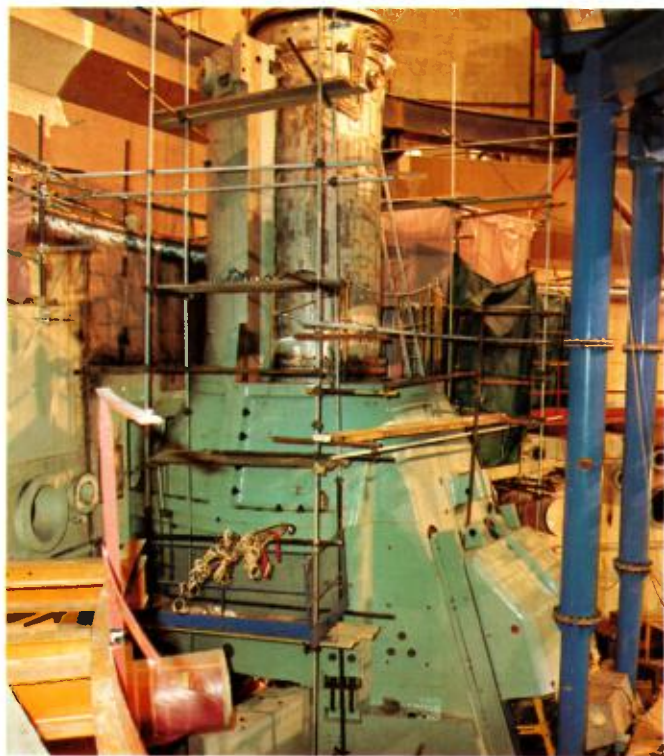


Juillet 1979 - Neyrpic. Sas à tourniquet : usinage d'un élément en fonte de la protection biologique.

Mai 1980 - Neyrpic. Rampe oblique de manutention.

Cette rampe d'essai contiendra le chariot de transport du combustible depuis le réacteur (ou depuis le barillet) au sas à tourniquet. Noter les ouvertures permettant la circulation du sodium.





Septembre 1982 – Vue du sas à tourniquet en cours de montage sur la dalle du réacteur.



Neyrpic. – Rampe oblique de manutention.

On voit la partie basse de la rampe avec le logement où basculera le chariot contenant l'assemblage. Noter les échantures en partie haute, destinées à permettre la circulation du sodium.



Neyrpic – Chariot mobile de manutention.

Cet équipage circule dans les rampes obliques de manutention. Remarquer les roulettes de guidage. A mi-hauteur, au niveau de la poutre intermédiaire du bâtiment, remarquer la rotule d'articulation de la partie basculante et le système d'accrochage. C'est la partie basculante qui contient l'assemblage combustible à transférer. Celui-ci sera déposé ou repris dans le chariot par une des machines de transfert si l'on est côté réacteur, par le ringard du barillet si l'on est côté barillet.

Le barillet de stockage.

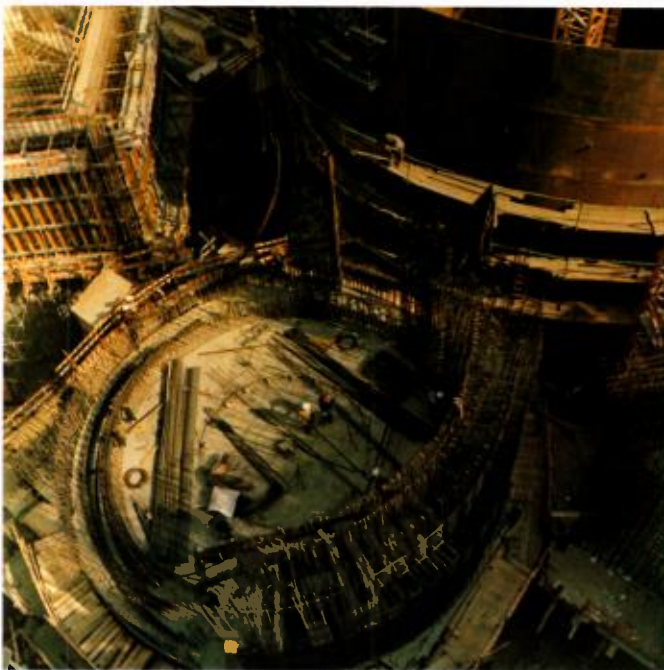
Le barillet permet le stockage en sodium à 200° des éléments irradiés. Il est relié au réacteur par une rampe oblique de manutention aboutissant au sas à tourniquet. Il sert de relais pour l'introduction dans le réacteur des éléments neufs.

Le barillet est composé d'un ensemble de deux cuves concentriques soudées à un toit, lui-même pendu par des suspentes à une cerce métallique noyée dans le béton du puits de supportage. Une dalle en caissons d'acier remplis de béton ferme l'ensemble.

A l'intérieur du barillet, un double circuit de refroidissement évacue la puissance résiduelle des assemblages. Un manège tournant reçoit les assemblages à stocker : un sommier comporte sept couronnes d'emplacements de stockage et permet de stocker (exceptionnellement) 4/3 de cœur du réacteur (404 éléments).

Ce stockage se fait en plaçant les assemblages, soit dans des chandelles fichées dans la plaque supérieure du sommier, soit dans des chaussettes pendues à la plaque inférieure du sommier.

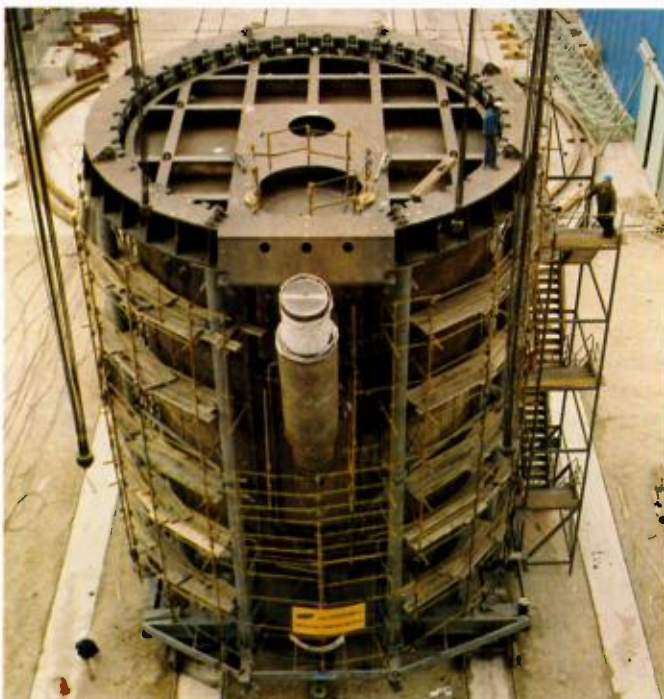
L'introduction ou la sortie des assemblages se fait à la verticale de puits traversant la dalle du barillet. Les déplacements des assemblages à l'intérieur du barillet se font par rotation du manège, puis par reprise et dépose (ou vice versa) depuis une position de stockage du manège à un poste fixe de chargement et de déchargement du barillet constitué par le chariot du sas à tourniquet redressé verticalement au pied de la rampe oblique. Un bouchon tournant placé dans la dalle du barillet permet cette opération dont les mouvements verticaux sont faits par une machine de transfert appelée "ringard du barillet".



21 Septembre 1978 – Construction du puits du barillet.

Au premier plan, le ferraillage de l'anneau de béton, du puits qui supportera la cerce métallique à laquelle sera pendu le barillet.

Au fond, on voit le revêtement de tôle du puits de cuve du réacteur, qui servira aussi de coffrage à l'anneau chaud de béton de ce puits.



26 Avril 1980 – Vue du barillet lors de son introduction dans le bâtiment du réacteur.

Cette vue est prise du côté de la rampe oblique de manutention. On voit le quadrillage de poutrelles du toit des cuves et on distingue le système de liaison de ce toit à la cerce fixée au génie civil : 42 suspentes à rotules fixées à des oreilles du toit et à des chaises supports sur la cerce.

MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

La cuve du barillet, à double enveloppe (1 cuve principale, 1 cuve de sécurité), a eu, en mars 1987, un incident : une fuite de sodium s'est déclarée dans la cuve principale.

A la suite de cet incident, il a été décidé de remplacer l'ensemble du système "barillet". La solution adoptée consiste à réaliser une cuve unique en acier inoxydable remplie d'un gaz inerte (argon) et faisant office, non plus de cuve de stockage et de refroidissement, mais de cuve de transit de combustible, d'où son appellation : Poste de Transfert du Combustible (P.T.C.).

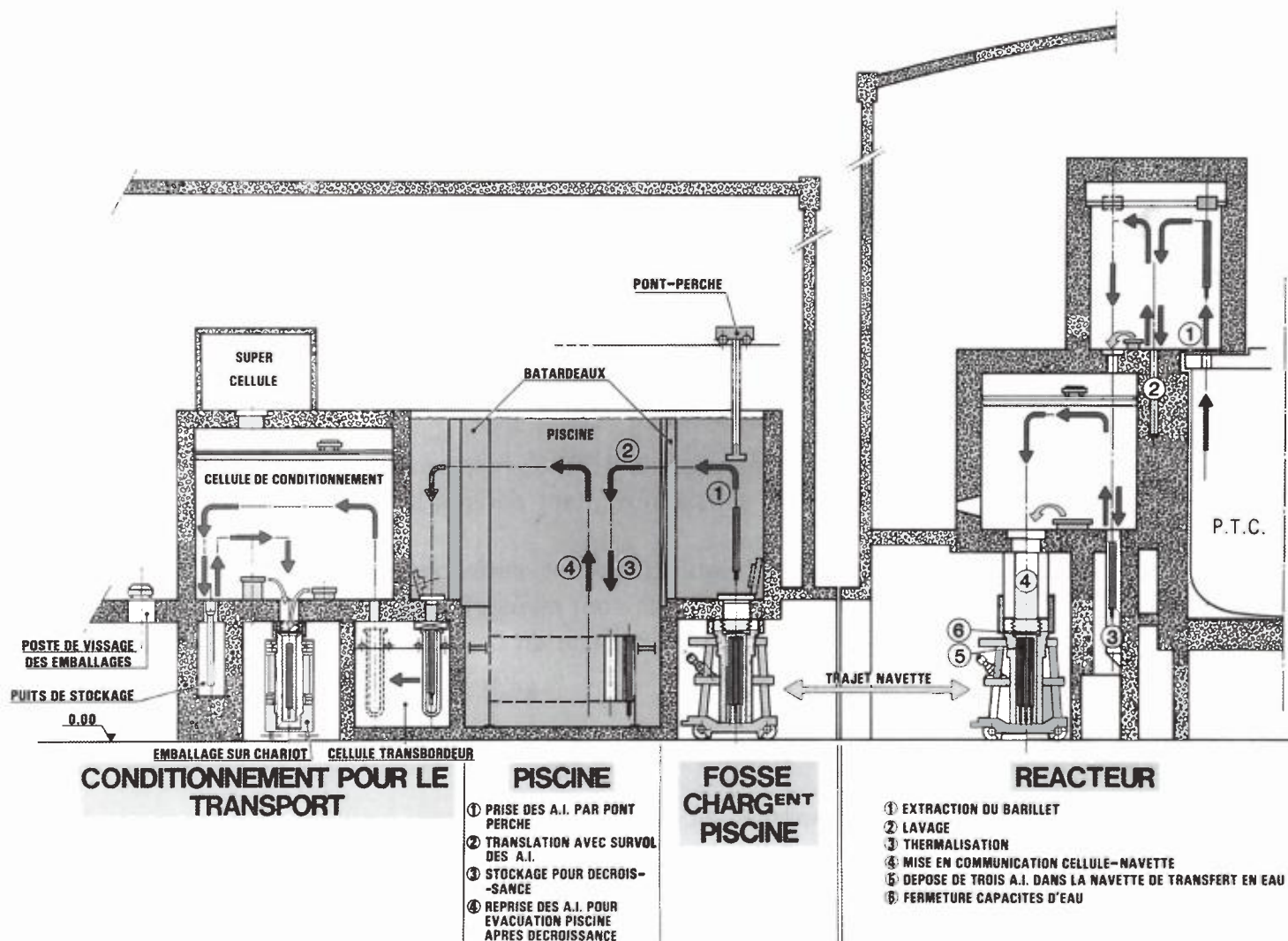
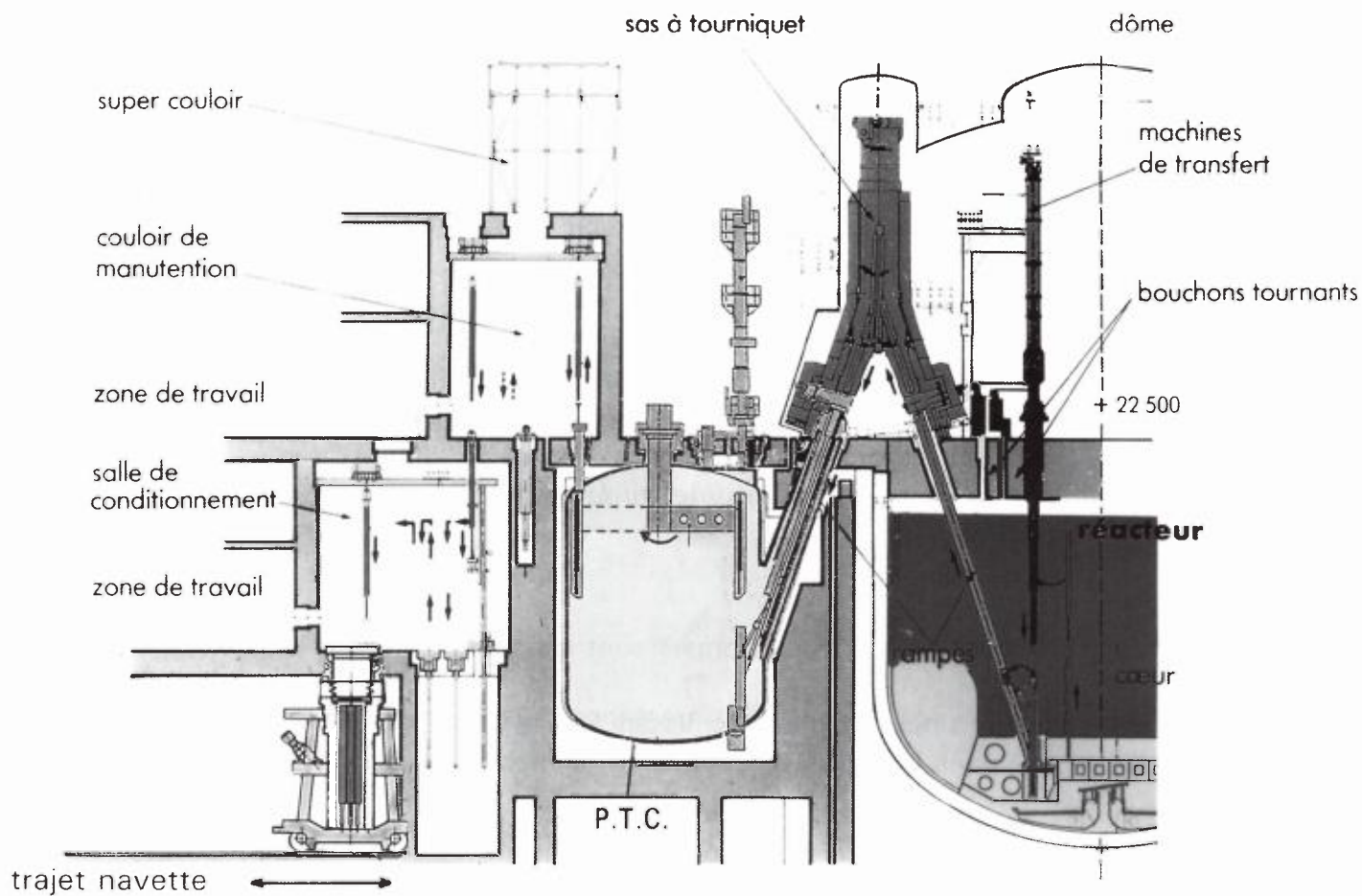
Les principales options techniques retenues sont les suivantes :

- la fonction de stockage, pour décroissance de la puissance thermique résiduelle, s'effectue dans le cœur du réacteur.
- le transfert des assemblages (neufs ou irradiés) s'opère, à l'unité, sans stockage dans le P.T.C.
- la manutention des assemblages irradiés s'effectue dans un étui rempli de sodium qui assure le refroidissement de l'élément par conduction et rayonnement.
- la suppression du manège (pas de stockage) : celui-ci est remplacé par une potence pivotante desservant, par rotation, les orifices :
 - d'introduction des assemblages neufs,
 - d'évacuation des assemblages irradiés,
 - du poste de chargement du réacteur,
- le remplissage du P.T.C. en argon à 160°C, maintenu en surpression de 5 à 10 mbar par rapport à la pression régnant dans le bâtiment réacteur.

Les assemblages irradiés, sortis du cœur, transitent, après passage dans le sas à tourniquet, par le P.T.C. En sortie du P.T.C., ils sont lavés afin d'éliminer les adhérences de sodium et évacués en direction d'une navette en eau chargée de leur acheminement vers la piscine de stockage.

Les deux schémas ci-après montrent :

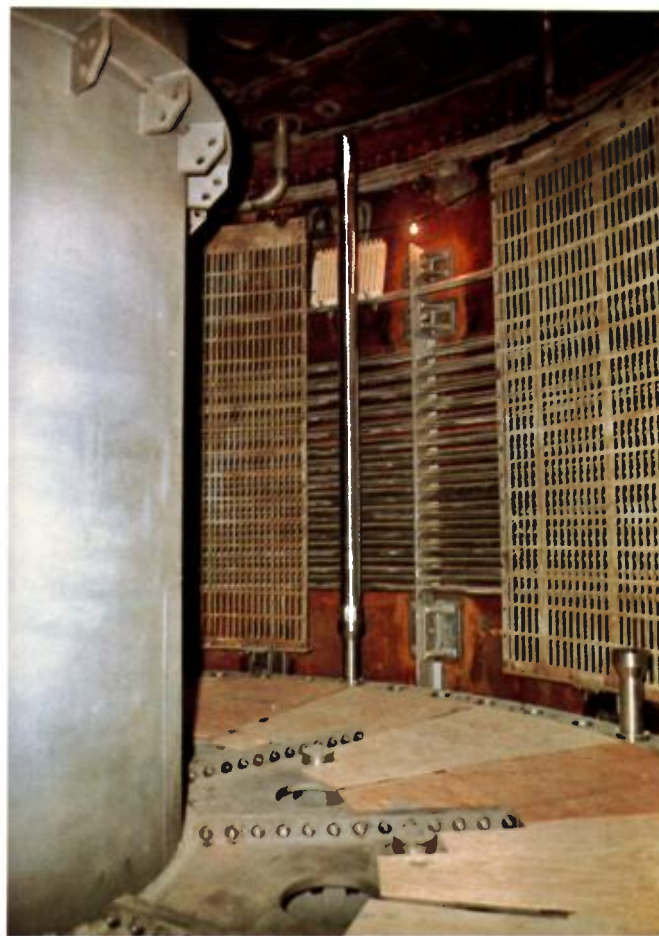
- la coupe du P.T.C. remplaçant le barillet,
- la coupe de la chaîne d'évacuation des assemblages irradiés vers la piscine.





Creys-Malville - Vue interne de la partie basse du barillet de stockage.

Traversant la plaque inférieure du sommier, on voit ici l'extrémité des chaussettes dans lesquelles seront disposés les éléments combustibles. Remarquer les lumières de circulation du sodium.



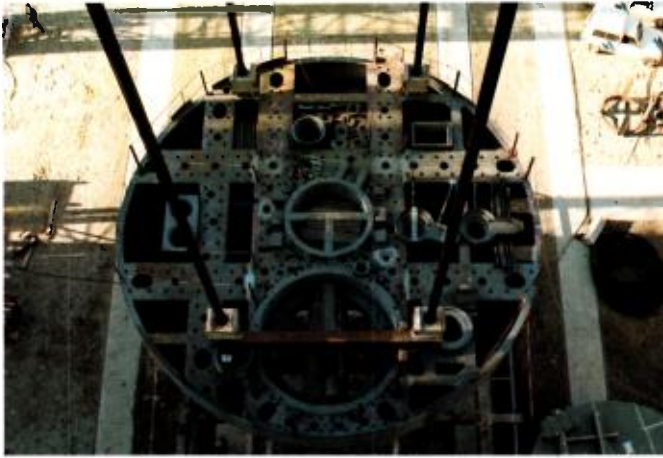
Creys-Malville - Vue interne du barillet en cours d'équipement.

On voit à gauche l'axe du manège de rotation du sommier. La plaque supérieure de celui-ci est recouverte de plaques de contreplaqué pour la circulation pendant le montage. Remarquer à droite les tubes des systèmes de refroidissement (échange sodium-sodium) derrière leurs grilles de protection.



Creys-Malville - Vue interne de la partie inférieure du barillet.

Nous sommes ici immédiatement au-dessus du fond du barillet à l'aplomb de la zone desservie par le ringard. Les chaussettes dont on voit l'extrémité inférieure en haut de la photographie tournent dans le mouvement du manège et peuvent être placées sous les emplacements desservis par le ringard. Fixes, portés par un platelage reposant sur le fond du barillet, on voit à l'avant de l'image, les amortisseurs de chute disposés sous la trajectoire de desserte du ringard du barillet. En cas de lâcher intempestif d'un assemblage en cours de manutention, la chaussette se détacherait du sommier et l'énergie cinétique serait absorbée par l'écrasement de l'amortisseur placé à l'aplomb.



21 Octobre 1980 – Vue de la dalle supérieure du barillet lors de son introduction dans le bâtiment réacteur.

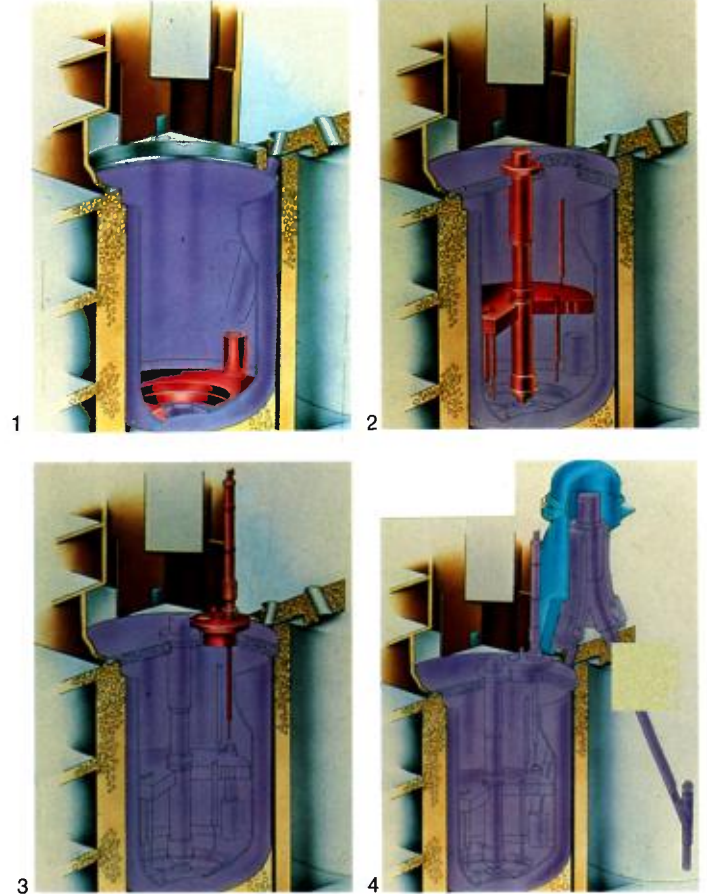
Le trou central est celui de l'axe tournant du manège. A l'avant de la dalle, le trou de plus grand diamètre recevra le bouchon tournant du barillet. A sa gauche, un puits d'intervention et, à sa droite, un puits d'instrumentation. A droite du trou central, les deux postes d'introduction du combustible neuf; à gauche, le débouché des puits de liaison du barillet et du couloir d'évacuation des éléments irradiés.



Noell – Le sommier du manège du barillet en cours de construction.

Fixé à l'axe tournant du manège, ce sommier reçoit les chandelles et les chaussettes de supportage des éléments combustibles. Il comporte 7 couronnes concentriques de trous. La couronne extérieure ne comprend que des trous de petit diamètre qui recevront des chandelles d'appuis des éléments combustibles. Ceux-ci seront alors stockés au-dessus du sommier et leur tête dépassera le niveau de sodium dans le barillet. Les quatre couronnes de trous suivantes ont des trous plus gros qui recevront des chaussettes pour stocker les éléments sous le sommier; les deux dernières couronnes reçoivent à la fois des chandelles et des chaussettes.

Remarquer sur les secteurs arrières la disposition en aubes des trous supports de chaussettes ou de chandelles. On peut ainsi, à partir d'une seule position du manège, atteindre toutes les positions d'une aube par le seul mouvement du bouchon tournant.



1 Novatome – Vue schématique du poste de chargement-déchargement du barillet.

Cet écorché représente la cuve du barillet avec la partie fixe posée sur le fond du barillet, du poste de chargement-déchargement, point d'arrivée (ou de départ) des éléments venant (ou allant) par la rampe oblique de manutention au sas à tourniquet, puis à la cuve du réacteur.

2 Novatome – Vue schématique du manège du barillet.

Le sommier support des assemblages est entraîné par l'axe du manège. A droite, on a schématisé un assemblage sorti du sommier par le ringard (non figuré ici).

3 Novatome – Vue schématique du bouchon tournant du barillet et du ringard de manipulation.

Ce bouchon tournant déplace l'ensemble ringard-assemblage d'une position située au-dessus du manège, jusqu'à la verticale du poste de chargement (ou inversement). Le ringard lève et dépose l'assemblage.

4 Novatome – Vue d'ensemble de la manutention, du barillet au sas à tourniquet.

La machine de transfert du réacteur.

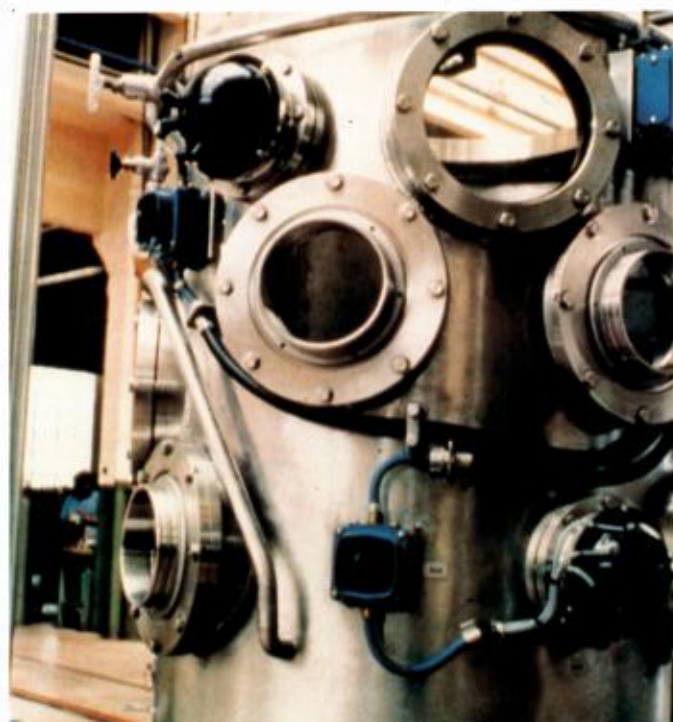
Cette machine travaille depuis la dalle du réacteur sur un des deux puits du petit bouchon tournant. Elle permet de desservir en position verticale tous les emplacements du sommier (assemblages combustibles) et la moitié des emplacements du faux sommier (protection neutronique latérale) ainsi que le poste de chargement-déchargement du réacteur.



Elle oriente aussi le boîtier hexagonal de l'assemblage transféré de façon à compenser les rotations des bouchons tournants et à présenter l'assemblage à son logement.

La machine de transfert manœuvre une pince de saisie des assemblages au moyen d'un chariot de guidage qui coulisse à l'intérieur d'un tube lunette plongeant dans le sodium. Un bouchon surmonte ce tube ; un radiateur évacue les calories qui parviennent au niveau où se trouvent les mécanismes.

Juillet 1983 – Vue des deux machines de transfert installées sur le petit bouchon tournant.



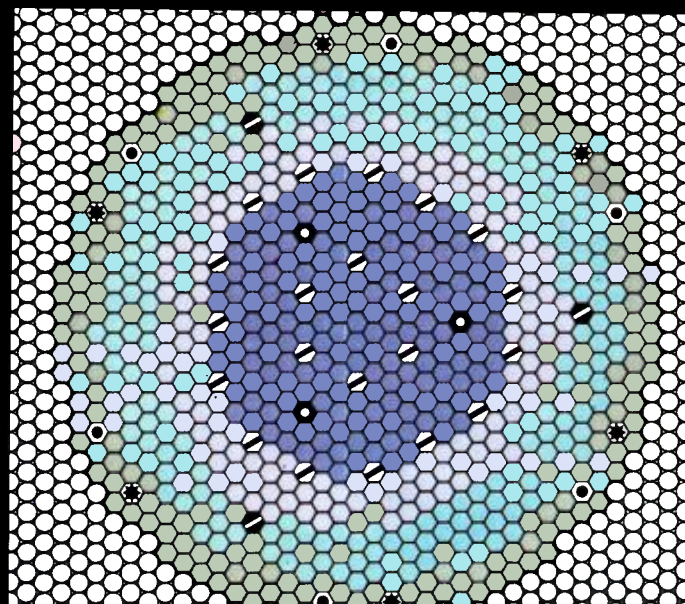
Mai 1980 - CMI - Boîte à gants de la machine de transfert.

C'est au travers des gants disposés dans les orifices de cette boîte à gants que sont manœuvrées les commandes du grappin de la machine de transfert.



Vue générale de la partie hors réacteur de la machine de transfert.

7



Le cœur du réacteur.

Le cœur du réacteur.

Dans le cœur du réacteur, la région centrale où se produit la réaction nucléaire, est entourée de couvertures fertiles, destinées à capturer les neutrons et à assurer la surrégénération. Comme dans tous les réacteurs, un réflecteur en acier renvoie les neutrons vers le centre, et une protection neutronique en acier empêche les neutrons sortis du cœur d'atteindre la zone des pompes et des échangeurs intermédiaires.

Le combustible lui-même est un assemblage de crayons combustibles cylindriques contenus dans un boîtier hexagonal.

La planche montre la succession radiale des zones du cœur :

- depuis l'extérieur, 1076 assemblages de protection neutronique latérale constitués de tubes d'acier creux, fichés dans le faux sommier,

- 197 assemblages réflecteurs en acier placés en périphérie du sommier, avec 12 positions dites de déverminage, permettant de disposer d'une réserve de 12 assemblages combustibles qu'on permuerait en cas de rupture de gaine avec l'assemblage fuyard concerné. Celui-ci serait stocké dans une de ces positions en attendant le rechargement suivant (masse 593 kg),

- 233 assemblages fertiles de couverture radiale, comportant un pied en acier, 91 aiguilles contenant de l'uranium appauvri, puis une protection neutronique supérieure (masse 740 kg),

- respectivement, 193 et 171 assemblages de combustible fissile répartis en deux zones concentriques, (masse 590 kg),

- 21 assemblages de commande principale constitués d'un pied et d'un boîtier hexagonal dans lequel coulisseraient les barres de commande (31 aiguilles par assemblage contenant du carbure de bore enrichis en bore 10), la manipulation se faisant par le bouchon

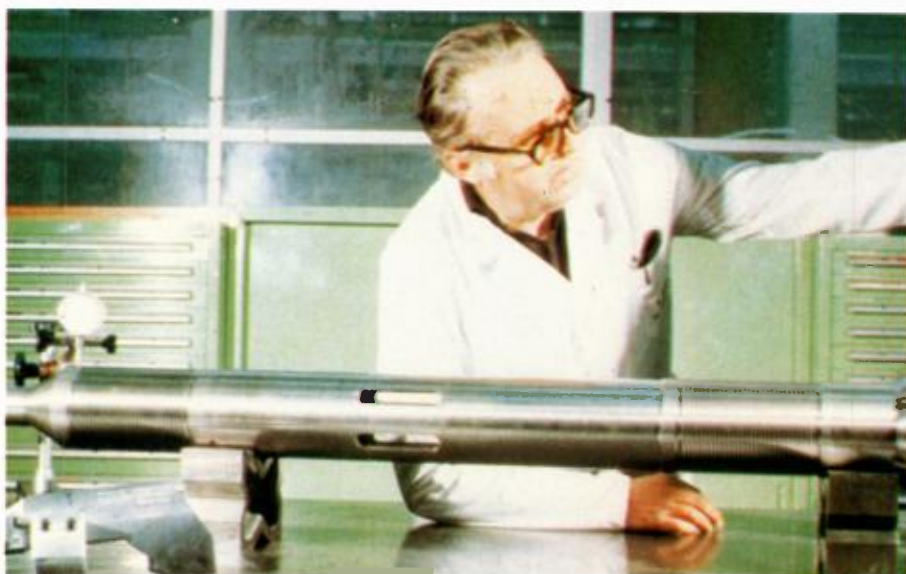
du couvercle du cœur (masse 415 kg),

- 3 assemblages de commande complémentaires, munis de barres articulées (masse 405 kg),

- 3 assemblages guides de neutrons constitués en partie haute d'un faisceau d'aiguilles en acier servant de réflecteurs pour les neutrons et en partie basse par un réservoir d'hélium permettant le passage des neutrons au travers de la protection neutronique inférieure en acier constituée par les pieds des assemblages et le sommier, jusqu'aux chambres de mesure situées sous la cuve de sécurité du réacteur,

- 2 assemblages sources peuvent être mis en place. Ils permettent de suivre le démarrage du réacteur sur les chambres de mesure et évitent de diverger en aveugle. Les aiguilles de ces assemblages contiennent des pastilles de béryllium et des capsules d'oxyde d'antimoine (l'antimoine 51 émet des photons assez énergiques pour arracher des neutrons au béryllium).

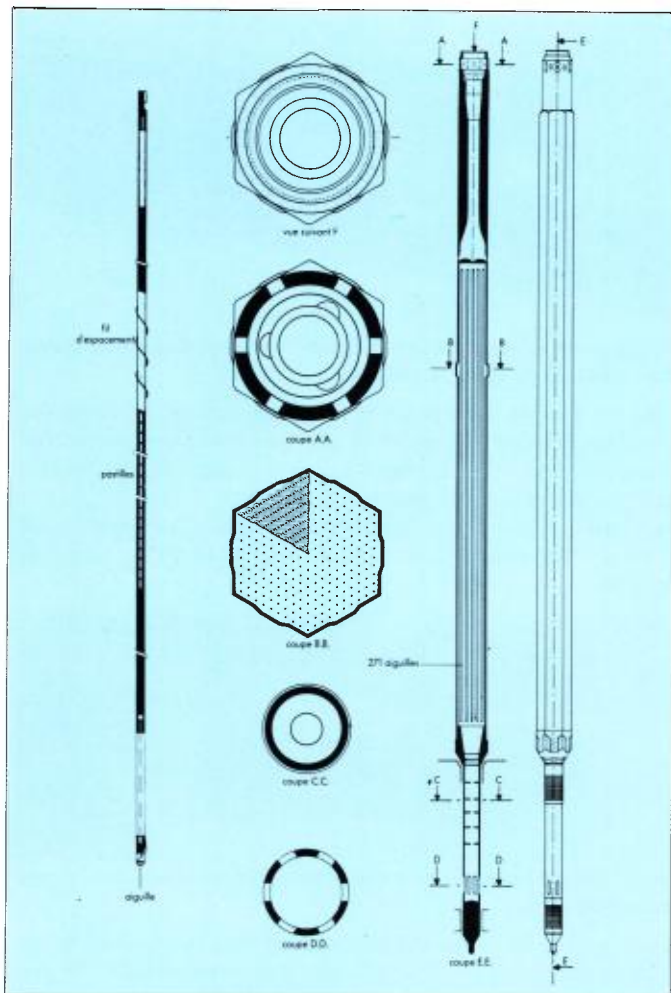
Le cœur du réacteur contient l'équivalent de 4,8 tonnes de plutonium 239. La partie fissile est un mélange de 15 % (en volume) d'oxyde de plutonium et de 85 % d'oxyde d'uranium appauvri en U_{235} . La couverture fertile est en oxyde d'uranium appauvri. Le gain de surgénération visé est de 0,24. Le combustible prévu actuellement doit séjourner dans le réacteur pendant deux cycles de fonctionnement, soit 28 mois. Cela correspond à une production d'énergie thermique de 70 000 MW jours/tonne pour la partie fissile. Dans ces conditions (valeur de pic), les atomes de l'acier des gaines subissent 127 déplacements par atome sous le choc des neutrons. Des études métallurgiques sont en cours pour augmenter le taux d'irradiation et espacer les rechargements. Le flux neutronique maximal est de $6 \cdot 10^{15}$ neutrons/cm²/s, la puissance linéique maximale de 470 W/cm et la température maximale de gaine est de 620°.



Contrôle dimensionnel de la pièce d'appui d'un assemblage combustible.

En partant de la gauche, on trouve la pièce guide qui sert de serrure d'interdiction d'enfichage d'un élément à une position erronée, un labyrinthe, partie crénelée qui correspond à l'étanchéité à réaliser en partie inférieure du

sommier, le tube d'alimentation situé à l'intérieur de la chandelle fixe du sommier, un second labyrinthe pour limiter les flux de sodium au passage de la plaque supérieure du sommier sous la pièce d'appui qu'on voit à droite.

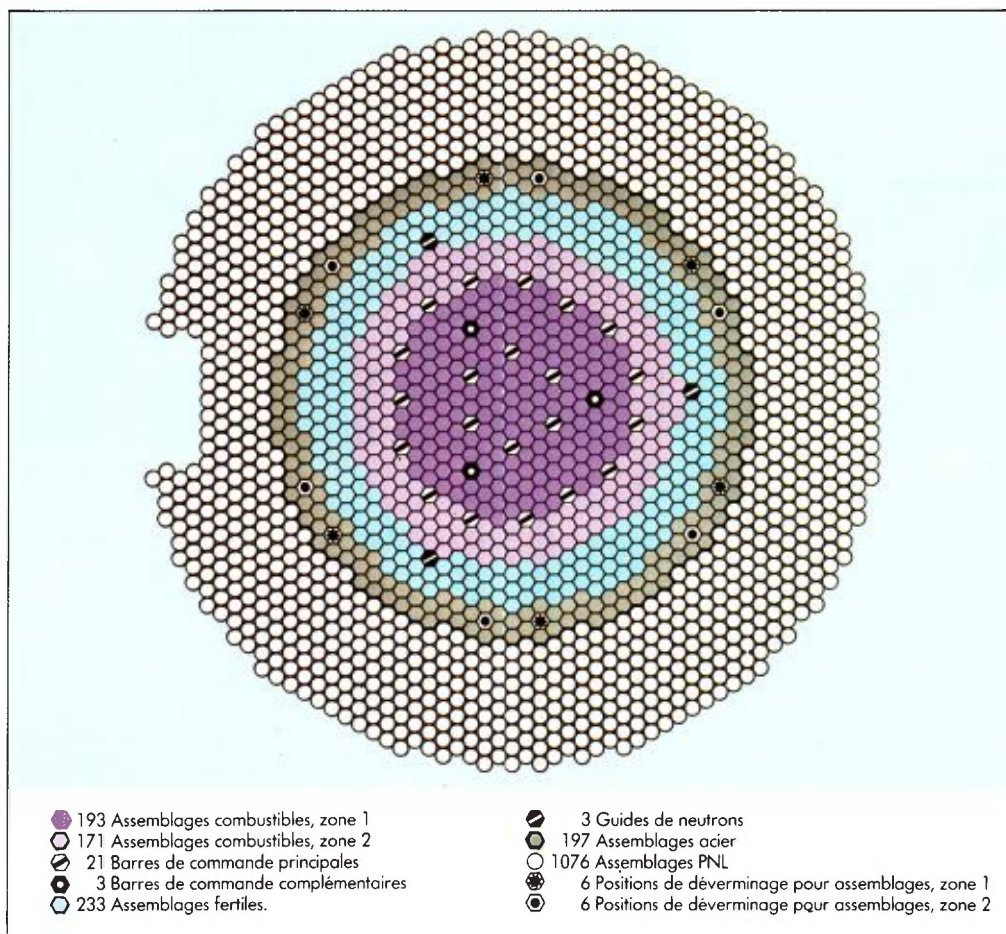


Assemblage combustible.

A droite, on a une représentation extérieure et une coupe verticale de l'élément: un boîtier hexagonal contient les aiguilles combustibles. En partant du haut, une tête cylindrique percée permet le passage du sodium et constitue la protection neutronique supérieure. Après le faisceau, de 291 aiguilles combustibles, un pied creux en acier fiche l'assemblage dans le sommier et assure l'alimentation en sodium par des lumières situées à la hauteur de celles des chandelles fixes du sommier. Des diaphragmes placés dans le pied limitent l'écoulement de sodium.

Sur le boîtier hexagonal sont disposées des plaquettes d'acier visibles sur la coupe AA qui mettent en contact les assemblages lorsque le réacteur est en puissance et permettent sur le reste de la surface le gonflement éventuel de l'acier sous flux de neutrons sans risque de coincement des assemblages.

A gauche, une coupe montre la structure d'une aiguille combustible: un tube d'acier inoxydable fermé par deux bouchons soudés contient en partant du haut, une chambre d'expansion avec un ressort de maintien des pastilles, sur 0,300 m une couverture supérieure d'oxyde d'uranium appauvri, sur 1 m la partie fissile du combustible constituée d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium, sur 0,30 m une couverture inférieure de pastilles d'oxyde d'uranium appauvri, enfin une chambre d'expansion inférieure contenant de l'hélium et destinée à recueillir les gaz de fission. Sur la gaine est soudé un fil hélicoïdal en acier qui maintient l'espacement entre aiguilles, assure et homogénéise la circulation du sodium.



Cœur -

Configuration nominale.



Vue d'ensemble de la maquette à l'échelle 1 d'un assemblage combustible.

Le pied de l'élément est à droite et le boîtier hexagonal a été découpé pour montrer les aiguilles.



Vue du pied de la maquette d'assemblage combustible.

De la droite vers la gauche, la serrure d'interdiction, le labyrinthe d'étanchéité, les lumières d'alimentation en sodium. Au-dessus des lumières, le tube d'alimentation est équipé intérieurement d'organes déprimogènes invisibles ici.



Vue de la partie inférieure du faisceau d'aiguille combustible et du haut du pied de l'assemblage.

Poursuivons notre cheminement de la droite vers la gauche, c'est-à-dire de bas en haut lorsque l'élément sera dans le cœur. On retrouve d'abord le tube d'alimentation avec le labyrinthe externe faisant l'étanchéité au niveau de la partie supérieure du sommier, puis la pièce d'appui usinée qui repose sur la chandelle fixée au sommier. Le boîtier hexagonal qui enveloppe l'assemblage dans le cœur est soudé à la pièce d'appui. Par les fenêtres pratiquées sur la maquette, on voit la grille d'accrochage des aiguilles sur le pied. Le sodium qui a pénétré par les lumières des tubes d'alimentation dans l'assemblage circule de bas en haut et après passage à travers la grille baigne les aiguilles combustibles.



Maquette d'élément combustible : vue des faisceaux des aiguilles combustibles.

On voit ici l'extrémité supérieure du faisceau d'aiguilles combustibles. On devine les fils hélicoïdaux qui séparent les aiguilles. Sur le boîtier hexagonal, à droite, on voit les plaquettes d'écartement des assemblages.

A gauche, commence la protection neutronique supérieure, bloc d'acier percé d'un trou central pour le passage du sodium.



Extrémité supérieure de la maquette d'assemblage combustible.

Remarquer la gorge de préhension où s'accrocheront les doigts du grappin de manipulation verticale de l'assemblage. Les trous latéraux permettent le passage du sodium pour en faciliter la circulation naturelle en cas de dénoyage jusqu'à leur niveau, pour examen des têtes.



CERCA - Décembre 1981 - Guide de neutrons - vue du réflecteur en acier.

Chacun des guides de neutrons occupe la place d'un assemblage dans le réseau du cœur. En partie inférieure jusqu'au niveau médian du cœur, le boîtier contient un tube rempli d'hélium, peu absorbant pour les neutrons, qui les diffuse sans trop d'atténuation jusqu'à la partie inférieure du réacteur où un autre tube rempli d'hélium les guidera jusqu'aux chambres de mesure situées sous le réacteur sans qu'ils aient à traverser d'autres parois d'acier que celles des cuves et des réservoirs d'hélium. Pour améliorer les qualités du guide, sa partie supérieure est constituée des tubes d'acier visibles ici qui vont réfléchir vers le bas les neutrons s'échappant vers le haut du guide. On voit ici la partie supérieure du réflecteur du guide. Les tubes d'acier seront pendus par les rainures visibles ici, à une grille fixée au boîtier et à la tête de préhension de l'assemblage correspondant.



Greys-Malville – Mai 1982.

Le “faux chargement” en cours d’exécution : on met ici en place des faux éléments en acier extérieurement identiques aux éléments réels. Des diaphragmes permettent de reconstituer les pertes de charge à la traversée du cœur (environ 5 bar au régime nominal). On peut ainsi, après mise en sodium du réacteur, vérifier les caractéristiques de l’écoulement dans les diverses parties des structures internes. Prendre garde que le dispositif de manutention ne représente pas celui des éléments réels et que les caches rouges et jaunes sont des bouchons provisoires d’obturation.



Creys-Malville - Juin 1982.

Vue de l’intérieur du réacteur à la fin du faux chargement : de gauche à droite, la jupe d’une pompe primaire, le passage d’un échangeur, la rampe oblique qui va au sas du tourniquet de manutention, le passage d’un échangeur, la jupe d’une pompe primaire.



Octobre 1982 – Le “visus” : cet émetteur-récepteur d’ultrasons permet de localiser par leurs échos les matériels plongés dans le sodium au-dessus du cœur.

Différents types d'assemblages de Creys-Malville.

	Combustible (assemblages fissiles)	Couverture radiale (assemblages fertiles)	Système d'arrêt principal (SAP)	Système d'arrêt complémentaire (SAC)
Nombre	364	233	21	3
Longueur totale (mm)	5400	5400	5400	5400
Largeur de la section utile	173	173	173	173
Masse kg	590	750	430	416
Nombre d'aiguilles par assemblage	271	91	31	3 éléments
Longueur d'aiguille (mm)	2700	1950	1300	370 et 240
Diamètre extérieur de l'aiguille (mm)	8,5	15,8	21	27 et 53
Gaine	acier inox	acier inox	acier inox	acier inox
Matériau	UO ₂ et PuO ₂	UO ₂	B ₄ C	B ₄ C

Caractéristiques comparées des assemblages de combustible.

	Creys-Malville	Phénix	Rapsodie Fortissimo
Longueur totale de l'assemblage en mm	5 400	4 300	1 600
Masse en kg	590	200	15,5
Largeur de la section effective en mm	173	124	50
Nombre d'aiguilles par assemblage	271	217	61
Diamètre extérieur de l'aiguille en mm	8,5	6,55	5,10
Couverture axiale :			
- supérieure	intégrée	non intégrée	pas de couverture supérieure
- inférieure	intégrée	intégrée	non intégrée
Longueur des chambres d'expansion :			
- supérieure en mm	162	93	106
- inférieure en mm	852	442	62
Longueur totale de l'aiguille en mm	2 700	1 793	531,5
Masse totale de l'aiguille kg	1	0,45	0,08
Puissance linéaire maximale W/cm	470	430	430
Température maximum de gaine °C	620	650	650
Taux de combustion maximum MWj/t	70 000	75 000	90 000
Pourcentage de noyaux fissionnés	8,3 %	8,9 %	11,0 %

8



Le circuit primaire de sodium.

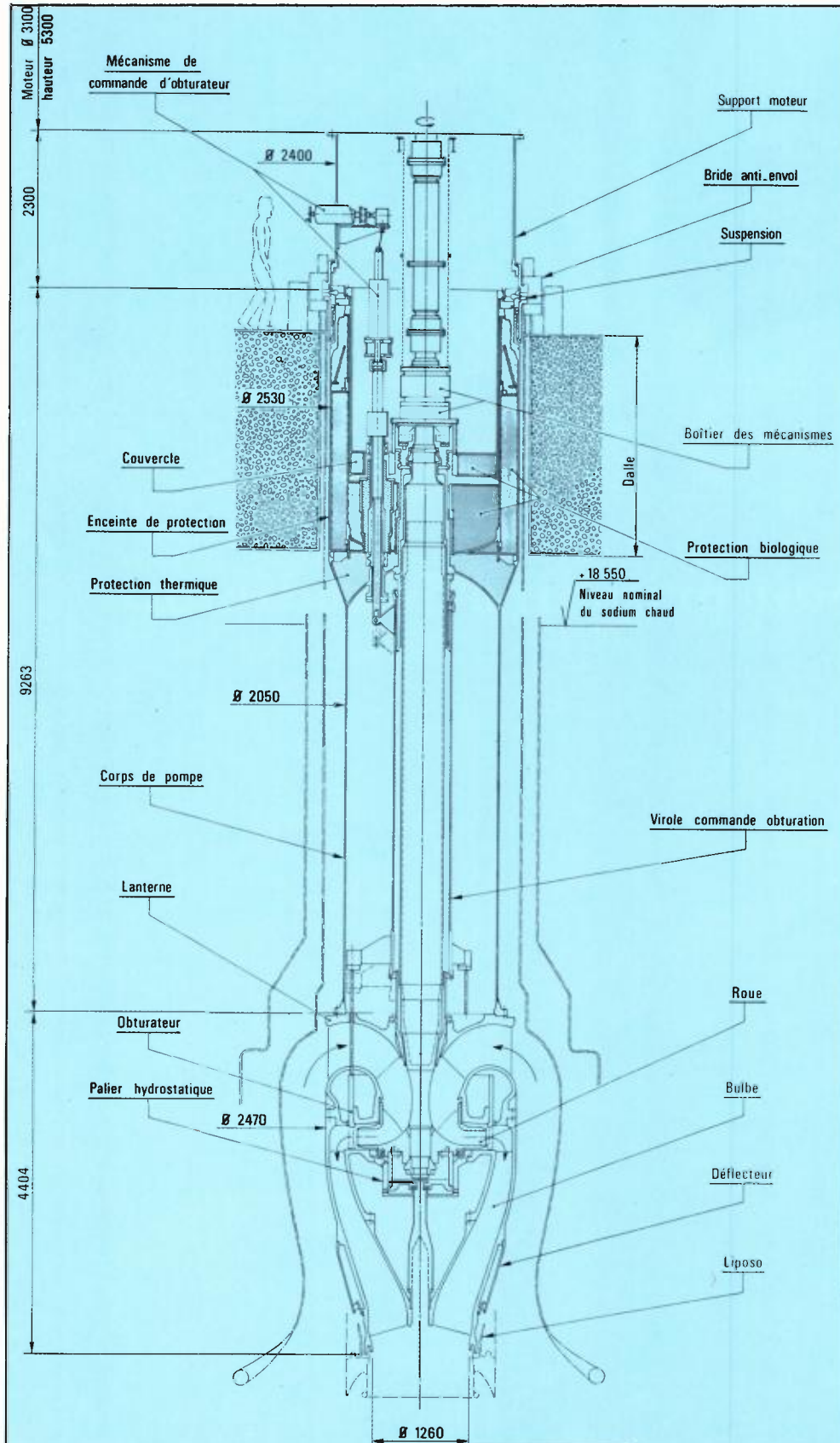
Les pompes primaires.

Le sodium primaire est refoulé dans le sommier par 4 pompes primaires à vitesse variable immergées dans la cuve. Elles sont entraînées par un moteur asynchrone alimenté en courant à tension et fréquence variables par un alternateur auxiliaire.

A la vitesse nominale de 450 tours/minute, chaque pompe débite $4,8 \text{ m}^3/\text{s}$ de sodium. Avec une hauteur

à l'aspiration de 16 m, la hauteur de refoulement est de 62 m.

L'ensemble d'entraînement est placé sur la dalle du réacteur. Un moteur auxiliaire pouvant être alimenté par les diesels de secours permet la rotation de la pompe à vitesse réduite en cas de défaillance de l'alimentation normale.



Pompe primaire.



Vue d'ensemble d'une pompe primaire en montage sur le banc de Gennevilliers.

De haut en bas, la partie cylindrique du corps de pompe à la traversée de la dalle. La pompe est suspendue à la dalle par une bride qui viendra en partie supérieure. On trouve ensuite l'enveloppe qui descend dans les traversées de pompe des structures internes, puis la lanterne d'aspiration de sodium et en bas, le bulbe de refoulement de sodium dans la sphère et les tuyauteries de liaison pompe-sommier.



Vue du rouet de la pompe primaire et du tourillon de palier inférieur de cette pompe.

L'ouvrier s'appuie sur les aubes du rouet de la pompe. A l'arrêt d'une pompe, il est possible de faire descendre une virole d'obturation en face du rouet.

Sous le rouet, on voit le tourillon du palier hydraulique de centrage de la pompe. Ce tourillon contient une roue de centrifugation qui envoie du sodium sous pression par les petits trous qu'on aperçoit au fond des chambres ménagées sur le pourtour du palier de centrage. La partie mobile de la pompe est supportée par un palier situé dans la traversée de la dalle. Le palier inférieur sert uniquement au centrage de l'arbre de la pompe.

Vue de l'arbre et du rouet prise depuis une fenêtre de la lanterne d'alimentation.



Vue de la lanterne d'alimentation en sodium de la pompe primaire.

Sous la bride de la lanterne, on distingue le rouet et la pompe. L'ensemble va être introduit dans la partie supérieure du bulbe.



Vue du bulbe de la pompe primaire.

Ce bulbe enferme le coussinet inférieur du palier de centrage de la pompe. Le sodium est refoulé à travers les aubes de la périphérie de ce bulbe et sort dans l'axe vers le LIPOSO, joint coulissant assurant l'étanchéité entre la pompe et la sphère d'alimentation des tuyauteries de liaison pompe-sommier.



Les échangeurs intermédiaires.

Deux échangeurs intermédiaires sodium primaire - sodium secondaire encadrent chaque pompe primaire. Ce sont des échangeurs à plaques tubulaires.

Le sodium primaire entre à la partie supérieure d'une calandre et en ressort en partie basse après avoir baigné un faisceau de tubes parcourus de bas en haut par le sodium secondaire.

Un tube central conduit celui-ci à une boîte à sodium inférieure et il est collecté à sa sortie du faisceau

tubulaire et envoyé au générateur de vapeur.

Chaque échangeur comporte 5380 tubes de diamètre 14 mm, d'épaisseur 1 mm et de longueur utile 6,59 m. Les débits nominaux de sodium par échangeur sont de 1977 kg/seconde côté primaire et 1636 kg/seconde côté secondaire.

Côté secondaire, la température d'entrée du sodium est de 345° et la température de sortie 525°.

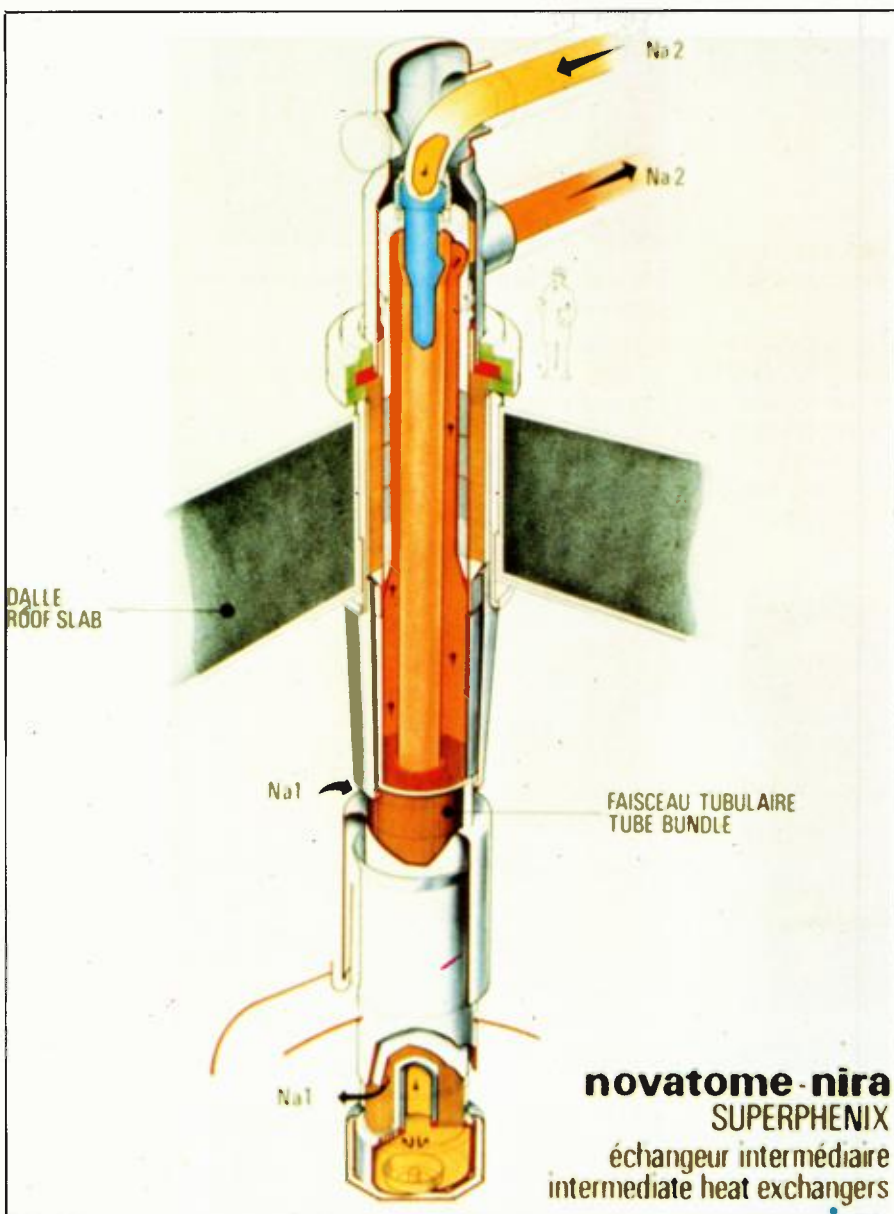


Schéma écorché d'un échangeur intermédiaire.

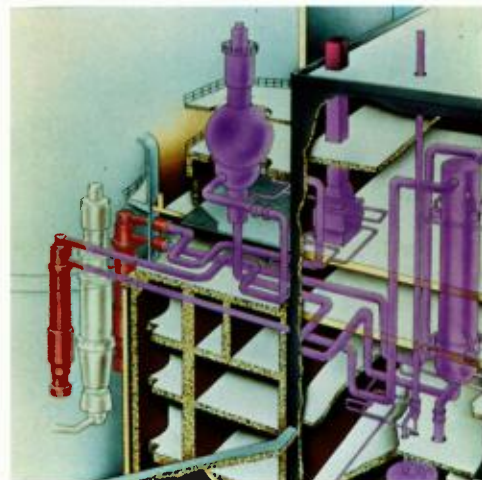


Schéma d'une boucle secondaire



Septembre 1982 - Échangeur intermédiaire en cours de manutention dans le bâtiment réacteur.

La hauteur de l'échangeur est de 18 m, son diamètre hors tout 2,40 m et sa masse 80 tonnes.



Septembre 1982 - Échangeur intermédiaire en cours de raccordement.

L'échangeur est en place dans la dalle du réacteur. Remarquer les tuyauteries de sodium (en haut, arrivée de la pompe secondaire et en bas, départ vers le générateur de vapeur). Ces tuyauteries d'un diamètre de 0,70 m sont sous double enveloppe sur tout le trajet fait à l'intérieur du dôme métallique.

A droite, on voit le grand bouchon tournant et à son intérieur, le petit bouchon tournant.



Franco Tosi : Echangeur intermédiaire

Le faisceau tubulaire est constitué ; remarquer le tube central d'alimentation en sodium secondaire.



Plaque tubulaire d'échangeur intermédiaire en cours de contrôle.



Breda - Février 1982 - Rendez-vous des parties haute et basse d'un échangeur intermédiaire.

Au cours du montage en usine, on vient accoster et souder la partie haute de l'échangeur intermédiaire (ici sous la bâche en plastique sur la remorque à droite) à la partie basse sur la gauche. Celle-ci comporte le faisceau tubulaire invisible ici. Elle est munie du tube central d'arrivée du sodium refoulé par la pompe secondaire associée à l'échangeur. Un système distributeur du débit de sodium secondaire est visible à la base du tube central. Il ramène vers le centre le sodium secondaire venant des tubes périphériques du faisceau et permet ainsi d'égaliser les températures des viroles interne et externe du collecteur de sortie du sodium secondaire.

L'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur (c'est-à-dire de la puissance dégagée après arrêt du réacteur par les produits de fission et les transuraniens existant dans le combustible) est normalement assurée par les échangeurs intermédiaires et le circuit secondaire de sodium. Les pompes primaires et secondaires sont alors entraînées à vitesse réduite par des moteurs secourus par les diesels de la tranche.

En imaginant l'indisponibilité des pompes et des quatre boucles du circuit secondaire, la puissance résiduelle peut être évacuée par deux systèmes :

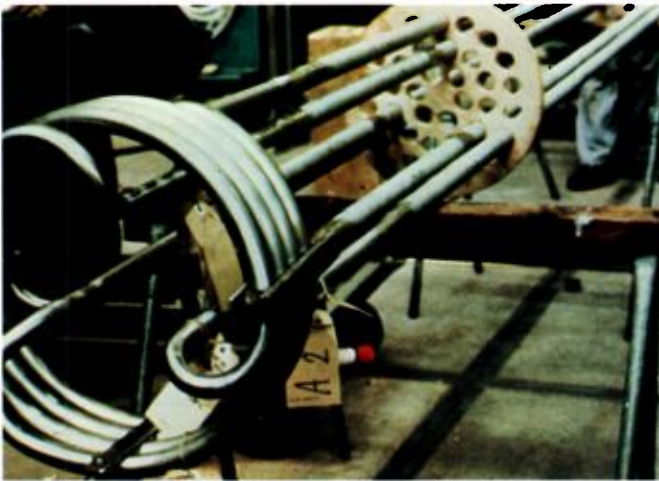
- l'un est constitué de quatre échangeurs bouteilles-sodium-sodium - plongés dans la cuve et reliés à quatre échangeurs sodium-air par un circuit auxiliaire de sodium dont la circulation est assurée par quatre pompes électromagnétiques alimentées par les diesels de secours, ou par convection naturelle, Chacune des 4 boucles du circuit de secours évacue 3,5 MW en convection forcée côté sodium,
- l'autre est constitué par le circuit de refroidissement du puits de cuve capable d'évacuer la puissance transmise par rayonnement et convection de la cuve principale à la cuve de sécurité, puis de la cuve de sécurité au circuit de refroidissement du puits de cuve.





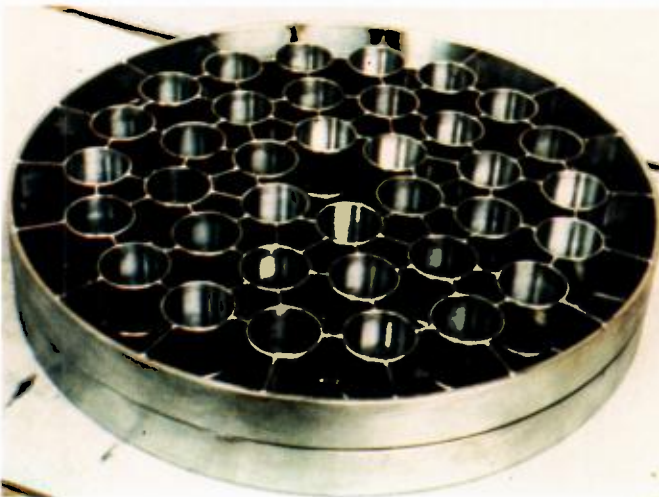
Royal Schelde - Avril 1981 - Échangeur RUR - Introduction du faisceau tubulaire dans la virole de protection.

On voit à droite la calandre externe de l'échangeur percée de trous pour le passage du sodium primaire qui baigne le faisceau de tubes. Celui-ci est parcouru par du sodium d'un circuit auxiliaire qui sort de la cuve et va se refroidir dans des échangeurs sodium-air. Les tubes de ce faisceau sont verticaux et se retournent en partie inférieure (à gauche sur l'image).



Royal Schelde - Juillet 1979 - Vue de la partie inférieure du faisceau de tubes d'un échangeur RUR.

Le faisceau comporte 18 tubes dont on voit ici la lyre de retournement en partie inférieure.



Royal Schelde - Juillet 1979 - Vue d'une grille antivibratoire du faisceau de tubes d'un échangeur RUR.

Cette grille sépare les tubes de l'échangeur et les empêche de vibrer.

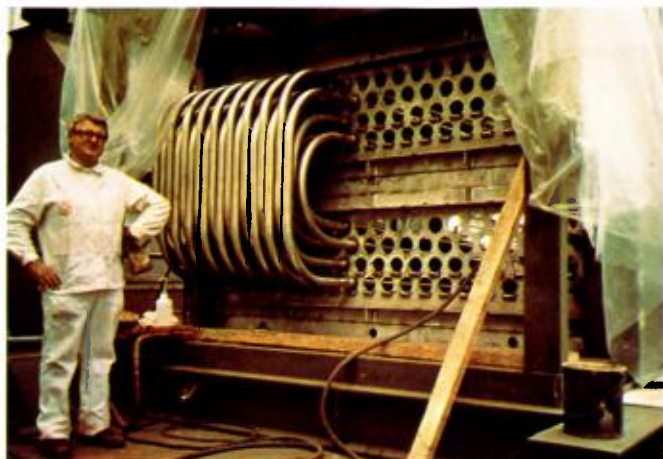
Échangeurs Sodium-Air.

Les circuits d'évacuation de la puissance résiduelle des échangeurs RUR ainsi que les circuits permettant de by-passer les générateurs de vapeur vont à des échangeurs sodium-air. Ceux-ci sont constitués par des caissons où l'air circule de bas en haut pour refroidir des tubes ailetés parcourus par le sodium qui transporte la puissance résiduelle.



Stein Industrie - Septembre 1981 - Échangeurs sodium-air – soudage des tubes ailetés.

L'échangeur est en cours de raccordement des tubes ailetés visibles derrière l'ouvrier aux collecteurs de sodium.



Stein Industrie - Septembre 1981 - Vue extérieure d'un caisson d'échangeur sodium-air.

On voit ici l'extrémité du faisceau des tubes de sodium qui parcourent dans l'air un circuit en U allant d'un collecteur d'entrée à un collecteur de sortie.

Séparés par une plaque support, ils sont refroidis par convection naturelle de l'air ou par des ventilateurs.

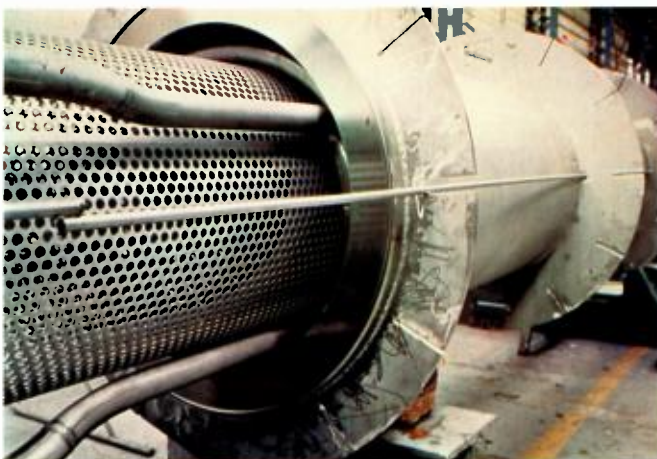
Le système de purification intégrée

Le circuit de sodium primaire passe en permanence par deux installations de purification intégrées dans le réacteur. Ces installations utilisent le fait que les composés de sodium et les impuretés présents dans le réacteur précipitent lorsqu'on refroidit une fraction du débit dans un piège froid constitué par une éponge métallique faisant office de filtre. Une pompe électromagnétique immergée fait circuler le sodium à purifier. Celui-ci est réfrigéré jusqu'à 150° environ par un courant d'azote dans des serpentins entourant le filtre.



Stein Industrie - Novembre 1981 - Purification intégrée - Economiseur.

Un échangeur économiseur situé à la base de l'appareil refroidit le sodium entrant dans l'appareil au moyen du sodium retournant au circuit primaire.



Purification intégrée - Vue du corps de purification.

Les tubes alimentent en azote un serpentín invisible ici, situé autour de la chemise percée de trous contenant les éponges métalliques "Knitt".

1 Le sodium - Propriétés physiques

Métal mou de couleur blanche, le sodium a été isolé en 1807 par le chimiste anglais Davy. Fondant à $97,8^{\circ}\text{C}$, il bout à 883° à la pression atmosphérique. De ce fait, dans les conditions de température des réacteurs surgénérateurs, sa tension de vapeur est très faible ($0,4\text{ mbar}$ à 400°) et les circuits de sodium sont sans pression ayant pour cause la température. Comme tous les métaux, le sodium se dilate quand il fond.

- masse volumique à 20°C : 970 kg/m^3 ,
- masse volumique à 500°C : 820 kg/m^3 ,
- capacité calorifique: $1275\text{ kJ/kg}^{\circ}\text{C}$ à 400°C ,
- viscosité: à 400°C , $2,8 \cdot 10^{-4}\text{ Pa.s}$, environ 3 fois plus faible que celle de l'eau à 20°C ,
- conductibilité thermique: $81\text{ W/m}^{\circ}\text{C}$ à 200° et $67\text{ W/m}^{\circ}\text{C}$ à 400° soit près de 100 fois la conductibilité de l'eau.

Pour extraire une même puissance, à travers une paroi d'échange donnée, il faut dans des conditions d'écoulement identiques un écart de température paroi-fluide de 70° pour de l'eau à 140 bar et seulement de 40° pour du sodium liquide.

2 Le sodium - Propriétés nucléaires

Le seul isotope stable est le sodium 23 (11 protons et 12 neutrons).

Le sodium 23 capture les neutrons avec une faible section efficace selon deux réactions:

- la plus probable ($\sigma = 0,53\text{ barn}$ pour les neutrons thermiques) donne du sodium 24 par $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$. Le sodium 24 se transforme en magnésium 24 avec une période de 15 heures. C'est un émetteur β^{-} ($1,39\text{ Mev}$) et γ ($1,37\text{ Mev}$ et $2,76\text{ Mev}$),
- avec une probabilité beaucoup plus faible (6 micro-barns pour le spectre de fission) on obtient du sodium 22 par $^{23}\text{Na}(n, 2n)^{22}\text{Na}$. Le sodium 22 se transforme en Néon 22 avec une période de 2,58 ans.

C'est un émetteur β^{+} ($0,56\text{ Mev}$ et $1,58\text{ Mev}$) et γ ($1,28\text{ Mev}$).

Pratiquement après une semaine d'arrêt, la radioactivité résiduelle du sodium provient du sodium 22 et des produits de corrosion. Cette activité croît lentement durant la vie du réacteur.

Un ordre de grandeur de l'activité, en fonctionnement, des circuits de PHÉNIX est de 6 millicuries par cm^3 pour le sodium 24 et de 0,1 curie par m^3 pour le sodium 22 pour le circuit primaire du réacteur, l'activité du sodium des circuits secondaires étant inférieure à 1 mCi/m^3 .

3 Le sodium - Propriétés chimiques

Le sodium est un réducteur puissant, c'est-à-dire qu'il est très avide d'oxygène avec lequel ses deux principaux composés sont l'oxyde Na_2O (protoxyde), et les peroxydes. Il forme aussi des composés très stables avec les halogènes (Chlore, Brome, Iode, Fluor).

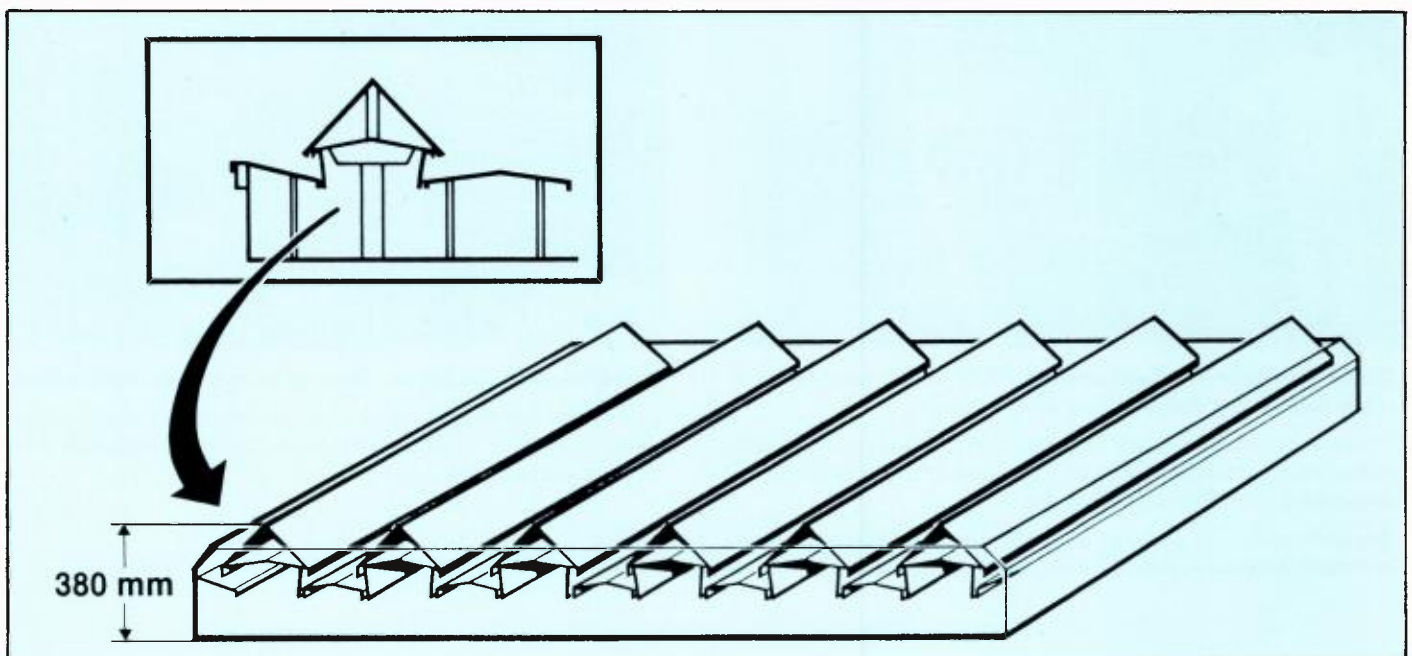
3.1 - Le sodium et l'air - les feux de sodium

Le sodium à l'état solide se recouvre très rapidement d'une pellicule d'oxyde grise sitôt qu'il est en contact avec l'air sec.

Le sodium liquide, lorsqu'il est en flaque, s'enflamme spontanément à l'air sec au-dessus de 200°C environ. Il brûle alors en produisant d'épaisses fumées irritantes et corrosives d'aérosols, d'oxyde Na_2O - de peroxyde Na_2O_2 et de superoxyde NaO_2 .

Les flammes sont courtes et peu rayonnantes. A quantité égale, un feu de sodium dégage environ 15 fois moins d'énergie qu'un feu d'essence.

Le sodium liquide, pulvérisé dans l'air sec sous forme de fines gouttelettes, s'enflamme spontanément.



Bac étouffoir de feu de sodium.

Le principe de ces bacs étouffoir est : pas d'air, pas de feu. Le sodium peut circuler sous les dispositifs étouffoirs qui gênent la circulation et le renouvellement de l'air.

a - Prévention des feux de sodium

- les circuits de sodium, construits en acier spécial, doivent rester parfaitement étanches, être purifiés en continu et contenir des gaz inertes (argon ou azote) dans les volumes situés au-dessus des surfaces libres,
- les circuits sont calorifugés; le calorifuge est protégé par un tôle, barrière très efficace pour limiter les effets d'une fuite de sodium,
- tous les circuits sont vidangeables par gravité,
- les sols des locaux contenant des circuits de sodium sont revêtus de tôle pour éviter tout contact entre sodium et béton,
- certains locaux sont équipés de bacs étouffoirs à clapets qui limitent la combustion par confinement,
- les systèmes de ventilation munis d'obturateurs commandés à distance permettent de confiner l'atmosphère de tout local où une fuite ou un feu de sodium a été détecté.

b - Détection - Localisation des fuites

Les propriétés conductrices du sodium permettent par mise en court-circuit de deux fils ou deux électrodes bougies de détecter et localiser une très petite fuite de sodium dès son origine: tous les circuits en sont équipés.

Tous les locaux contenant des circuits sodium sont équipés d'appareils très sensibles (photomètres à

flamme) qui détectent quelques milligrammes d'aérosols de sodium par mètre cube d'air.

c - Intervention

En cas de fuite importante, on vidange les circuits concernés et on confine les locaux en utilisant des commandes à distance.

Pour éteindre les feux, on utilise la poudre Marcalina, mise au point par le CEA au CEN-Cadarache, un mélange de carbonate de soude et de poudre de graphite. Suivant l'importance ou la localisation de la fuite ou du feu, l'épandage de cette poudre est réalisé par des moyens mobiles (extincteurs, remorque tractée contenant 3 tonnes de poudre) ou des dispositifs fixes commandés à distance, distribuant cette poudre sous pression d'azote.

d - Protection du personnel

L'exploitation normale des circuits se fait en tenue de travail habituelle.

L'ouverture des circuits froids et vidangés pour des opérations de maintenance est faite en combinaison en tissu spécial supportant des écoulements de sodium à 250°C.

L'intervention contre les feux de sodium est effectuée en tenue résistante à des projections de sodium enflammé, équipée d'un appareil respiratoire autonome.



Septembre 1982 - Vue d'un local de stockage de poudre Marcalina.

Les réservoirs alimentent sous pression d'azote un réseau de distribution de poudre qui va dans les locaux et dans les galeries où un feu de sodium est possible. Quatre locaux de stockage de poudre extinctrice des feux de sodium existent sur la tranche: deux dans les bâtiments des générateurs de vapeur côté Nord, deux dans le bâtiment réacteur.

3.2 – Le sodium et l'eau

Le sodium réagit violemment sur l'eau pour donner de la soude NaOH ou de l'oxyde de sodium Na_2O et de l'hydrogène qui peut lui-même former de l'hydruure de sodium NaH .

– Prévention

Pour prévenir cette réaction, la centrale est conçue de telle sorte qu'il y ait toujours au moins deux barrières interposées entre le sodium et l'eau. La seule exception est celle des tubes d'échange des générateurs de vapeur.

– Détection

La surveillance de ces générateurs de vapeur est réalisée par des dispositifs contrôlant la concentration en hydrogène dans le sodium afin de détecter de façon précoce toute fuite d'eau vers le sodium et d'arrêter ainsi le réacteur avant toute évolution dangereuse de la réaction.

– Intervention

Pour arrêter la réaction, on limite les quantités de sodium et d'eau entrant en contact, par diverses actions automatiques et manuelles qui sont déclenchées en cas de concentration en hydrogène trop élevée: isolement côté eau, décompression rapide et vidange côté eau-vapeur ainsi que vidange rapide du sodium concerné.

Dans le cas, de probabilité beaucoup plus faible, où une grosse fuite serait due à la rupture d'un tube d'eau, l'augmentation rapide de la pression entraîne la rupture de membranes de sécurité. Cette disposition, ainsi que la conception du circuit de sodium (deux surfaces libres de sodium, situées de part et d'autre du générateur de vapeur absorbent les variations de pression), protège le circuit, qui n'est pas en pression en fonctionnement normal, contre une élévation trop importante de la pression et assure notamment que celle-ci n'atteindra pas les matériels situés dans la cuve contenant le sodium primaire. Ces mêmes dispositions empêchent également la propagation à l'ensemble du circuit de quantités importantes de produits corrosifs. Tout le circuit est évidemment conçu et calculé pour résister aux conséquences d'un tel accident.

La rupture des membranes de sécurité entraîne la vidange rapide du circuit sodium. L'hydrogène formé est évacué vers l'extérieur par une cheminée à la sortie de laquelle il s'enflamme au contact de l'air. Il est débarrassé des produits de la réaction, car il a traversé, avant d'être relâché à l'extérieur, un réservoir et un filtre (cyclone) destiné à piéger tous les produits solides et liquides.

3.3 – Le sodium et le béton

Le sodium à haute température est susceptible de réagir avec l'eau de constitution du béton. C'est pourquoi les locaux en galeries où le sodium pourrait se répandre en cas de rupture de tuyauterie sont revêtus d'une tôle de protection.

3.4 – Solubilité des métaux et métalloïdes dans le sodium

Certains métaux (Potassium, Plomb, Etain, Mercure...) sont très solubles et forment avec le sodium des alliages homogènes.

D'autres métaux (Fer, Cobalt, Manganèse...), ou métalloïdes, le Carbone, l'Hydrogène et l'Oxygène et leurs composés (sous forme de NaH et Na_2O) sont solubles à l'état de traces.

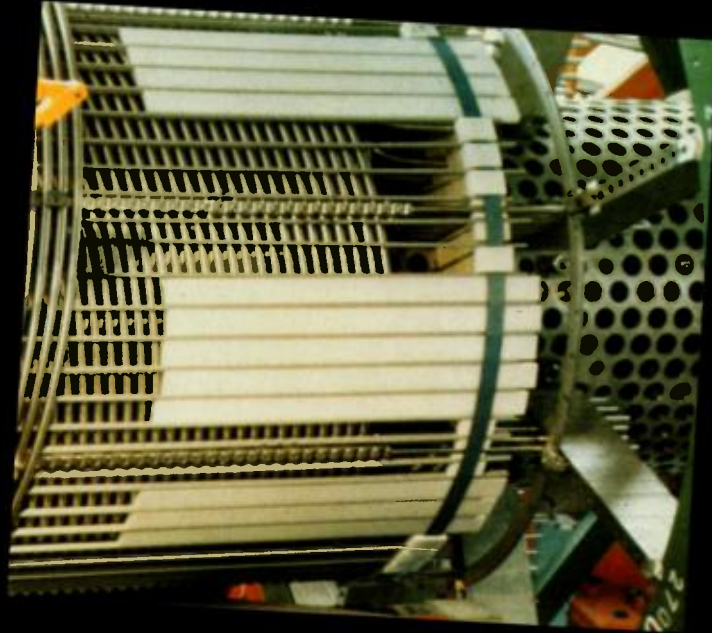
Leur concentration très faible (quelques parties par million), varie cependant exponentiellement avec la température.

Ainsi, dans un circuit non isotherme, les oxydes et les hydrures se dissolvent dans les zones chaudes et précipitent (dépôts solides) dans les zones froides. Il y a alors risque de bouchage et de corrosion.

Le sodium doit être maintenu pur, sans oxyde ni hydruure dans des circuits en acier stabilisé ou inoxydable.

Les systèmes de purification intégrée assurent cette pureté pour le circuit primaire. On vérifie le taux d'impuretés au moyen d'indicateurs de bouchage constitués de plaques munies d'un trou calibré dont on mesure la perte de charge dans un circuit témoin, en réfrigérant jusqu'à bouchage des trous par précipitation des impuretés. La température de bouchage du trou donne le taux d'impuretés.

9



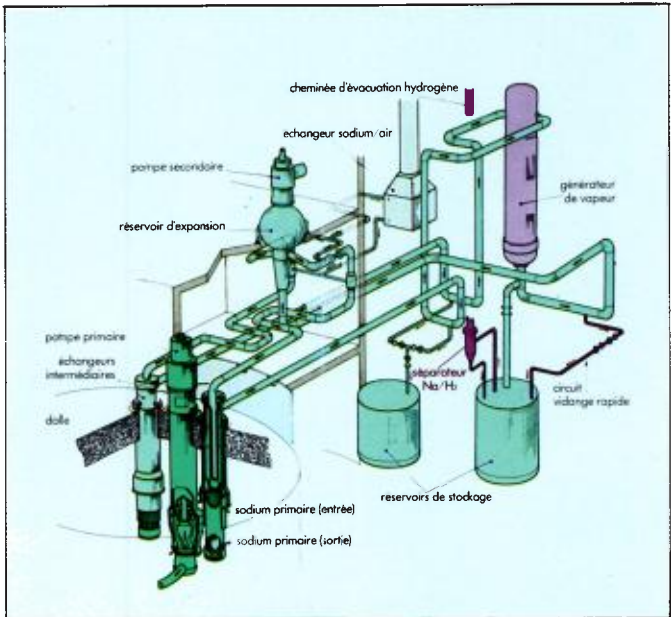
Le circuit secondaire de sodium.

Le circuit secondaire de sodium

Les générateurs de vapeur.

Le sodium primaire qui extrait la chaleur du cœur du réacteur est soumis au flux de neutrons qui y règne. Il devient, de ce fait, radioactif (1) et on s'impose de ne pas le faire circuler hors de la cuve du réacteur et d'en transférer la chaleur à un circuit secondaire de sodium. Ce circuit comporte quatre boucles. Dans chacune d'entre elles, deux échangeurs intermédiaires alimentent un générateur de vapeur par deux tuyauteries aboutissant, en partie haute de la calandre du générateur. Une tuyauterie unique en retourne à un réservoir d'expansion contenant la pompe secondaire en sa partie inférieure. Celle-ci refoule le sodium aux deux échangeurs intermédiaires. Un échangeur sodium-air monté en parallèle sur chaque circuit permet en cas d'indisponibilité des générateurs de vapeur d'évacuer la puissance résiduelle du réacteur. En cas de fuite d'eau dans le générateur de vapeur l'élévation de pression due à la réaction de l'eau sur le sodium fait claquer des membranes de déchirure et vidange le circuit dans un réservoir de stockage.

(1) NOTA: Il y a production de sodium 24 de période 15 heures par la réaction : $\text{Na}^{23} (n, \gamma) \text{Na}^{24}$ et en faible quantité de sodium 22 de période 2,58 ans par réaction : $(n, 2 n)$.



Circuits secondaires principaux.

Caractéristiques principales	Phenix	Creys-Malville
Nombre de boucles secondaires	3	4
Nombre de générateurs par boucle	12 modules économiseur-évaporateur 12 modules surchauffeurs 12 modules resurchauffeurs	1
Puissance thermique par boucle MW	186,3	750
Température entrée sodium sortie sodium	550° 350°	525° 345°
Débit de sodium kg/s		3273
Température eau alimentaire	246°	235°
Pression eau alimentaire		210 bar
Pression de vapeur à l'admission des turbines	163 bar	177 bar
Température de la vapeur surchauffée	512°	487°
Débit de vapeur kg/s par boucle	70	340
Matériau des tubes économ-évapor. surchauffeurs resurchauffeurs	acier ferritique 2,25 Cr, 1 Mo acier austénitique Z10 CNT18/10 - id. - (TP 321)	Incolloy 800
Nombre de tubes	7 par module	357 par GV
Diamètre/épaisseur économ-évapor. surchauffeurs resurchauffeurs	28/4 31,8/3,6 42,4/2	25/2,6
Longueur d'échange par tube		91 m
Surface d'échange économ-évapor. surchauffeurs resurchauffeurs	320 m ² pour 12 modules 174 m ² pour 12 modules 222 m ² pour 12 modules	2050 m ² par GV
Surface totale économ-évapor. surchauffeurs resurchauffeurs	960 m ² 522 m ² 666 m ²	8200 m ²
Enveloppe du générateur de vapeur: hauteur m diamètre m		22,44 m 2,878 m

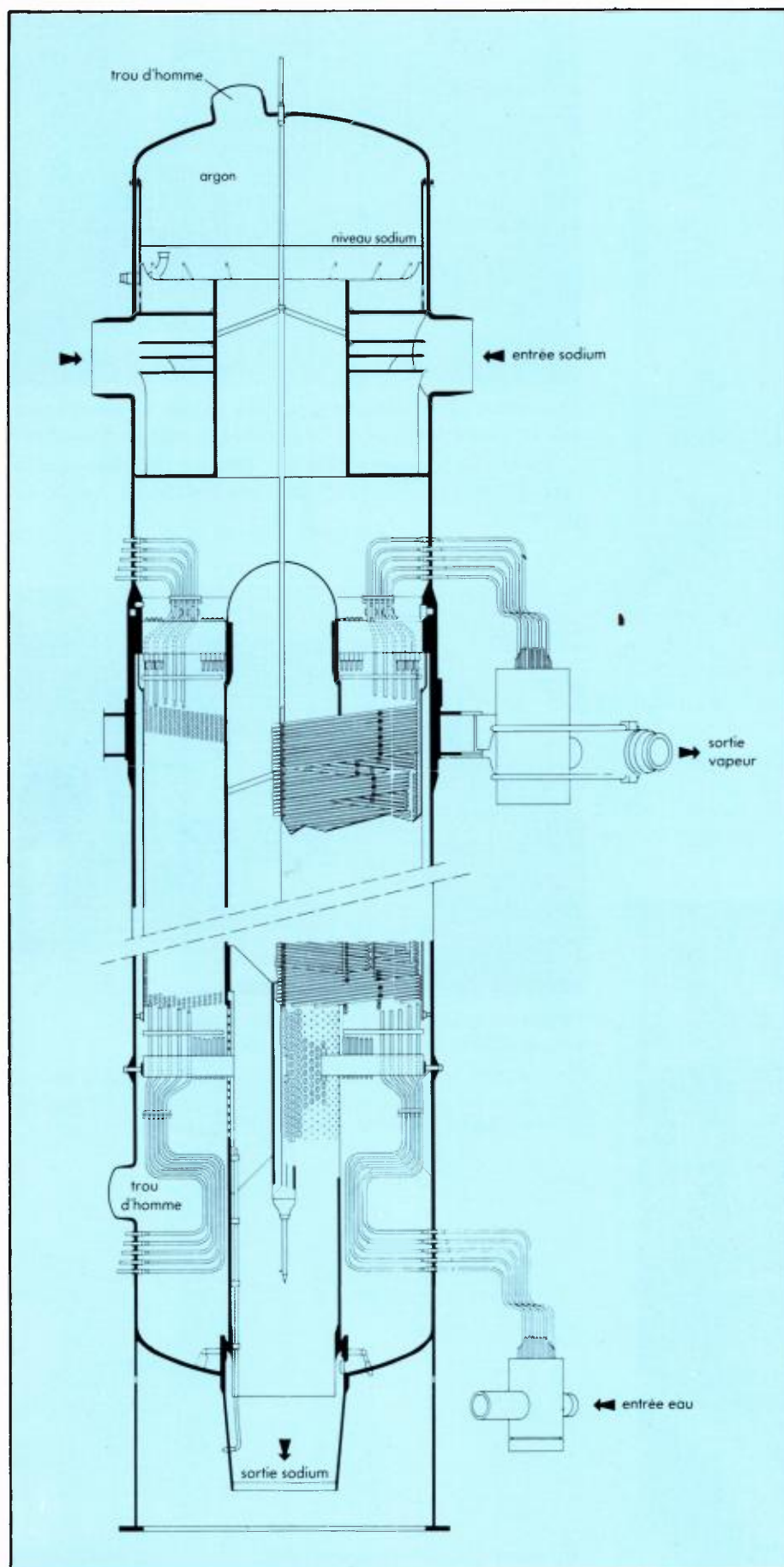


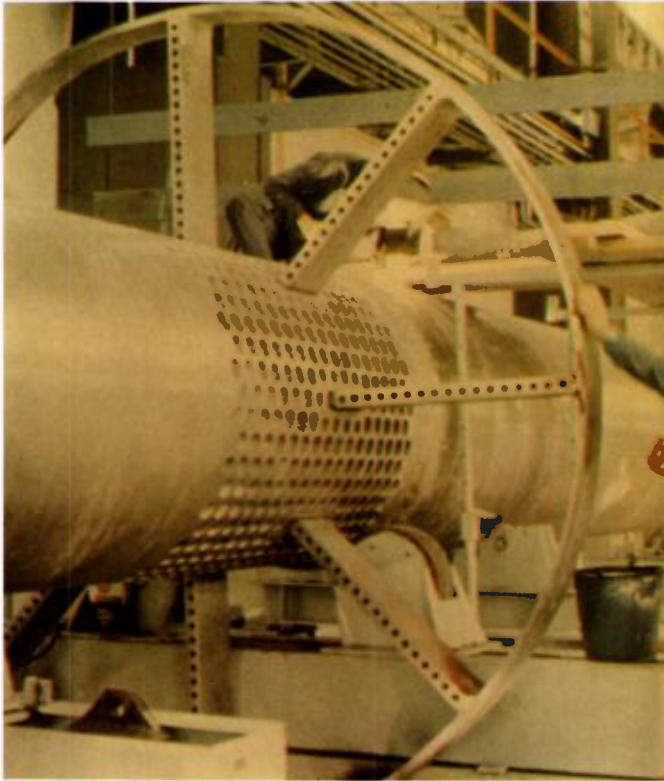
Schéma du générateur de vapeur.

En partie haute, les deux arrivées de sodium et la boîte de distribution surmontée de la chambre d'argon.

Au centre, le corps central du collecteur de sortie de sodium, tube fermé d'un côté, percé de trous en partie

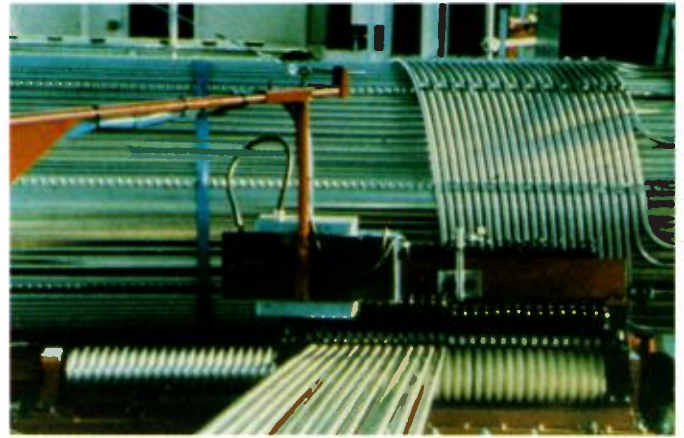
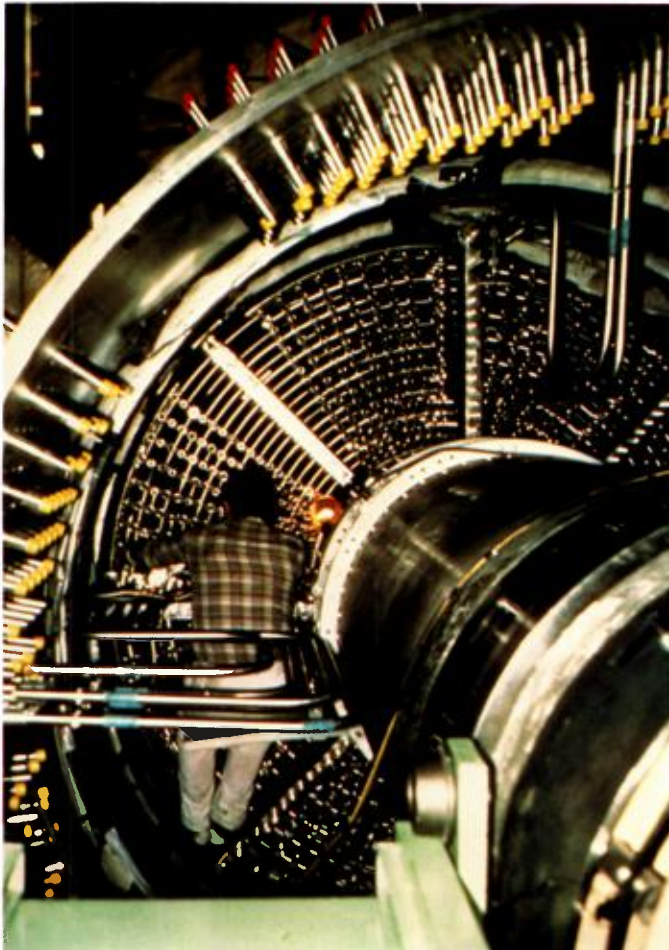
basse pour collecter le sodium froid.

Autour de ce collecteur, sont disposées les nappes hélicoïdales de tubes du circuit eau-vapeur qui sont collectées à l'extérieur de la virole de l'échangeur.



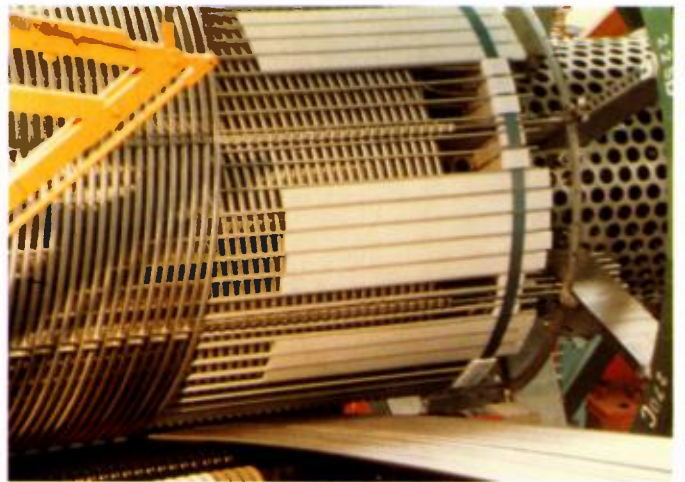
Creusot-Loire - Générateur de vapeur - Vue du corps central.

17 nappes de tubes seront bobinées autour de ce corps central, alternativement dans un sens et dans l'autre. Chaque couche comporte un tube supplémentaire par rapport à la précédente. Les trous visibles sur le corps permettent au sodium froid d'entrer dans le tube de sortie.



Creusot-Loire : Générateur de vapeur - Bobinage sur le corps central de la première nappe de tubes.

Cette nappe comporte 13 tubes. Elle est bobinée dans le sens extrémité entrée d'eau vers extrémité sortie de vapeur.



Creusot-Loire - Générateur de vapeur - serpentinage de la 5^e couche de tubes.

Remarquer les peignes d'écartement des nappes et les cavaliers qui vissent les tubes sur les peignes et les barres de maintien provisoires des nappes en place.

Creusot-Loire - Février 1981.

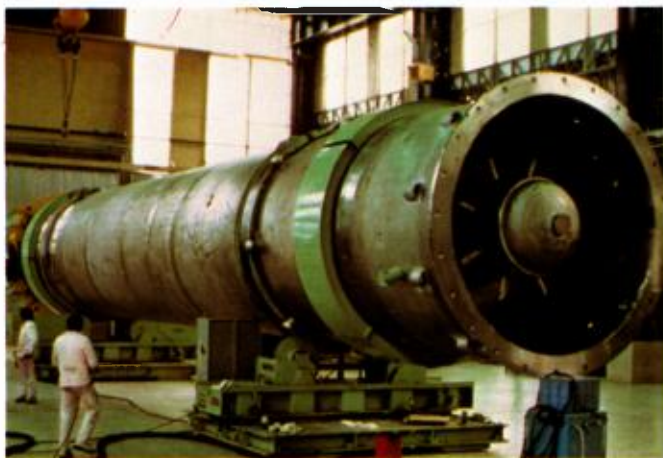
Générateur de vapeur en cours de fabrication : on voit ici le raccordement des lyres de dilatation du côté de l'alimentation en eau du générateur. Ces lyres sont soudées au faisceau tubulaire qu'on voit au fond et traversent l'enveloppe externe du générateur par des manchons thermiques reliés à l'extérieur au collecteur.



Générateur de vapeur en cours de levage pour mise en place dans son bâtiment. Le poids d'un générateur de vapeur est de 191 tonnes.

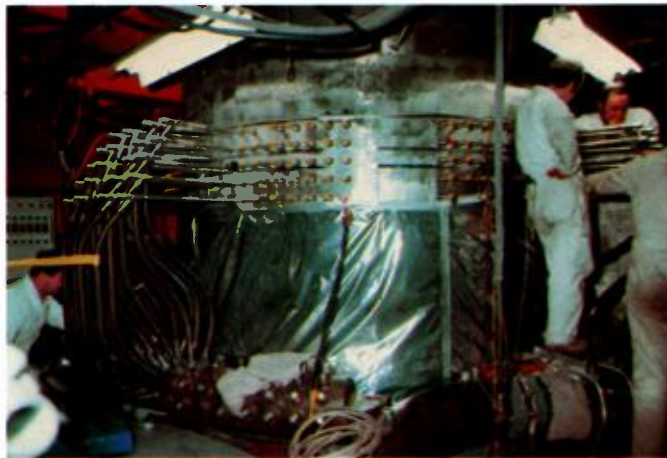


Introduction d'un générateur de vapeur dans son bâtiment.



Creusot-Loire – Mars 1981.

Vue d'un générateur de vapeur en atelier : à droite, le générateur de vapeur se termine par sa jupe de supportage. On voit à l'intérieur de cette jupe la tuyauterie de sortie du sodium obturée par une fermeture provisoire. Remarquer les capotages provisoires qui ceinturent le générateur afin de protéger les manchons thermiques des sorties de vapeur et des entrées d'eau.



Janvier 1983 – Raccordement au collecteur de vapeur des sorties d'un générateur de vapeur.

Les pompes secondaires

Chacun des quatre circuits secondaires de sodium comporte une pompe d'axe vertical immergée dans un vase d'expansion sphérique comportant une surface libre surmontée d'azote pour éviter les coups de bélier dans le circuit.

L'alimentation du réservoir se fait depuis le générateur de vapeur associé par une tuyauterie aboutissant à sa partie inférieure. Le sodium circule du haut

vers le bas dans la pompe elle-même qui le refoule dans deux tuyauteries allant vers les échangeurs intermédiaires.

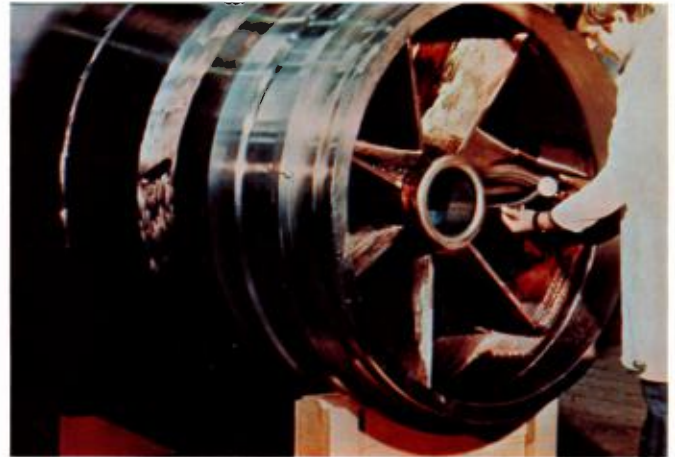
A la vitesse nominale de 537 tonnes/minute, la hauteur de refoulement est de 28,1 m pour une hauteur d'aspiration de 16,4 m. Le débit est de 3272 kg/s et la puissance de 1,2 MW. La masse d'une pompe est de 63,5 tonnes, réservoir d'expansion compris.



Fiat – Janvier 1982 : pompe secondaire.

Vue par-dessus du bulbe situé au refoulement de la pompe.

Le sodium sortant de la zone située au-dessus de cette pièce la traverse avant d'être envoyé à la culotte de refoulement aux échangeurs intermédiaires.



Fiat – Janvier 1982 : pompe secondaire.

Vue par-dessous du bulbe situé au refoulement de la pompe.



16 Septembre 1982.

Pompe secondaire : vue de détail des brides de liaison entre le réservoir d'expansion et un de ses supports.

Ce supportage particulièrement complexe doit prendre en compte le poids du réservoir et la dilatation de son enveloppe (par les supportages à béquilles et à rotules qui reportent les efforts sur la casemate en béton), les déplacements en cas de séisme et les dilatations différentielles en cas de choc thermique dans le circuit. D'où la structure avec bride et contre-bride et la fixation par boulons allongés.



Belleli. Pompes secondaires.

Située à l'intérieur du réservoir d'expansion, on voit ici la culotte de refoulement du corps de pompe avec les amorces des deux tuyauteries de retour de sodium aux échangeurs intermédiaires.



Photo Moine – Août 1981

Réservoir d'expansion d'une pompe secondaire à son arrivée sur le site. On voit, à droite, l'arrivée du sodium qui se fait dans l'axe de la pompe, par-dessous. Sur la sphère inférieure du réservoir (ici au milieu de la photo), remarquer l'amorce d'une des deux tuyauteries de refoulement de sodium. Sur la sphère supérieure (à gauche sur la photo), remarquer les emplacements des supports, ici protégés par des plaques de bois.

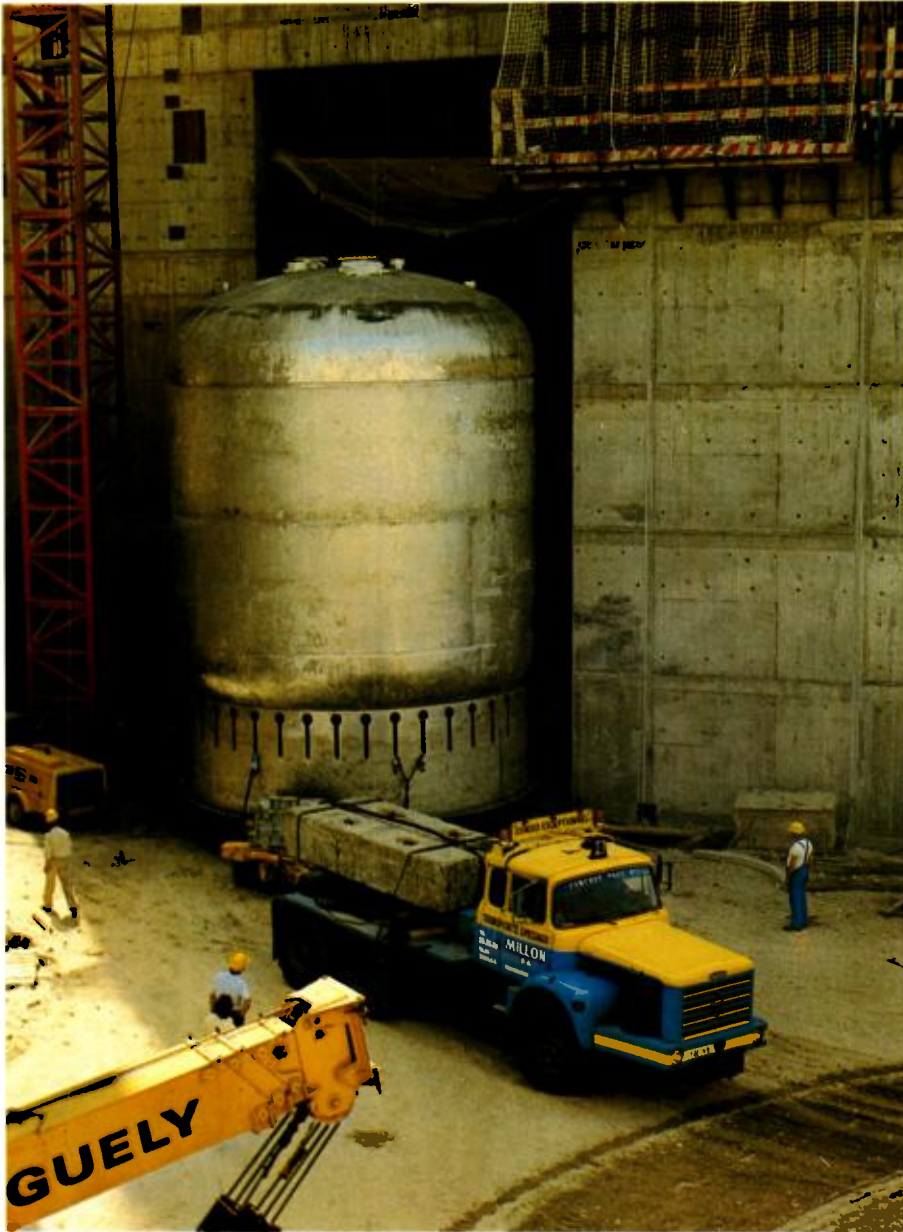


Creys-Malville – 16 Septembre 1982.

Pompe secondaire: vue du réservoir d'expansion : le réservoir sphérique aux 2/3 plein de sodium renferme la pompe secondaire. Il sera surmonté du moteur d'entraînement de cette pompe. Il repose par 8 supports sur la casemate en béton qui fait galerie de liaison entre le bâtiment du générateur de vapeur associé et le dôme métallique du réacteur.

Les deux pénétrations obliques, à gauche de la photographie, sont l'une le retour de sodium du circuit de purification associé à cette boucle secondaire, l'autre la liaison d'équilibrage en argon entre zone au-dessus des niveaux libres du générateur de vapeur et de la pompe secondaire.

Les deux piquages d'axe vertical correspondent au passage de la sonde de mesure de niveau et au "TASTENA" (prélèvement de sodium par analyse).



Réservoir de sodium.

On voit ici l'introduction d'un des deux réservoirs de sodium des boucles secondaires dans le bâtiment du générateur de vapeur. Le volume du réservoir est de 300 m³. Remarquer la jupe de supportage du réservoir.

10



Le circuit eau-vapeur et les auxiliaires

Le circuit eau-vapeur

La vapeur produite par les quatre générateurs de vapeur alimente, par un collecteur banalisé, deux groupes turbo-alternateurs de 620 MW électriques.

Chaque turbine comprend un corps haute pression avec deux soutirages de réchauffage de l'eau alimentaire. Un soutirage de vapeur alimente les sècheurs surchauffeurs qui réchauffent la vapeur détendue dans le corps HP avant son admission aux corps BP, à la différence de Phénix où la surchauffe se faisait par le sodium secondaire. La vapeur resurchauffée alimente alors les deux corps BP double flux. Chacun des flux BP comporte deux points de soutirage.

L'échappement de la vapeur de chaque turbine se fait à un condenseur muni d'un système de détente-désurchauffe qui permet par contournement de la turbine de condenser tout le débit nominal. Ce circuit permet d'évacuer directement au condenseur, la vapeur produite par les générateurs de vapeur lors des démarrages.

Un poste d'eau est associé à chaque groupe turbo-alternateur. Il comprend :

- deux pompes d'extraction plein débit;
- un poste de traitement continu des condensats capables d'assurer le traitement de la totalité du débit d'eau;
- deux files de deux réchauffeurs alimentés par les deux soutirages BP;
- une bache dégazante alimentée par de la vapeur provenant :
 - soit du soutirage située à l'échappement HP de la turbine,
 - soit du barillet de vapeur vive,
 - soit du ballon d'éclatement utilisé pendant les phases de démarrage et d'arrêt des générateurs de vapeur,
 - soit des chaudières auxiliaires;

- une turbopompe alimentaire plein débit aspirant dans la bache dégazante et refoulant dans le poste HP. Sa turbine d'entraînement est alimentée, soit par de la vapeur soutirée provenant du sécheur resurchauffeur (alimentation principale), soit par de la vapeur vive ou de la vapeur provenant du ballon d'éclatement ou des chaudières auxiliaires;
- deux motopompes alimentaires non secourues par diesel et susceptibles d'assurer 25% du débit des groupes. Ces pompes sont utilisées pendant les phases de démarrage et d'arrêt de la Centrale. Elles aspirent dans la bache dégazante,
- un poste HP constitué de 2 files de réchauffeurs alimentés en vapeur par les deux soutirages HP.

A la sortie du poste HP, l'eau alimentaire provenant des deux postes d'eau arrive dans un barillet commun avant d'être envoyée aux quatre générateurs de vapeur. Un poste de traitement continu des condensats est capable d'assurer le traitement de la totalité du débit d'eau. En effet, la bonne tenue des générateurs de vapeur dépend au premier chef de la qualité de l'eau alimentaire.

CIRCUIT EAU-VAPEUR :

Température de l'eau à l'entrée des GV : 235 °C

Pression de l'eau à l'entrée des GV : 210 bars

Débit nominal des GV : 4 x 340 kg/s

Température de la vapeur à l'admission HP

des turbines : 487 °C

Pression de la vapeur à l'admission HP des turbines : 177 bars.

ALTERNATEUR

Puissance électrique : 620 MW

Cos φ : 0,9

Tension nominale : 20 kV

Refroidissement rotor et tôles stator : Hydrogène

Refroidissement enroulements stator : Eau

Excitation : Statique à thyristors.

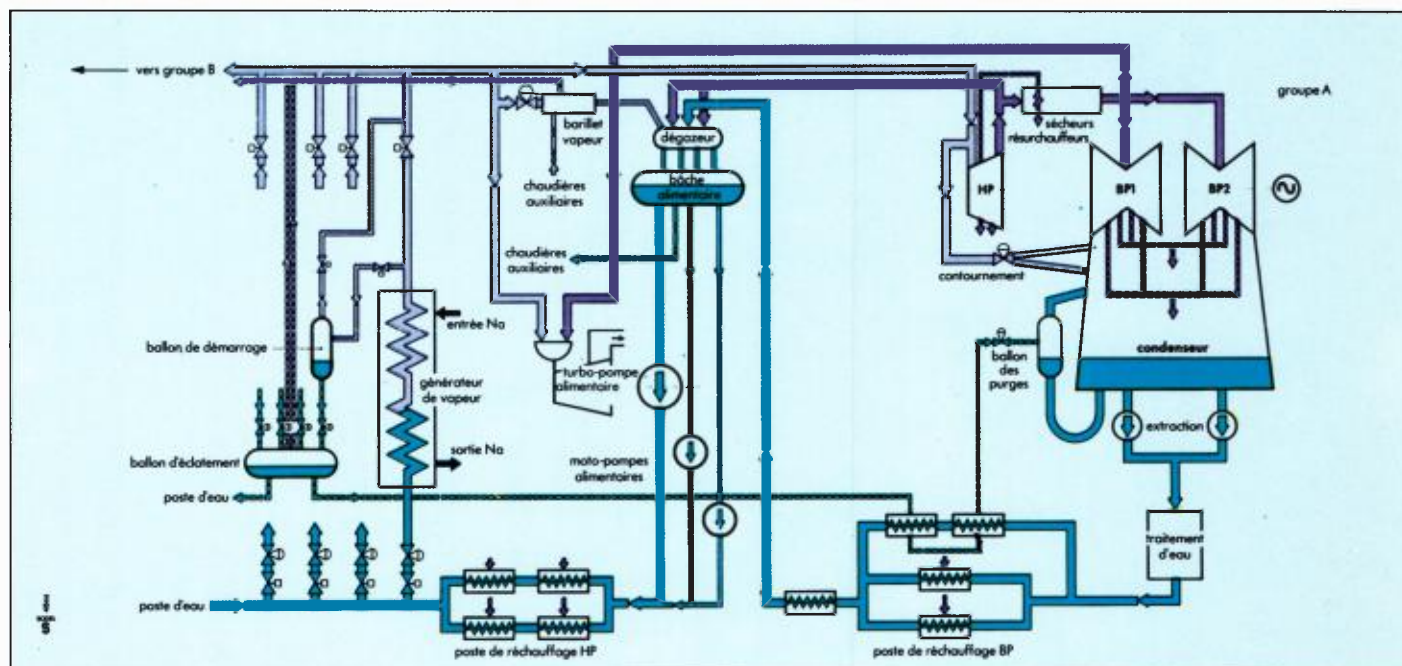
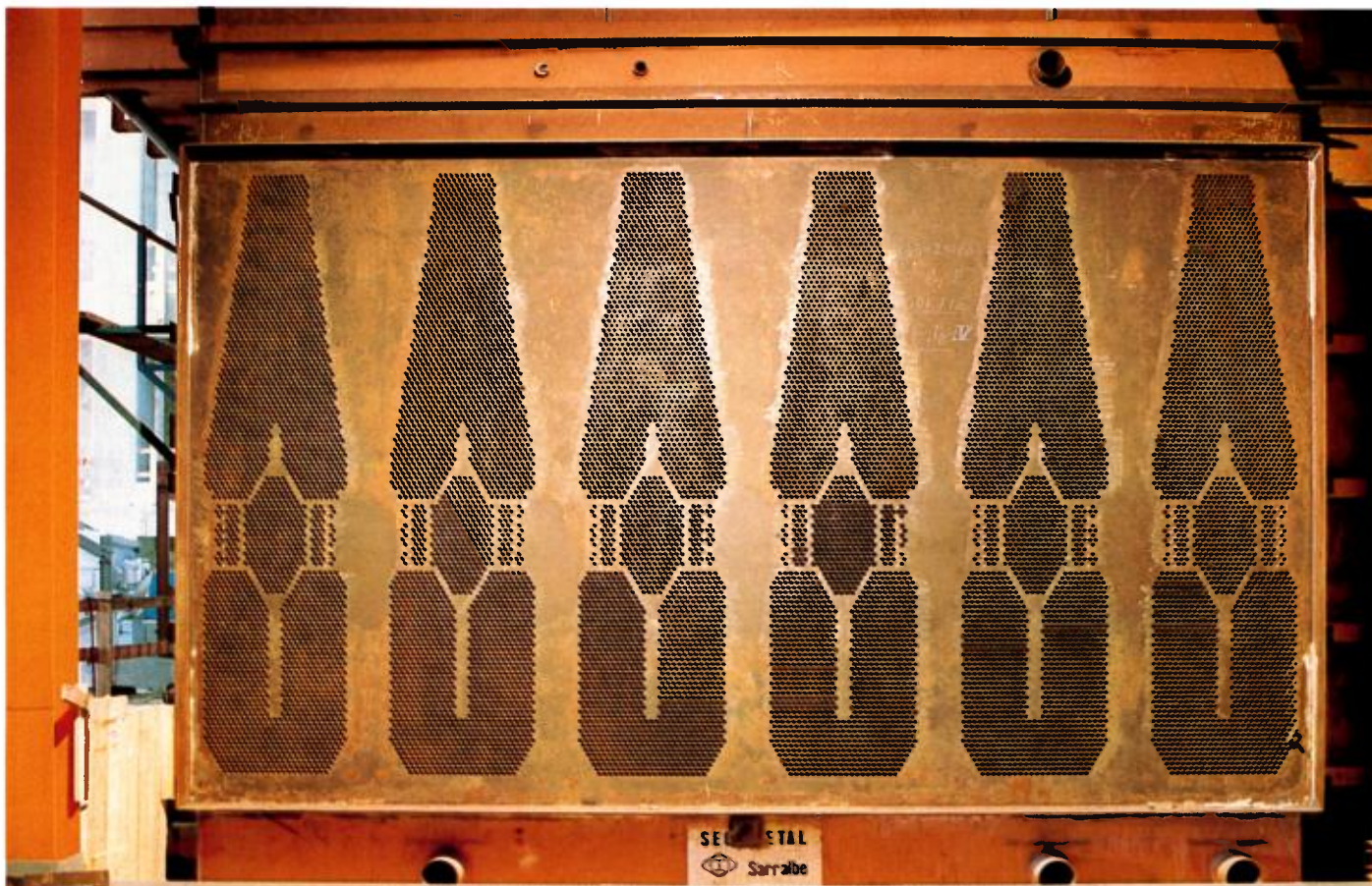
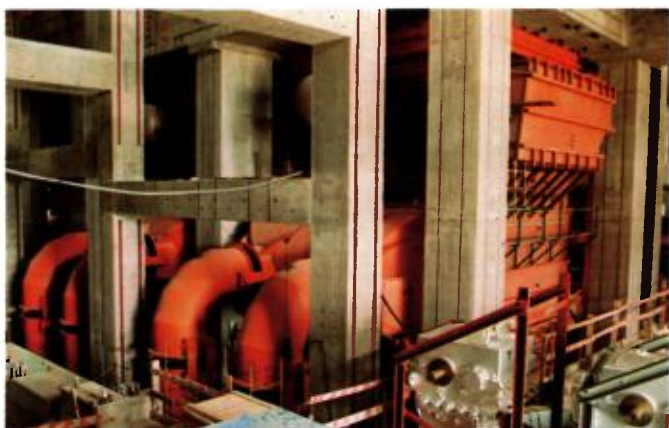


Schéma eau-vapeur.



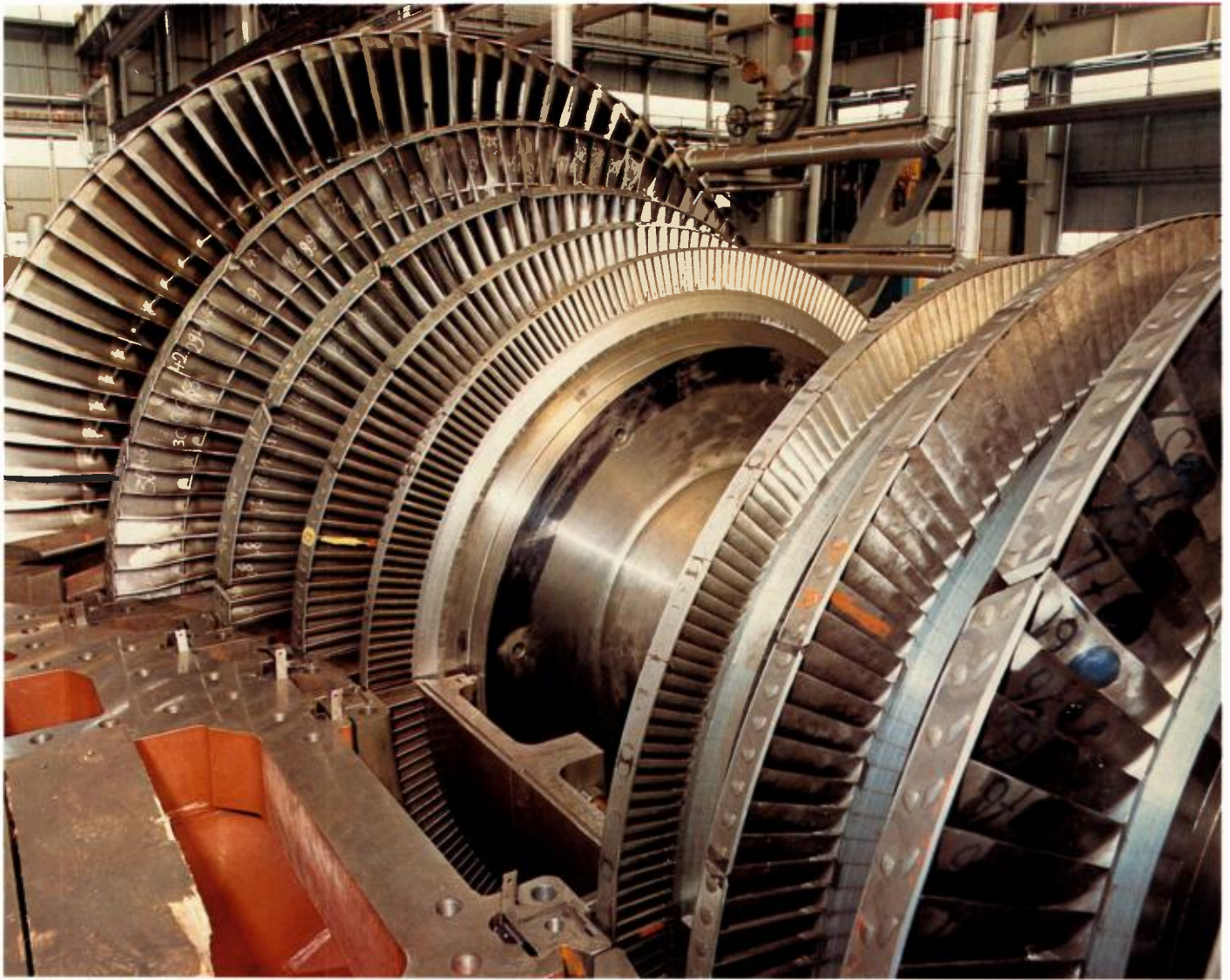
Vue de la plaque tubulaire d'un corps de condenseur.

Le condenseur est ouvert et on voit la plaque tubulaire où seront placés les tubes des six faisceaux du corps. Ces tubes seront parcourus par l'eau du Rhône qui arrive par la face avant de la plaque tubulaire. La vapeur détendue dans la turbine située au-dessus du corps vient se condenser sur la paroi externe de ces tubes, derrière la plaque tubulaire. La partie centrale de chacun des faisceaux correspond à la zone la plus froide du condenseur. C'est là que les pompes à air viendront aspirer les incondensables.



Vue extérieure du condenseur.

Nous sommes ici sous le plancher de la salle des machines. Le condenseur est sous la turbine entre les piliers de la table du groupe. A chaque corps BP correspond un corps de condenseur d'où partent deux grosses tuyauteries d'eau de circulation.



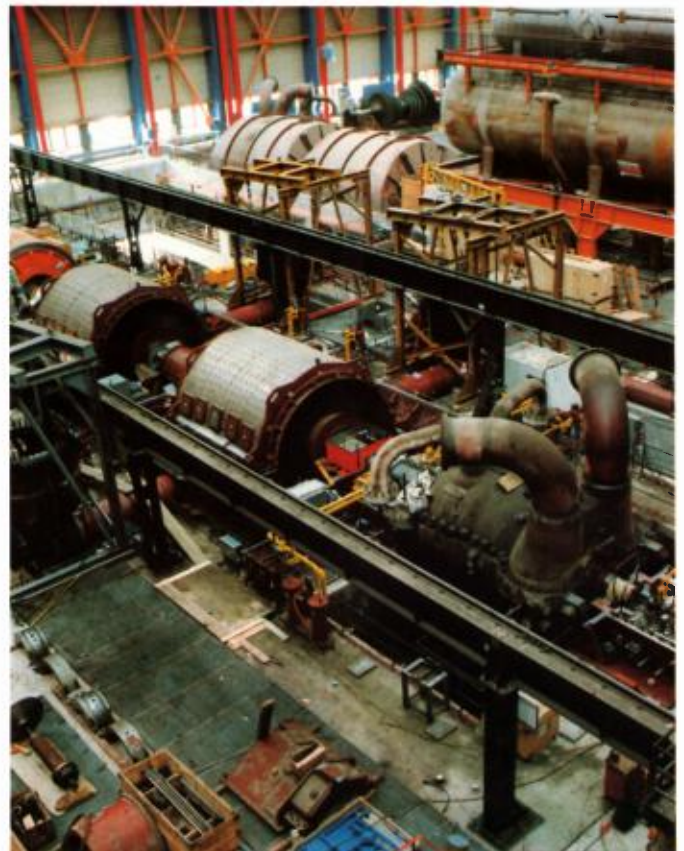
Gros plan d'un rotor BP d'une turbine ANSALDO de Creys-Malville.

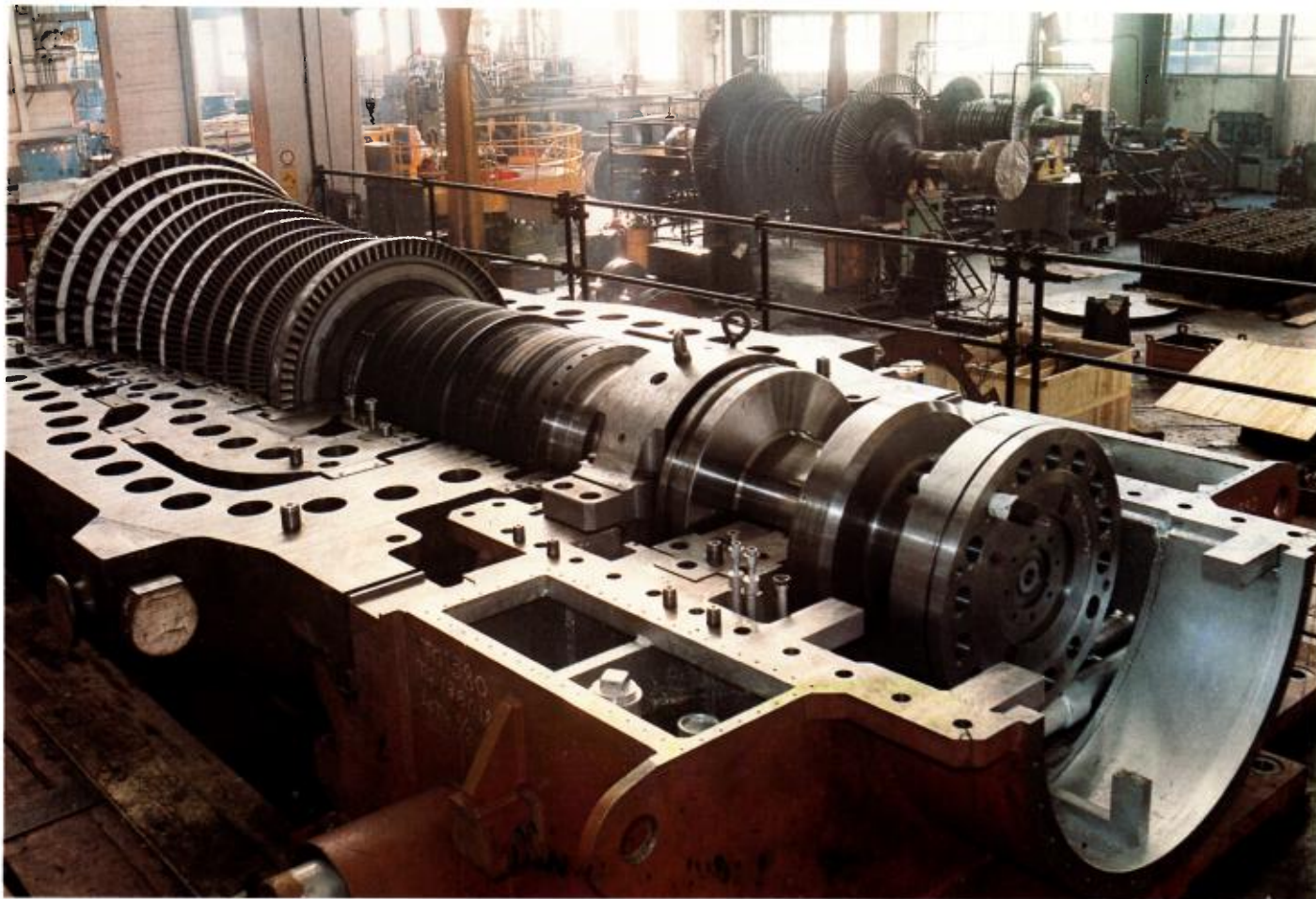
Remarquer la structure en diabolos du rotor et les cinq roues ailetées de chaque demi-rotor. Pour empêcher leurs vibrations, les extrémités des aubes sont reliées par des jantes, discontinues sur certaines des roues.

→ Août 1982 – Vue d'un groupe en cours de montage :

de la droite vers la gauche, la pompe de graissage attelée à la machine, le corps Haute Pression de la turbine avec à gauche les tubulures d'admission de la vapeur (les plus petites) et à droite les tubulures de sortie. De là, la vapeur ira se réchauffer dans les sècheurs surchauffeurs non encore montés. Elle alimentera ensuite les deux corps BP de la turbine dont on voit ici l'enveloppe interne qui porte les directrices fixes et sépare la vapeur en cours de détente, de l'échappement au condenseur. Celui-ci se fait aux extrémités du corps ; le condenseur est sous la table du groupe. De part et d'autre des corps BP, on voit les corps des vannes d'admission. Enfin au bout de la ligne d'arbres, le stator de l'alternateur.

Sur la droite, la bache alimentaire surmontée du dégazeur. Dans le fond à droite, les deux enveloppes externes des corps BP et au bout de la bache, un rotor BP du second groupe turboalternateur.





Ansaldo : Partie haute pression de la turbine de Creys-Malville.

Le rotor haute pression est en place dans le demi-corps inférieur. L'admission de la vapeur se fait au niveau des roues ailetées de plus petit diamètre et la vapeur sort à l'arrière du corps. On trouve, ensuite, vers l'avant de la photographie les joints labyrinthes et le palier entre corps HP et corps BP de la turbine.



Octobre 1983 – Vue générale d'une demi-salle des machines. Le groupe monté est encadré par ses deux sécheurs surchauffeurs.



CREYS-MALVILLE - février 1982

Vue de la salle de commande : Le pupitre de commande est en cours d'équipement.



CREYS-MALVILLE - septembre 1980 : plateforme des transformateurs auxiliaires

Les auxiliaires de la centrale peuvent être alimentés à partir de la ligne 225 kV Serrières-St-Vulbas par un piquage en antenne qui aboutit ici aux jeux de barres situés entre les deux portiques. De là, la liaison est faite jusqu'aux deux transformateurs à trois enroulements 48 MVA en 225 kV et deux fois 24 MVA en 6,6 kV par l'intermédiaire des appareils qu'on reconnaît sur le poste : de la droite vers la gauche, un sectionneur rotatif à coupure visible, un disjoncteur à air (en Y), un sectionneur avec mise à la terre, un parafoudre et l'arrivée sur la borne haute tension du transformateur. La ligne 225 kV constitue la deuxième source externe de la tranche pour l'alimentation des auxiliaires.



CREYS-MALVILLE - octobre 1981 : vue du poste d'interconnexion de Creys-Malville prise côté ligne 400 kV

On reconnaît de la droite vers la gauche, un circuit-bouclon permettant d'utiliser le réseau haute tension comme porteur téléphonique, un sectionneur, un transformateur de courant, un disjoncteur sur la liaison du deuxième plan ; à l'arrière, on voit les jeux de barres. Au milieu, de l'avant vers l'arrière, la charpente du portique d'arrivée des lignes qui relient le poste à St-Vulbas, à Albertville, à Génissiat.

Le réseau 380 kV fournit à la centrale sa première source externe qui est un soutirage fait en 20 kV entre alternateur et transformateur principal. Ce soutirage est alimenté par l'alternateur s'il débite sur le réseau ou par le réseau lui-même au travers du transformateur principal si l'alternateur est déconnecté.



CREYS-MALVILLE - mars 1980 : un des transformateurs principaux devant sa logette

Les deux alternateurs évacuent l'électricité qu'ils produisent en 20 kV sur le réseau général par l'intermédiaire de deux transformateurs 400 kV/20 kV de 670 MVA. Sur cette photographie, prise du fond de sa logette, on voit, du bas vers le haut, 4 radiateurs de refroidissement de l'huile, protégés pendant les montages ; trois caisses en bois capotant les départs des liaisons coaxiales en 20 kV vers l'alternateur (montage en triangle côté 20 kV) ; à gauche, la borne du point neutre de l'étoile 380 kV dont on voit, au fond, les trois grandes bornes de départ vers le poste de Creys-Malville

11



Les transports exceptionnels

Les transports exceptionnels

Les dimensions atteintes par les composants d'une centrale nucléaire comme Creys-Malville posent avec acuité le problème de leur transport depuis les usines de fabrication. Le site de Creys ne peut être atteint que par la route en phase finale du transport et les itinéraires doivent être combinés en fonction des possibilités de passage en hauteur, en longueur,

en rayon de courbure ou en possibilité de charge portante.

La plupart des composants du réacteur (cuves, structures internes, dalle, etc.) ont dû être construits sur place, leur encombrement les plaçant hors gabarit de transport.



St-André-le-Gaz – 17 Août 1981 : Arrivée en gare du 2^e stator d'alternateur.

Fabriqués à Gênes par Ansaldo, les stators ont été acheminés par mer jusqu'à Fos, puis de là par voie ferrée, enfin par route. Le wagon spécial STSI comporte deux becs montés sur boggies entre lesquels est suspendu le matériel à transporter.

Pour le chargement ou le déchargement du wagon, on installe des calages sur lesquels l'alternateur est ripé. En effet, aucune gare n'est équipée des moyens de levage permettant de manipuler ses 380 tonnes.

Dimensions du colis : longueur 12,385 m ; largeur 3,95 m ; hauteur 4,14 m.



Traversée de l'autoroute A.43 par le convoi routier d'un transformateur.

Fabriqués à Charleroi par les Acec, les transformateurs sont venus par voie ferrée jusqu'à St-André-le-Gaz et de là, ont été acheminés sur le site par route. Pour des transports aussi lourds et aussi volumineux, la traversée de l'autoroute

A.43 doit se faire à niveau. L'itinéraire de ces convois routiers exceptionnels a nécessité la réalisation d'une bretelle provisoire de franchissement. La remorque de transport est équipée ici à sa capacité maximale avec 20 lignes de 3 files ("demi-essieux") de 4 roues jumelées deux par deux, soit 240 roues.



Passage du sommier et de son support à Lancin.

Fabriquée par Breda près de Milan, cette pièce de 8,50 m de diamètre et de 3,10 m de hauteur pèse 170 tonnes. Après un parcours routier, elle fut chargée sur une barge pour descendre le Pô et transbordée sur un cargo de Venise à Fos, reprise par une barge de Fos à Lyon et mise sur une remorque routière spéciale à 12 lignes de 3 files de demi-essieux

pour le trajet, sauf au passage sur la Bourbre à Bourgoin où il fallut rajouter 4 lignes d'essieux pour le franchissement du pont qui exigeait un allègement de la charge à l'essieu.

On peut ici se faire une idée des difficultés des traversées d'agglomération d'un tel convoi, portant le colis, semble-t-il, le plus encombrant transporté sur le réseau routier français jusqu'en 1981.



Arrivée du sommier à Creys.

Remarquer l'ouverture temporaire pour introduire les matériels dans l'enceinte de confinement et le portique provisoire de manutention qui la dessert.



Lyon, Mai 1980.

Mise en place de la structure du petit bouchon tournant dans la barge de transport : la structure du petit bouchon tournant a été fabriquée à Grenoble par Neyrpic. Sa hauteur (5,90 m), son diamètre (7,10 m) et son poids

(92 tonnes) ont interdit un itinéraire routier direct et ont nécessité d'emprunter la route de Grenoble à Lyon, le Rhône, puis la Saône sur une barge de Lyon à Chalon-sur-Saône, la route ensuite jusqu'à Creys.



Le petit bouchon tournant à la traversée du pont de Loyettes.

La remorque utilisée peut, grâce aux vérins de sa suspension hydraulique, baisser, lever, incliner légèrement la charge et ainsi éviter des obstacles ponctuels. On voit ici la faible marge au passage du pont de Loyettes.



Déchargement d'un réservoir d'expansion de pompe secondaire.

Construits à Mantoue par la Société Belleli, les réservoirs d'expansion pèsent 60 tonnes avec leur berceau de transport, pour 12,50 m de long, 5,90 m de large et 5,50 m de haut. Après avoir descendu le Pô en barge, ils ont été acheminés par cargo jusqu'à Fos et de là, par barge jusqu'à Chalon, puis repris par convoi routier jusqu'à la centrale.

Bibliographie

ANNALES DES MINES

Mai-Juin 1978: **MM. Banal et Megy** (Superphénix-La première étape du développement commercial des surrégénérateurs).

Juin 1980: **B. Saitcevsy** "Les principaux problèmes de sûreté rencontrés dans la centrale de Creys-Malville".

BULLETIN D'INFORMATION SCIENTIFIQUE ET TECHNIQUE DU CEA (B.I.S.T.).

N° 227 - Janvier-Février 1978:

- **G. Vendryes** "La centrale à neutrons rapides de Creys-Malville: introduction".

- **A. Dejou** "Pourquoi Superphénix? Le point de vue du producteur d'électricité".

- **E. Robert, E. Rodet, G. Lucenet** "La centrale de Creys-Malville".

- **CEA, Novatome-Nira** "Les études et la construction de la chaudière nucléaire".

- **J.M. Chaumont, F. Grignon, P. Wallet** "Les études et la fabrication du combustible".

- **H. Noël, H. Freslon, G. Lucenet** "Les dispositions de sûreté relatives à la Centrale de Creys-Malville".

- **E. Benoist** "Les études de recherche et de développement relatives à la chaudière".

- **J. Ravier, B. Sicard, M. Estavoyer** "Les actions de recherche et développement concernant le cœur de Superphénix".

- **F. Anselin, F. Penet** "Les études et recherches relatives à la sûreté du projet Superphénix".

NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL

- Mai 1977: **M. Banal** "Work starts on Superphénix at the Creys-Malville site, careful attention to detail was necessary for developing the Superphénix".

- Mai 1977: **M. Robin** "Steam generator".

- Juin 1978: "Creys-Malville Nuclear Power Station pp. 43-60 avec la planche en couleurs The World's reactor n° 73 Creys-Malville".

- Septembre 1979: **Masters** "Making the Creys-Malville F.B.R. steam generators".

P.C.M.

Mai 1980: **B. Saitcevsy** "La centrale nucléaire de Creys-Malville à mi-parcours".

REVUE GÉNÉRALE DE THERMIQUE

N° 221 et 222 - Mai et Juin 1980: **Ertaud** "Les réacteurs surrégénérateurs à neutrons rapides Superphénix".

REVUE GÉNÉRALE NUCLÉAIRE

1978 N° 6: La centrale de Creys-Malville.

1978 N° 4: **MM. Ertaud et Naigeon** "La construction de Superphénix et la collaboration européenne pour les surrégénérateurs".

1979 N° 6: Les surrégénérateurs - Perspectives économiques, engagement industriel et réalités techniques:

- **C. Chevrier**: Préface.

- **J. Baumier, J. Charles, M. Labrousse**: Les tendances économiques à long terme des surrégénérateurs et leur place dans les contextes énergétiques mondiaux et français.

- **A. Ferrari, N. Sugier, L. Vautrey**: Le développement des réacteurs à neutrons rapides: les programmes français et étrangers.

- **B. Saitcevsy**: Creys-Malville - les accords de coopération européenne entre producteurs d'électricité.

- **J.C. Leny**: L'engagement industriel français et les accords de coopération européenne dans le domaine des surrégénérateurs.

- **E. Robert**: La centrale de Creys-Malville - présentation d'ensemble et caractéristiques.

- **M. Barberger**: Le chantier de la centrale de Creys-Malville.

- **M. Rozenholc**: La chaudière de Creys-Malville.

- **G. Lucenet**: La sûreté des surrégénérateurs et leur impact sur l'environnement.

- **M. Guillet**: Le cycle du combustible des réacteurs à neutrons rapides.

- **F. Conte**: La centrale nucléaire de Phénix après cinq années d'exploitation.

- **C. Destival**: Perspectives.

- **L. Timbal-Duclaux**: Pourquoi l'opposition au surrégénérateur.

Congrès

COMMUNICATIONS DE CONGRÈS RELATIVES À SUPERPHÉNIX

CONGRÈS NUCLEX - BÂLE - 16-21 OCTOBRE 1972

Robin M. - Perrin R. - Pouderoux P. - Tillequin J. Evolution de la conception des générateurs de vapeur et des échangeurs intermédiaires entre la centrale Phénix et le projet de centrale de 1200 MW.

Raczynski W. - Cazes M. - Refoubelet P. Quelques aspects des pompes à sodium destinées aux futures centrales à neutrons rapides.

Lagrange M. - Chevallier R. - Perona M. Problèmes posés par l'étude et la réalisation des bouchons de chargement des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium.

CONGRÈS SEE - VITTEL - 11-15 SEPTEMBRE 1973

Vendryes G. - Villeneuve J. - Faure J. - Milliat J.-P. - Rozenholc M. Les réacteurs à neutrons rapides - La progression depuis les recherches initiales jusqu'à la centrale de Phénix.

Banal M. - Carle R. Vers les réacteurs rapides industriels - La première unité de 1200 MWe.

Jeannot A. - Quittet Y. - Bonnemort P. Les dispositifs de contrôle-commande des centrales de type avancé.

CONGRÈS ANS - LOS ANGELES (BEVERLY HILLS) -

2-4 AVRIL 1974

Zaleski C.A. - Cravero M. - Procaccia M. - Antonakas D. - Justin F. - Del Fabro M. - Malval M. - Chalot A. Evacuation de la puissance résiduelle dans un réacteur à neutrons rapides (application à Phénix et Superphénix).

7° CONGRÈS INTERNATIONAL DE LA SFRP -

VERSAILLES - 28-31 MAI 1974

Chalot A. - Malaval C. - Rodet E. - Lucenet G. Le système de confinement de Superphénix et l'environnement.

Coste G. Comparaison des projets actuels de réacteurs rapides - HTR - PWR du point de vue des confinements.

Chalot A. - Fourest B. - Colome J. - Duco J. - Malet J.-C. Conséquences thermiques d'un feu de sodium sur un réacteur à neutrons rapides - Applications au projet de réacteur Superphénix.

CONGRÈS DE L'AIEA - BENSBERG - 14-17 OCTOBRE 1974

Robin M. G. Générateurs de vapeur développés en France pour Superphénix.

CONFÉRENCE NUCLÉAIRE EUROPÉENNE - PARIS - 21-25 AVRIL 1975

Berge-Donati-Saint-Paul-Valibus-Champeix-Coriou-Dixmier-Petrequin-Sebilleau-Weisz. Matériaux pour générateurs de vapeur de réacteurs rapides au sodium - Bilan et perspectives d'avenir.

6^e CONGRÈS - TEAC - BOSTON - 24-30 AOÛT 1975

Decuyper J. - Zambelli - Acket - Del Fabro - Jeannot - de Lapparent - Jallade - Dürr - Hery. Control of sodium cooled fast breeder nuclear power stations considered from a safety point of view.

CONGRÈS SEE - BIARRITZ - 30 SEPTEMBRE 1975

Megy J. - Crette J.-P. Le projet Super Phénix.

CONGRÈS NUCLEX - BÂLE - 7-11 OCTOBRE 1975

Leclere J. - Vialard J.-L. - Delpeyroux P. Conception et procédés de fabrication de l'élément combustible de Super Phénix.

CONGRÈS CHICAGO - 5-8 OCTOBRE 1976

Robert E. - Lucenet G. - Chalot A. - Leduc J. Main safety features of the Super Phénix reactor.

Lefevre J.-C. - Livolant M. - Lucenet G. Seismic analysis for the Super Phénix reactor.

Fruchard Y. - Colome J. - Malet J.-C. - Berlin M. - Duverger de Cuy G. - Justin J. - Duco J. - Fourest B. Sodium fire studies in France - Safety tests and applications on an LMFBFR.

CONGRÈS D'AIX-EN-PROVENCE - 22-25 NOVEMBRE 1976

Duverger de Cuy G. - Colome J. Filtration des aérosols produits par un feu de sodium.

10^e CONFÉRENCE MONDIALE DE L'ÉNERGIE - ISTANBUL - 19 FÉVRIER 1977

Vendryes G. - Banal M. - Leny J.-C. Les réacteurs à neutrons rapides - Situation actuelle et perspective d'avenir.

CONGRÈS AIEA - SALZBOURG - 2-13 MAI 1977

Besse G. - Rozenholz M. - Saitcevsy B. - Vendryes G. Situation et perspectives du programme français de réacteurs à neutrons rapides.

Ferrari A. - Delayre R. - Guillet H. - Mogniot J.-C. L'utilisation du plutonium.

Delpeyroux P. - Balloffet Y. - Blanchard P. - Carteret Y. - Coulon P. - Courcon P. - Dupouy J.-M. - Jallade M. - Millet P. - Rousseau J. Caractéristiques et comportement du combustible Phénix.

Cogne F. - Megy J. - Robert E. - Benmergui A. - Villeneuve J. Exigences et options de sûreté pour un grand réacteur à neutrons rapides.

CONGRÈS AIME-ASTM-ANS-ERDA - SCOTTSDALE - 19-23 JUIN 1977

Dupouy J.-P. French program on LMFBFR cladding materials development.

CONGRÈS BNES - LONDRES -

28 NOVEMBRE-1^{er} DÉCEMBRE 1977

Delpeyroux P. Super Phénix fuel element optimization - First check of overall behaviour.

Estavoyer M. - Ravier J. - Chaumont J.-M. - Mogniot J.-C. - Marmonier P. - Sicard B. - Gourdon J. - Delpeyroux P. - Savineau M. - Clauzon P. Evolution of french fast neutron reactor core design and performance.

Avanzini P.G. - Barberis M. - Monaci R. Optimization of a once through steam generator for LMFBFR.

CONGRÈS AIEA - BOLOGNE - 10-14 AVRIL 1978

Robin M.G. - Saur J.-M. - Vial B. Conception, construction et expérience d'exploitation des circuits de sodium secondaire de réacteurs rapides.

Vial - Thevenin - Guidez - Sauvage - Schaller. Bilan d'exploitation des circuits primaires de Phénix - Le circuit primaire de Super Phénix.

Benmergui A. - Megy J. - Vautrey L. - Villeneuve J. Perspectives du programme de réacteurs à neutrons rapides en France.

Moore J. Future plants of the design and construction of fast reactor power stations - Review of national papers.

Bragagnoli F. - Tonarelli L. - Bandiera P.G. - Casalini P. - Cesari F. - Parodi L. - Gradari - Ferri R. - Giuliano F. - Antoni R. Problèmes liés à l'étude et aux essais des composants des boucles primaires des réacteurs rapides.

CONGRÈS AIEA - CANNES - 24-28 AVRIL 1978

Berlin C. - Coulon P. - Jarretou H. - Paziaud A. - Rulleau A. Les systèmes de détection des ruptures de gaine dans les réacteurs rapides.

Gourdon J.-L. - Jeannot A. - Barbier G. - Peirano F. - Le Bourhis A. Evolution du système de surveillance et de protection du cœur des réacteurs rapides.

Decuyper J. - Skull G. - Mery M. - Hennebio J.-P. - Acket C. Le schéma de régulation adopté pour Super Phénix - Critères de choix, évaluation des performances.

CONGRÈS DE HAMBOURG - 6-11 MAI 1978

Allain A. - Aubert M. - Simon M. Development of commercial LMFBFR plants after Super Phénix.

ENS/ANS MEETING - BRUXELLES - 16-18 OCTOBRE 1978

Vambenepe G. Liquid metal fast breeder reactor steam generator - Survey of the consequences of large scale sodium water reaction.

NUCLEX 78 - BÂLE - 3-7 OCTOBRE 1978

Grignon F. Fabrication of the first core of the Creys-Malville nuclear power plant.

Befre J. - Granito F. - Rodet E. - Sauvage M. From Phénix to Super Phénix.

Peyrelongue J.-P. - Abramson R. - Fernandez A. Purification intégrée Super Phénix.

Arduino A. - Di Bartolo G. - Poglianie. Fabrication of large international components for Superphénix reactor.

Ghia G. - Tarrico A. Special components for fast breeder reactors.

CONGRÈS AIEA - VIENNE - 13-17 NOVEMBRE 1978

Cregut A. - Lurie R. - Pomie P. - Biancale. Le démantèlement des réacteurs de puissance du système français à neutrons rapides.

CONGRÈS DE SEATTLE - 19-23 AOÛT 1979

Tanguy P. A french view on LMFBFR's safety aspect.

Villeneuve J. Estavoyer M. - Casini M. Design and development of safety related components for the Creys-Malville plant.

Petit J. - Leduc J. Designers safety approach for LMFBFR's in France.

Malet J.-C. - Duverger de Cuy G. - Casselman C. - Charpenel J. - Natta M. - Devillers C. Sodium fires - Progress achieved in research and experimental results.

Freslon H. - Noel H. - Arslan M. - Biondo A. - Kayser G. - Penet F. - Lucenet G. - Del Beccaro R. Analysis of the dynamic behavior of the Phénix and Super Phénix reactors during certain accident sequences.

Grand D. - Basque G. Two dimensional calculation of sodium boiling in sub-assemblies.

CONGRÈS DE SEATTLE - 19-23 AOÛT 1979

Magnon B. - Allanic J. - Jubault G. - Pignatelli R. - Ravenet A. - Cravero M. Safe shutdown systems design of Creys-Malville fast neutron plant.

CONGRES D'AIX-EN-PROVENCE -

24-28 SEPTEMBRE 1979

Giacometti C. - Bouget Y.H. - Castaldo G. - Hammer P. - Lyon F. - Pipaud J.Y. - Salvatores M. - Sicard B. Caractéristiques neutroniques du réacteur Super Phénix I de Creys-Malville.

Bouget Y. - Humbert G. - Petiot R. - Therond P. Etude expérimentale des barres de commande pour les réacteurs de puissance à neutrons rapides dans Masurca.

Gauthier - Gouriou - Jullian - Maire. Comparateur de réactivité.

CONGRÈS DE LUCERNE (SUISSE) -

14-17 OCTOBRE 1979

Befre J. How to build an LMFBFR power plant.

CONGRÈS IEEE - CHARLOTTE - 7-11 OCTOBRE 1979

Sauvage - Simon M. - F. Liquid metal fast breeder reactor program in France.

CONGRÈS EDF-ADERP - SEILLAC - 17-21 MARS 1980

Robin M.G. - Salon G. - Zuber T. Les générateurs de vapeur pour réacteurs à neutrons rapides.

CONGRÈS ANS - RICHLAND (WASHINGTON) -

20-24 AVRIL 1980

Argous J.-P. - Berger R. - Casejuane R. - Fournier C. - Girard J.-P. Temperature measurements at the LMFBFR core outlet.

Fruchard Y. - Sauvage M. - Elie X. - Depierre Y. Sodium tests on Super Phénix prototypes and components.

CONGRES ANS - RICHLAND (WASHINGTON) -

20-24 AVRIL 1980

Ghia G. - Cela V. - Casalini P. - Mengoli G. - Rappini R. Construction, installation and sodium testing of a test section simulating the rotating parts of Superphénix primary pump.

CONGRÈS AIEA - WASHINGTON - 20-24 AVRIL 1980

Lancet R. - Pulhman R.J. Liquid metal instrumentation and safety.

CEA - CENTRE D'ÉTUDES NUCLÉAIRES DE CADARACHE - SFEN - 30 AVRIL 1980

Lucenet G. La sûreté à Creys-Malville.

CONGRÈS AIEA - BENSBERG (RFA) - 20-22 MAI 1980

Pierazzi L. - Verriere P. Quelques réflexions sur la surveillance en exploitation des réacteurs rapides en France.

Asty M. - Vertut J. - Argous J.-P. Superphénix: In service inspection of main safety tanks weldments.

CONGRÈS CEA-GKAEA - CADARACHE -

1-7 JUILLET 1980

Cambillard E. - Lacroix A. - Martin P. - Viala J. Détection des fuites d'eau dans les générateurs de vapeur chauffés au sodium par mesure de la concentration d'hydrogène dans le sodium.

3^e CONGRÈS AFIAP - PARIS - OCTOBRE 1980

Baque P. - Cambillard E. - Saur J.-M. - Zuber T. La conception et réalisation des générateurs de vapeur de Superphénix.

CONFÉRENCE INTERNATIONALE SUR LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS RAPIDES - SFEN - ENS - ANS -

ECULLY - Juillet 1982

Thévenot - Morier - Bluet - Quinton - Rolland: Formation du personnel pour le fonctionnement des surgénérateurs.

Gouriou - Francillon - Kayser - Malenfer - Languille - Arslan - Freslon: Comportement dynamique du réacteur Superphénix en régime transitoire non protégé.

Maurier - Mireau - Arslan - Balloffet - Granet - Magnon: Creys-Malville - Analyse de l'accident d'assemblage.

Berlin - Berton - Skull: Système de surveillance et de protection du cœur de Superphénix.

Pignatelli - Argouarch - Vivoli - Zambelli - Kottnik - Garchon - Pepe: Le système d'arrêt du réacteur de Creys-Malville.

Lauret - Minguet - Cuttica: Conception et aspects de fonctionnement des systèmes d'extraction de puissance résiduelle de Superphénix.

D'Argentée - De Braquilanges - Azarian - Prugnard - Decuyper - Magnon - Gesi - Vidil: Refroidissement par convection naturelle dans les situations de référence pour le projet de Creys-Malville.

Barrau - Brunache - Malaval - Del Fabbro - Malonneix - Revand: Inspection et entretien - approche adoptée pour ce qui concerne la chaudière de Creys-Malville et composants inspectés.

Hedin - Bentz - Gadola - Herault - Malet: Feux de sodium dans Superphénix.

Le Rigoleur - Kayser - Maurin - Magnon: Cendrier interne dans Superphénix.

Vidil - Ruel - Gesi: Extraction de la puissance résiduelle par convection naturelle dans Superphénix - Calculs et expériences en maquettes eau et sodium.

Le Rigoleur - Tenchine: Transferts de chaleur dans le sodium par convection naturelle autour du cendrier interne de Superphénix - Résultats expérimentaux et évaluation dans les conditions du réacteur.

Bergeonneau - Gauthier - Vanier - Coulon: Effets de contre-réaction thermique dans un surgénérateur de type intégré - Résultats théoriques et expérimentaux obtenus sur le réacteur Phénix.

Castelnau - Lopicore - Mainy - Ricard: Superphénix - Dispositifs de protection des générateurs de vapeur.

Asty - Saglio: Engin MIR d'inspection périodique par l'intercuve de Superphénix.

Petit: La place des surgénérateurs dans la situation énergétique française.

Saitcevsy: Les aspects de sûreté dans les études et la construction des réacteurs surgénérateurs.

Crette: L'expérience française (conception, fabrication, fiabilité des composants du point de vue de la sûreté).

Comte: Mise en œuvre de la sûreté à la centrale Phénix.

Bacher: La sûreté et les perspectives d'avenir des surgénérateurs refroidis au sodium.

Vendryes: Les surgénérateurs - Besoins et perspectives.

Ayçoberry - Leclercq: L'après Creys-Malville - Les perspectives du projet de site intégré.

LISTE DES CONGRÈS TRAITANT DES RÉACTEURS SURGÉNÉRATEURS

Cette liste ne recense pas tous les congrès ayant traité des réacteurs surgénérateurs, mais seulement ceux qui leur étaient principalement ou totalement consacrés.

2 au 4 Avril 1968 : Fast reactor meeting – Cincinnati (Ohio) – organisé par l'ANS.

10-15 Novembre 1968 : Conférence d'hiver de l'ANS consacrée, notamment, aux réacteurs rapides – Washington (DC) – organisé par l'ANS.

28-30 Janvier 1969 : Symposium sur les réacteurs rapides – Albuquerque (New Mexico) – organisé par le Los Alamos Scientific Laboratory.

11-13 Mars 1969 : Congrès sur la télémanipulation et l'inspection dans le domaine des réacteurs rapides – Idaho Falls (Idaho) – organisé par Argonne National Laboratory.

24-26 Juin 1969 : Conférence internationale sur la physique des réacteurs rapides Londres – organisé par BNES.

23-27 Mars 1970 : Symposium sur l'évolution de la technologie des réacteurs rapides refroidis au sodium – Monaco – organisé par l'AIEA.

2-4 Septembre 1971 : Conférence internationale sur les réacteurs à neutrons rapides Aix-en-Provence – organisé par CEA et ANS.

2-4 Mai 1972 : Conférence sur les réacteurs de type "avancé" – Philadelphie (Pennsylvanie) – organisé par ANS.

3-8 Septembre 1972 : Conférence sur les métaux liquides – Tokyo – organisé par Research Institute for Iron, Steel and Other Metals.

23-27 Octobre 1972 : Conférence sur la sécurité de fonctionnement des réacteurs rapides – Karlsruhe – organisé par Gesellschaft für Kernforschung.

14-16 Décembre 1972 : Symposium international sur le rôle et les perspectives commerciales des réacteurs nucléaires de type avancé (HTGR et Breedern) – Milan – organisé par ENEL, CNEN, FAST.

4-5 Avril 1973 : Conférence internationale sur les métaux alcalins liquides – Nottingham (Grande-Bretagne) – organisé par BNES.

2-6 Juillet 1973 : Colloque sur le combustible et les éléments des réacteurs rapides – Bruxelles – organisé par l'AIEA.

16-23 Octobre 1973 : Symposium international sur la physique des réacteurs rapides – Tokyo – organisé par JAERI – JAIF.

21-23 Novembre 1973 : Deuxième réunion des spécialistes sur les réactions sodium-combustible dans les réacteurs rapides – ISPRA (Italie) – organisé par OCDE.

11-14 Mars 1974 : Conférence internationale sur les centrales nucléaires à neutrons rapides – Londres – organisé par BNES.

2-4 Avril 1974 : Conférence sur la sécurité des réacteurs surgénérateurs – Los Angeles (Californie) – organisé par ANS.

8-11 Septembre 1974 : Les réacteurs avancés : physique, économie, conception – Atlanta (Géorgie) – organisé par ANS.

12-16 Juillet 1976 : 3^e conférence internationale sur les propriétés des métaux liquides – Bristol (Grande-Bretagne) – organisé par I.P.

3-6 Mai 1976 : International conference on liquid metal technology in energy production – Champion (Pennsylvanie) – organisé par ANS, AIME et ERDA.

26-30 Juillet 1976 : Sécurité des réacteurs nucléaires à neutrons rapides – Cambridge (USA) – organisé par MIT.

5-8 Octobre 1976 : International meeting on fast reactor safety and related physics – Chicago (Illinois) – organisé par ANS et European Nuclear Society.

18-19 Octobre 1976 : Colloque sur les métaux liquides – Carry le Rouet (France).

2-4 Mai 1977 : Topical meeting on the plutonium fuel cycle – Miami Beach (Floride) – organisé par ANS.

6-10 Juin 1977 : Conférence internationale sur l'utilisation de l'acier ferritique dans les générateurs de vapeur des réacteurs rapides – Londres – organisé par BNES.

19-23 Juin 1977 : International conference on radiation effects in breeder reactor structural materials – Scottsdale (Arizona) – organisé par USERDA, AIME et ASTM.

10-12 Octobre 1977 : International meeting on advanced LMFBR fuels – Tucson (Arizona) – organisé par ANS, USERDA et AIEA.

28/11-12/12 1977 : International conference on optimization of sodium-cooled fast reactor – Londres – organisé par BNES.

10-14 Avril 1978 : International symposium on design, construction and operating experience of demonstration liquid metal fast breeder reactors – Bologne (Italie) – organisé par AIEA.

5-9 Mars 1979 : International conference on fast breeder reactor fuel performance – Monterey (Californie) – organisé par ANS, AIME et ERDA.

19-23 Août 1979 : International conference on fast reactors safety technology – Seattle (Washington) – organisé par ANS.

24-28 Septembre 1979 : Symposium international sur la physique des réacteurs à neutrons rapides – Aix-en-Provence – organisé par AIEA et OCDE.

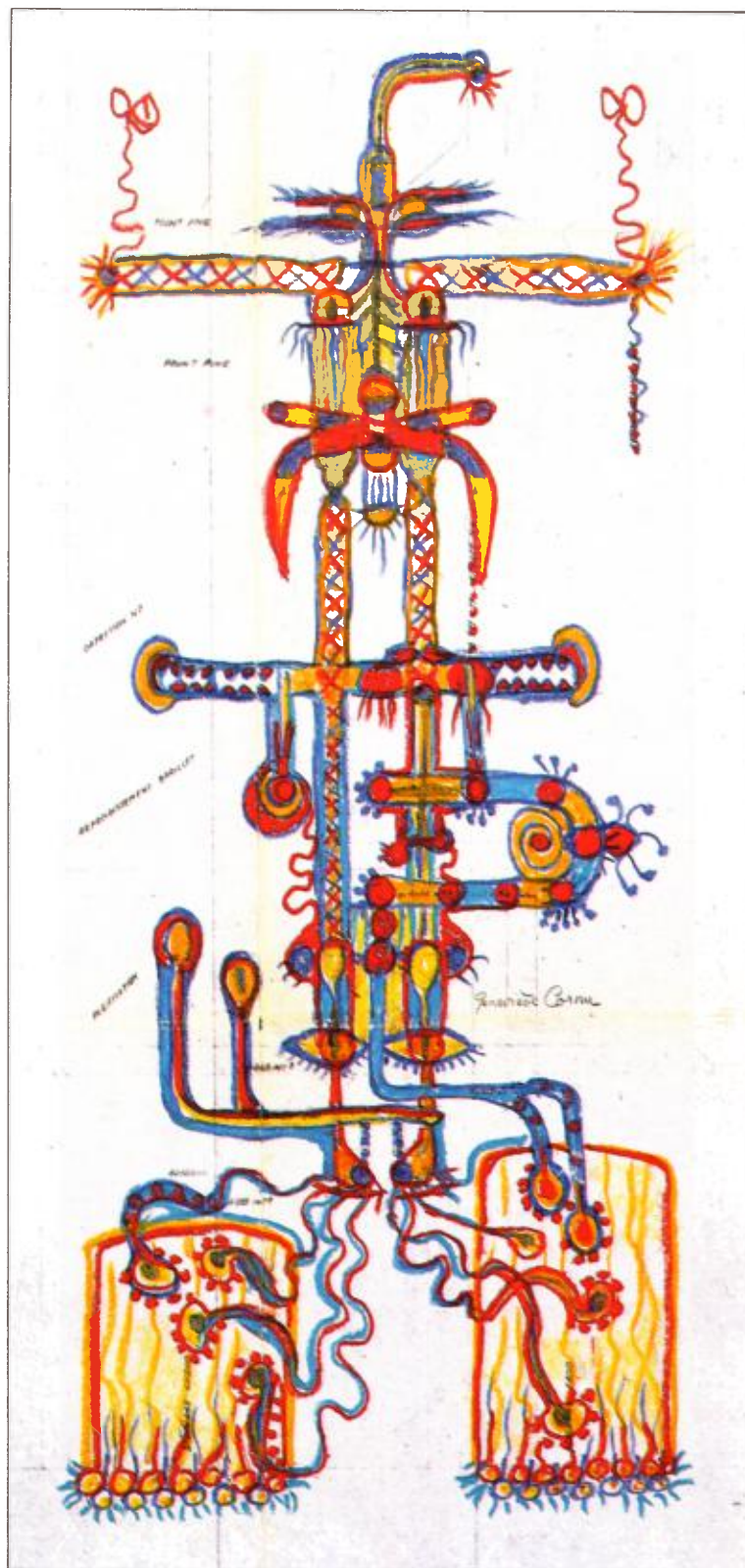
14-17 Octobre 1979 : Conférence internationale sur les réacteurs surgénérateurs en Europe – Lucerne (Suisse) – organisé par l'Association Suisse pour l'Energie Atomique et FORATOM.

20-24 Avril 1980 : Second international meeting on liquid metal technology in energy production – Richland (Washington) – organisé par ANS et ERDA.

5-6 Octobre 1981 : Specialists meeting on liquid metals thermal hydraulics – Boston (Massachusetts) – organisé par IAHR et ANS.

9-12 Novembre 1981 : Conférence internationale sur les cycles de combustibles des réacteurs rapides – Londres – organisé par BNES.

18-23 Juillet 1982 : Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs surgénérateurs refroidis par métal liquide – Ecullly – organisé par European Nuclear Society et ANS.



Vue onirique du surgénérateur.

Conception, réalisation, édition: new print création.
Photos: Studios Presse, Sodel, Studios Villeurbannais, Novatome,
Neyrpic, Belleli, Franco Tosi, Moine, Legall, Ménassol.
Coordination: information et entreprise.