

# La technologie des réacteurs à eau pressurisée

Serge Marguet

**Du même auteur :**

*Les accidents de réacteurs nucléaires*, Lavoisier Tec et Doc, Paris  
ISBN 978-2-7430-1429-2, 2012. 136 pages.

*The physics of nuclear reactors*, Springer, Heidelberg  
ISBN 978-3-319-59559-7, 2017. 1 445 pages. En langue anglaise, 2 volumes.

*La physique des réacteurs nucléaires*, 3<sup>e</sup> édition, Lavoisier Tec et Doc, Paris  
ISBN 978-2-7430-2309-6, 2018. 1 368 pages.

**Illustration de couverture :** un écorché de centrale nucléaire (courtesy REEL France).

Imprimé en France

ISBN (papier) : 978-2-7598-2360-4 – ISBN (ebook) : 978-2-7598-2417-5

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés, réservés pour tous pays. La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part, que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective », et d'autre part, que les analyses et les courtes citations dans un but d'exemple et d'illustration, « toute représentation intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants droit ou ayants cause est illicite » (alinéa 1<sup>er</sup> de l'article 40). Cette représentation ou reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du code pénal.

© EDP Sciences 2019

*À mes parents, Josette† et Daniel, dont les efforts ne semblent pas  
avoir été (totalement) vains !*

*À ma femme Agnès qui me supporte... toujours !*

*À mes enfants, Hélène et Vincent, que je supporte... encore !*

*Et pourquoi pas à ma chatte Noisette... qui adore se mettre sur mon clavier  
quand je travaille !*



# Remerciements

Ce livre n'aurait pu voir le jour sans l'aide du comité de pilotage de l'édition scientifique d'EDF/R&D, en particulier Jean-Paul Chabard, Hervé Boll et Sandrine Dyèvre, qui ont rapidement soutenu ce projet. Le transfert de connaissance est clairement au cœur des préoccupations de ce comité.

Je tiens à remercier chaleureusement ici Nordine Kerkar, expert reconnu à EDF/UNIE et co-auteur d'un important livre sur l'exploitation des réacteurs à eau pressurisée [*Kerkar et Paulin, 2008*] très novateur sur le sujet. En effet, il a accepté de prendre le temps (considérable!) de relire et d'amender cet ouvrage. Tous les auteurs savent qu'au-delà de 1 000 pages, les potentiels relecteurs se font discrets, effrayés par le montant de l'effort! Mais Nordine n'est pas homme à ployer sous la tâche, malgré ses nombreuses responsabilités et un emploi du temps chargé.

Je veux aussi remercier Jean-Pierre Gualtieri, grand spécialiste de l'aide au pilotage à EDF/UFPI/Cattenom après avoir passé des années en salle de commande, pour son aide pratique à la réalisation de certains chapitres. Jean-Pierre, par sa très grande connaissance du « terrain », a permis d'améliorer la présentation de certains systèmes et composants.

J'ai toujours une pensée pour Paul Reuss, dont les nombreux livres sur la neutronique et la physique des réacteurs m'ont certainement donné le goût d'écrire des ouvrages de référence. J'admire intensément la rigueur de ses travaux dans le domaine nucléaire, et j'espère sincèrement que les lecteurs trouveront dans mes livres une certaine parenté.

Il serait injuste de ne pas remercier aussi Sophie Hosotte d'EDP Sciences qui a coordonné avec un grand professionnalisme la réalisation de ce livre, ainsi que Scientific Publishing Services pour la mise en page efficace de ce volumineux ouvrage.



# Table des matières

<b>Introduction</b>	<b>1</b>
<b>1 Historique de la filière à eau pressurisée</b>	<b>3</b>
1.1 Comment produire de la vapeur ?	3
1.1.1 Les chaudières	3
1.1.2 Les accidents de chaudières	12
1.2 Les débuts de l'utilisation de l'eau dans le nucléaire	14
1.3 Les premiers réacteurs navals	16
1.3.1 Les réacteurs navals aux États-Unis	16
1.3.2 Les réacteurs navals ou transportables en URSS	30
1.3.3 Les réacteurs navals en France	40
1.4 Shippingport (USA)	51
1.5 Indian Point : premier réacteur au thorium	64
1.6 Le réacteur Yankee Rowe Atomic Electric Company (États-Unis)	71
1.7 Le Mobile High Power 1A (États-Unis)	78
1.8 Le réacteur BR3 de Mol (Belgique)	82
1.9 Le réacteur Enrico Fermi de Trino-Vercellese (Italie)	84
1.10 Tihange (Belgique)	92
1.11 Sizewell B (Angleterre)	101
1.12 La filière VVER soviétique	107
1.12.1 Généralités	107
1.12.2 Le VVER-440	114
1.12.3 Le VVER-1000	119
1.12.4 Le VVER-1200	121
1.13 Le parc français de REPs	130
1.13.1 Chooz A / SENA (France)	136
1.13.2 Le palier CP0	150
1.13.3 Les paliers CPY	154
1.13.4 Les paliers P4 et P'4	158
1.13.5 Le palier N4	159
1.13.6 Principales différences entre les paliers	163
1.14 Le recyclage du plutonium	164
1.14.1 Historique du recyclage du plutonium en REP	164
1.14.2 Les différences entre MOX et UOX	168
1.14.3 Le projet REP2000	172
1.14.4 Vers l'EPR	176

1.15	L'European Pressurized Reactor . . . . .	176
1.15.1	L'îlot nucléaire . . . . .	177
1.15.2	Les systèmes de sauvegarde . . . . .	178
1.15.3	Le cœur du réacteur . . . . .	180
1.15.4	Le réflecteur lourd . . . . .	181
1.15.5	L'instrumentation . . . . .	182
1.15.6	Le principe des 4 trains . . . . .	182
1.15.7	Suppression des turbo-pompes alimentaires . . . . .	183
1.15.8	Le récupérateur de corium . . . . .	184
<b>2</b>	<b>Le bâtiment réacteur et les bâtiments connexes</b>	<b>187</b>
2.1	Généralités sur les paliers français . . . . .	187
2.2	L'îlot nucléaire . . . . .	191
2.3	Le bâtiment réacteur . . . . .	194
2.3.1	Les grands composants du BR . . . . .	195
2.3.2	Les puisards . . . . .	199
2.3.3	Conception de l'enceinte de confinement . . . . .	203
2.3.4	Technologie des enceintes de confinement françaises . . . . .	216
2.3.5	Les modes de rupture de l'enceinte . . . . .	238
2.3.6	Protection de l'enceinte . . . . .	239
2.3.7	Le vieillissement des enceintes . . . . .	240
2.3.8	Le pont polaire . . . . .	242
2.3.9	La piscine BR . . . . .	244
2.3.10	La machine de chargement du combustible . . . . .	244
2.3.11	La manutention des internes de cuve . . . . .	245
2.4	Le bâtiment combustible BK . . . . .	250
2.4.1	Fonction du BK . . . . .	250
2.4.2	Évacuation des combustibles usés . . . . .	251
2.4.3	Constitution de la piscine BK et connexion à la piscine BR . . . . .	253
2.5	La chaîne de manutention du combustible . . . . .	253
2.5.1	Généralités . . . . .	253
2.5.2	Constitution du PMC . . . . .	257
2.5.3	La réparation des assemblages abîmés . . . . .	264
2.6	Contamination de la tranche par points chauds . . . . .	267
2.7	Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) . . . . .	277
2.8	La salle de commande . . . . .	277
<b>3</b>	<b>Le circuit primaire</b>	<b>283</b>
3.1	Généralités . . . . .	283
3.2	Constitution du primaire . . . . .	287
3.2.1	Les composants principaux du circuit primaire . . . . .	287
3.2.2	Supports et butées du circuit primaire . . . . .	292
3.2.3	Dispositifs anti-débattements ou auto-bloquants du circuit primaire . . . . .	295
3.3	Chauffage du secondaire . . . . .	296
3.4	Température du primaire . . . . .	298
3.5	Pression du primaire . . . . .	300
3.6	Débit du primaire . . . . .	300

3.7	Puissance thermique du cœur . . . . .	300
3.8	Chimie du primaire . . . . .	301
3.8.1	Généralités . . . . .	301
3.8.2	L'acide borique . . . . .	302
3.8.3	La lithine . . . . .	302
3.8.4	L'hydrazine . . . . .	304
3.8.5	L'hydrogène . . . . .	304
3.8.6	Contrôle chimique de l'eau primaire . . . . .	305
3.9	Activité du primaire . . . . .	305
3.10	Les pompes primaires . . . . .	310
3.10.1	Petit historique des pompes . . . . .	310
3.10.2	Généralités sur les pompes primaires . . . . .	311
3.10.3	Tenue des bâtis de pompes . . . . .	313
3.10.4	Description des pompes primaires . . . . .	314
3.10.5	Étanchéité des pompes primaires . . . . .	324
3.10.6	Aspects théoriques . . . . .	330
3.10.7	Cavitation des pompes primaires . . . . .	334
3.10.8	Risque d'incendie des pompes primaires . . . . .	341
3.10.9	Surveillance des pompes primaires . . . . .	342
3.10.10	Protection contre le bas débit primaire . . . . .	342
3.10.11	Caractéristiques détaillées d'une pompe primaire . . . . .	343
3.11	Le pressuriseur . . . . .	345
3.11.1	Positionnement d'un pressuriseur . . . . .	347
3.11.2	Fonctionnement d'un pressuriseur . . . . .	348
3.11.3	Le réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) . . . . .	359
3.11.4	Les soupapes de protection du pressuriseur . . . . .	364
3.11.5	L'aspersion pressuriseur . . . . .	376
3.11.6	Le niveau d'eau dans le pressuriseur . . . . .	380
3.11.7	Mesure de température du pressuriseur . . . . .	383
3.11.8	Régulation du pressuriseur . . . . .	384
3.11.9	La ligne d'expansion du pressuriseur . . . . .	387
3.11.10	Éléments simplifiés de thermohydraulique du pressuriseur . . . . .	388
3.11.11	Aspects sûreté du pressuriseur . . . . .	390
3.11.12	Décontamination du pressuriseur . . . . .	392
3.12	Les générateurs de vapeur (côté primaire) . . . . .	392
3.12.1	Généralités . . . . .	392
3.12.2	Positionnement des générateurs de vapeur . . . . .	394
3.12.3	Constitution d'un générateur de vapeur . . . . .	397
3.12.4	Corrosion sous contrainte de l'Inconel . . . . .	411
3.12.5	Généralités sur la régulation du niveau des générateurs de vapeur . . . . .	414
3.12.6	Caractéristiques des générateurs de vapeur du parc français . . . . .	416
3.12.7	Fuite primaire-secondaire . . . . .	417
3.12.8	Le contrôle des tubes de générateur de vapeur . . . . .	420
3.12.9	Le remplacement d'un générateur de vapeur . . . . .	427
3.13	Piquages et manchettes thermiques . . . . .	439
3.14	Les régulations du primaire . . . . .	443

<b>4</b>	<b>La cuve et ses internes</b>	<b>445</b>
4.1	Description générale de la cuve . . . . .	445
4.2	Les tubulures . . . . .	451
4.3	Taille des cuves . . . . .	455
4.4	Supportage de la cuve . . . . .	455
4.5	Caractéristiques principales . . . . .	456
4.6	La dalle anti-missile . . . . .	456
4.7	Le dôme de cuve . . . . .	458
4.7.1	Le couvercle de cuve . . . . .	458
4.7.2	Aspects thermohydrauliques du dôme . . . . .	469
4.7.3	Les pénétrations du couvercle de cuve . . . . .	474
4.8	Les internes inférieurs et latéraux de cuve . . . . .	486
4.9	Les internes supérieurs . . . . .	494
4.9.1	Description . . . . .	494
4.9.2	Les guides de grappe . . . . .	496
4.9.3	Les broches de tube-guide . . . . .	499
4.9.4	Les broches de la plaque supérieure de cœur . . . . .	503
4.10	Les équipements divers de cuve . . . . .	504
4.11	Le maintien des internes de cuve . . . . .	505
4.12	Le bipasse ou by-pass . . . . .	508
4.13	Le cloisonnement . . . . .	510
4.14	L'écran thermique . . . . .	513
4.15	Les pénétrations de fond de cuve . . . . .	517
4.16	Le programme de surveillance des cuves . . . . .	522
4.17	Niveau d'eau dans la cuve . . . . .	528
4.18	Ouverture de la cuve pour déchargement . . . . .	530
4.19	L'inspection de la cuve . . . . .	532
<b>5</b>	<b>Le cœur et le combustible du réacteur</b>	<b>535</b>
5.1	Le chargement/déchargement du réacteur . . . . .	535
5.2	Le cœur actif . . . . .	537
5.3	Le combustible nucléaire . . . . .	537
5.3.1	Un survol de l'histoire du combustible REP en France . . . . .	537
5.3.2	Technologie du crayon combustible . . . . .	545
5.3.3	Technologie des assemblages . . . . .	554
5.3.4	Le combustible MOX . . . . .	562
5.3.5	Les poisons fixes . . . . .	565
5.3.6	Les poisons au gadolinium . . . . .	567
5.3.7	La perte d'étanchéité des crayons combustibles . . . . .	568
5.4	Le système de contrôle des barres de commandes (RGL) . . . . .	573
5.4.1	Principe de fonctionnement des barres de contrôle . . . . .	573
5.4.2	Mécanisme de commande de grappes . . . . .	575
5.4.3	Constitution des grappes de commande . . . . .	593
5.4.4	Système de comptage des pas de groupe . . . . .	600
5.4.5	Implantation des groupes de barres . . . . .	607
5.4.6	Les grappes partielles . . . . .	608
5.4.7	Usure des barres de contrôle . . . . .	614
5.4.8	L'arrêt automatique réacteur . . . . .	616

5.4.9	Défaillances des mécanismes de barres de commandes . . . . .	617
5.4.10	Les déformées d'assemblages et la chute de barre . . . . .	618
5.4.11	Dalle anti-missile . . . . .	620
5.5	Les sources de démarrage . . . . .	620
5.5.1	Sources primaires . . . . .	622
5.5.2	Sources secondaires . . . . .	624
5.5.3	Les sources de fission spontanées . . . . .	627
5.6	Surveillance du réacteur . . . . .	627
5.6.1	Le système RIC . . . . .	628
5.6.2	Les campagnes d'essai avec collectrons . . . . .	645
5.6.3	L'instrumentation interne de l'EPR . . . . .	650
5.6.4	Les chambres externes de mesure de flux . . . . .	659
5.6.5	Les thermocouples . . . . .	676
5.6.6	Le calculateur KIT . . . . .	679
5.7	Les gestions combustibles . . . . .	680
5.8	La recherche du plan de chargement . . . . .	684
5.8.1	Historique . . . . .	684
5.8.2	Méthodologie . . . . .	685
5.8.3	La recherche automatique de plans de chargement . . . . .	688
<b>6</b>	<b>Le circuit secondaire</b> . . . . .	<b>691</b>
6.1	Généralités . . . . .	691
6.2	Description fonctionnelle . . . . .	691
6.3	Conditionnement chimique de l'eau du secondaire . . . . .	696
6.4	Le générateur de vapeur côté secondaire . . . . .	702
6.4.1	Généralités . . . . .	702
6.4.2	Le niveau d'eau dans le générateur de vapeur . . . . .	711
6.4.3	Les soupapes de sûreté du générateur de vapeur et vannes de décharge . . . . .	719
6.4.4	Le circuit APG de purge des générateurs de vapeur . . . . .	722
6.4.5	Éléments de thermohydraulique d'un générateur de vapeur . . . . .	723
6.4.6	Corrosion des tubes GV côté secondaire . . . . .	727
6.4.7	Fuite primaire-secondaire . . . . .	733
6.5	Le groupe turbo-alternateur (aspects vapeur) . . . . .	733
6.5.1	Généralités . . . . .	733
6.5.2	Régulation de la turbine . . . . .	736
6.5.3	Régulation de la température moyenne par le contournement de la turbine . . . . .	737
6.6	Les groupes sécheurs-surchauffeurs . . . . .	739
6.6.1	Principe des sécheurs-surchauffeurs . . . . .	739
6.6.2	Régulation des surchauffeurs . . . . .	740
6.6.3	Protection des sécheurs-surchauffeurs . . . . .	744
6.7	La robinetterie . . . . .	745
6.7.1	Généralités . . . . .	745
6.7.2	Les différents types de robinetterie . . . . .	746
6.8	Le condenseur . . . . .	757
6.8.1	Fonctions du condenseur . . . . .	757
6.8.2	Technologie du condenseur . . . . .	760

6.8.3	Le vide au condenseur . . . . .	761
6.8.4	L'intérieur du condenseur . . . . .	770
6.8.5	Contournement turbine vers le condenseur . . . . .	773
6.8.6	Principe physique du condenseur . . . . .	777
6.8.7	Les pompes d'extraction du condenseur . . . . .	782
6.8.8	Réglage du niveau du condenseur . . . . .	782
6.8.9	L'entrée d'eau brute au condenseur . . . . .	786
6.8.10	Les incendies de condenseur . . . . .	786
6.9	Les postes de réchauffage d'eau alimentaire . . . . .	786
6.9.1	Description . . . . .	786
6.9.2	Le poste basse pression . . . . .	788
6.9.3	Le poste haute pression . . . . .	789
6.9.4	Dimensionnement des échangeurs-réchauffeurs . . . . .	792
6.9.5	Fonctionnement et régulation . . . . .	792
6.10	La bache TPA et le dégazeur . . . . .	795
6.11	Le contournement de la turbine . . . . .	796
6.11.1	Généralités . . . . .	796
6.11.2	Lignage . . . . .	798
6.11.3	Décharge à l'atmosphère GCTa . . . . .	800
6.11.4	Le contournement de la turbine en îlotage . . . . .	800
6.12	Les turbo-pompes alimentaires . . . . .	805
6.12.1	Généralités sur les TPAs . . . . .	805
6.12.2	Éléments de physique des TPAs . . . . .	810
6.12.3	Réglage de la vitesse des TPAs . . . . .	810
6.13	La corrosion-érosion dans le secondaire . . . . .	811
6.14	La source froide . . . . .	815
6.14.1	Généralités . . . . .	815
6.14.2	Définition des systèmes de la source froide . . . . .	819
6.14.3	Les aéroréfrigérants . . . . .	827
6.14.4	Perte de la source froide . . . . .	836
<b>7</b>	<b>Les principaux circuits</b>	<b>843</b>
7.1	Généralités . . . . .	843
7.2	Le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV) . . . . .	843
7.2.1	Généralités . . . . .	844
7.2.2	Fonctionnement normal . . . . .	855
7.2.3	Fonctionnement incidentel . . . . .	867
7.2.4	Système de protection du RCV . . . . .	868
7.3	Le circuit d'appoint d'eau et de bore (REA) . . . . .	869
7.4	Le refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) . . . . .	872
7.4.1	Principe . . . . .	872
7.4.2	Secours du RRA . . . . .	875
7.4.3	Constitution du RRA . . . . .	876
7.4.4	Liaison du RRA avec le PTR . . . . .	879
7.4.5	Utilisation du RRA lors d'un arrêt à froid . . . . .	879
7.4.6	La plage de travail basse du RRA . . . . .	879
7.4.7	Cyclage thermique du RRA . . . . .	883

7.5	L'injection de sécurité (RIS) . . . . .	887
7.5.1	Principe et généralités . . . . .	887
7.5.2	Constitution du RIS . . . . .	887
7.5.3	L'injection de sécurité haute pression (paliers CP0 et CPY) . . . . .	889
7.5.4	Les accumulateurs (tous paliers) . . . . .	891
7.5.5	L'injection de sécurité moyenne pression (palier P4 et ultérieurs) . . . . .	892
7.5.6	L'injection de sécurité basse pression (tous paliers) . . . . .	893
7.5.7	La cartouche RIB (CPY) . . . . .	895
7.5.8	Engagement du RIS . . . . .	896
7.5.9	Fuite du RIS . . . . .	898
7.6	Le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) . . . . .	899
7.6.1	Généralités . . . . .	899
7.6.2	Constitution et usages . . . . .	901
7.7	Le circuit d'échantillonnage nucléaire (REN) . . . . .	903
7.8	Le circuit des purges et événements (RPE) . . . . .	903
7.9	Le circuit vapeur principal (VVP) . . . . .	904
7.9.1	Principe . . . . .	904
7.9.2	Description du VVP . . . . .	905
7.9.3	Le supportage des tuyauteries vapeur . . . . .	906
7.9.4	Les tronçons protégés . . . . .	910
7.9.5	L'isolement des lignes vapeur . . . . .	911
7.9.6	Soupapes de sûreté des générateurs de vapeur . . . . .	914
7.10	Décharge à l'atmosphère (GCTa) . . . . .	918
7.10.1	Généralités . . . . .	918
7.10.2	Les vannes de décharge à l'atmosphère . . . . .	919
7.11	Le circuit d'alimentation en eau du générateur de vapeur (ARE) . . . . .	920
7.11.1	Principe . . . . .	920
7.11.2	Description de l'ARE . . . . .	920
7.11.3	Le supportage des tuyauteries d'eau alimentaire . . . . .	921
7.12	Le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) . . . . .	921
7.12.1	Principe . . . . .	921
7.12.2	Constitution de l'ASG . . . . .	925
7.12.3	Engagement de l'ASG . . . . .	930
7.12.4	Fonction de sûreté de l'ASG . . . . .	932
7.13	Le circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) . . . . .	933
7.13.1	Principe . . . . .	933
7.13.2	Refroidissement et injection de soude . . . . .	935
7.13.3	Fonctionnement . . . . .	936
7.13.4	Essais périodiques des lignes EAS . . . . .	939
7.13.5	Efficacité de l'aspersion . . . . .	939
7.14	Le circuit de réfrigération et de purification des piscines (PTR) . . . . .	941
7.15	Le traitement des effluents . . . . .	945
7.15.1	Généralités . . . . .	945
7.15.2	Le traitement des effluents liquides (TEP) . . . . .	947
7.15.3	Le traitement des effluents gazeux (TEG) . . . . .	953
7.15.4	Le traitement des effluents usés (TEU) . . . . .	957
7.15.5	Le traitement des effluents solides (TES) . . . . .	959

7.16	La ventilation (EVF, EVC, EBA, ETY) . . . . .	960
7.16.1	Fonction . . . . .	960
7.16.2	Description du circuit EVF . . . . .	961
7.16.3	Description du circuit EVC . . . . .	962
7.16.4	Description du circuit ETY . . . . .	963
7.17	La mise en dépression inter-enceinte (EDE) . . . . .	963
7.18	La production d'eau déminéralisée (SDP) . . . . .	964
7.19	Le circuit d'eau glacée (DEG) . . . . .	965
7.20	L'air comprimé (SAP, SAT, SAR) . . . . .	965
7.21	Le système informatique de conduite (KIC) . . . . .	965
7.21.1	Généralités sur le contrôle commande informatisé . . . . .	965
7.21.2	Objectifs du KIC . . . . .	968
7.22	Trigrammes des circuits . . . . .	968
<b>8</b>	<b>Le groupe turbo-alternateur et la production d'électricité</b>	<b>979</b>
8.1	Généralités sur la production d'électricité par le parc nucléaire . . . . .	979
8.1.1	Petit historique du réseau français pré-nucléaire . . . . .	979
8.1.2	Le réseau français moderne et les risques encourus . . . . .	981
8.1.3	La fourniture d'énergie nucléaire . . . . .	984
8.2	La salle des machines . . . . .	987
8.3	La turbine . . . . .	989
8.3.1	Petit historique des turbines de puissance de la turbine . . . . .	989
8.3.2	Description de la turbine . . . . .	992
8.3.3	Performance de la turbine . . . . .	1007
8.3.4	Détente du fluide dans la turbine . . . . .	1015
8.3.5	Érosion dans la turbine . . . . .	1015
8.3.6	Ouverture du débit d'une turbine . . . . .	1017
8.3.7	Régulation de la turbine . . . . .	1017
8.3.8	Rupture d'une ailette de turbine . . . . .	1022
8.3.9	Rupture d'un arbre de turbine . . . . .	1024
8.4	L'alternateur . . . . .	1024
8.5	Les transformateurs de puissance . . . . .	1030
8.5.1	Généralités . . . . .	1030
8.5.2	Le transformateur principal . . . . .	1034
8.5.3	Le transformateur de soutirage . . . . .	1034
8.5.4	Le transformateur auxiliaire . . . . .	1034
8.6	L'alimentation des auxiliaires . . . . .	1036
8.6.1	Généralités . . . . .	1036
8.6.2	Alimentation des tableaux 6,6 kV . . . . .	1038
8.6.3	Alimentation des tableaux de courant alternatif 380 V . . . . .	1039
8.6.4	Alimentation des tableaux de courant continu 125 V . . . . .	1039
8.6.5	Alimentation des tableaux de courant continu 48 V . . . . .	1040
8.6.6	Alimentation des tableaux de courant alternatif 220 V . . . . .	1040
8.6.7	Alimentation des tableaux de courant continu 30 V . . . . .	1042
8.7	Les groupes électrogènes de secours . . . . .	1043
8.7.1	La conception de base . . . . .	1043
8.7.2	Le diesel d'ultime secours (DUS) . . . . .	1047
8.8	Un exemple de perte d'alimentation électrique : Dampierre (2007) . . . . .	1048

<b>Conclusion</b>	<b>1051</b>
<b>Annexe 1 : Dictionnaire, sigles et abréviations</b>	<b>1053</b>
<b>Annexe 2 : Performance des tranches nucléaires du Parc Français</b>	<b>1070</b>
<b>Annexe 3 : Les aspects réglementaires des appareils de pression</b>	<b>1083</b>
<b>Références</b>	<b>1095</b>
<b>Index</b>	<b>1117</b>



# Introduction

Un réacteur à eau pressurisée est l'un des objets technologiques les plus complexes que l'Homme ait jamais réalisés. L'effort de développement porte sur des dizaines d'années, des dizaines de milliers d'ingénieurs dans tous les domaines de la physique : neutronique, thermique, thermohydraulique, mécanique, chimie, matériaux, électronique, automatique, informatique, génie civil, études probabilistes... Il y a peu de domaines qui ne trouvent pas leur application dans la réalisation d'un réacteur nucléaire de puissance. À titre d'illustration, un réacteur 900 MWe comporte environ 12 000 robinets, dont 400 concernent le circuit primaire et 6 000 l'ensemble des circuits de sécurité. Un réacteur 1 300 MWe comporte<sup>1</sup> 300 pompes et ventilateurs, 100 échangeurs thermiques, 160 réservoirs de toute nature, 48 tableaux électriques de 6 600 Volts ou 380 Volts, 42 transformateurs de puissance, 1 300 récepteurs électriques, dont 43 moteurs à 6 600 Volts, près de 60 km de tuyauterie bout à bout (hors lignes d'instrumentation), 16 000 robinets tant motorisés que manuels et 1 400 km de câbles électriques, soient plus de 2 millions de points de raccordement électrique. Le cœur du réacteur est un ensemble subtil de composants où la précision requise est parfois de l'ordre du millimètre, mais où certains composants pèsent plusieurs centaines de tonnes. Ces chiffres à eux seuls montrent toute la difficulté à appréhender dans son ensemble la technologie des réacteurs à eau. Cette technologie est de plus complexe à maintenir du fait de la radioactivité qui apparaît dès le fonctionnement du réacteur.

S'il existe de très nombreux ouvrages de physique des réacteurs en langue anglaise parfois très prestigieux [Ash, 1979], [Bell et Glasstone, 1970], [Bennet, 1981], [Bonilla et al., 1957], [Cameron, 1982], [Duderstadt et Hamilton, 1976], [El-Wakil, 1962], [El-Wakil, 1962], [Glasstone et Edlund, 1972], [Glasstone et Sesonske, 1994], [Harrer, 1963], [Lamarsh et Barrata, 2001], [Lewins, 1978], [Littler et Raffle, 1957], [Marguet, 2017], [Mayo, 1991], [Meghreblian et Holmes, 1960], [Murray, 1954], [Ott et Bezella, 1989], [Ott et Neuhold, 1989], [Pollard et Davidson, 1956], [Reuss, 2008], [Salmon et al., 1961], [Stephenson, 1954], [Stephenson, 1954], [Weaver, 1963], [Weinberg et Wigner, 1958], [Weisman, 1977], [Zweifel, 1973], et même en langue française [Barjon, 1993], [Blanc, 1986], [Blaquière, 1962], [Bussac et Reuss, 1985], [Cahen et Treille, 1963], [Gauthron, 1986], [Ligou, 1982], [Ligou, 1997], [Marguet, 2018], [Raievski, 1960], [Reuss, 1983], [Reuss, 2003], [Rozon, 1992], [Salmon et al., 1961], [Soutif, 1962], tous ces livres montrent bien peu de réalisations concrètes, l'aspect technologique étant souvent relégué à un seul chapitre en fin de livre, et donnant des informations trop générales (un plan de circuit primaire, une image de cœur...)

---

<sup>1</sup> D'après M. Quemeneur : *But et organisation des essais de démarrage du palier 1 300*, Journée SFEN « Enseignements tirés de la mise en service des tranches nucléaires du palier 1 300 MWe à eau sous pression », Paris, 11 décembre 1985, Recueil des communications.

pour être vraiment utiles. Il faut bien constater que les livres avancés de technologie sont rarissimes, sans doute parce que la technologie évolue beaucoup plus vite que la physique, ou bien que les ingénieurs ne pratiquent guère la plume contrairement aux chercheurs !

C'est l'objectif de ce livre d'essayer de combler cette lacune et de donner au lecteur autant que faire se peut une vue d'ensemble de cette technologie des réacteurs à eau pressurisée, en incluant des repères historiques qui sont indispensables pour comprendre l'évolution du concept. Car bien sûr, les ingénieurs n'ont pas mis au point directement le concept le plus fiable, le plus efficient. La maturation qui a conduit aux réacteurs à eau pressurisée modernes tels que l'*European Pressurized Reactor* (EPR), a été longue et parfois douloureuse, comme lors d'accidents tels que Three Mile Island. Cela a appris aux ingénieurs à se méfier de la facilité, des jugements trop hâtifs et des raccourcis trop simples.

Il est impossible d'aborder cette technologie complexe uniquement avec des mots, c'est pourquoi ce livre regorge d'illustrations et de schémas techniques fonctionnels, selon le vieil adage qu'un bon dessin vaut mieux que mille mots. Nous ne sommes pas rentrés trop en détail dans le fonctionnement du réacteur, nous limitant à la fonction des composants. Le fonctionnement d'une tranche nécessite un volume de taille équivalente à lui tout seul, et qui verra, je l'espère, le jour bientôt.

Mon ambition est de proposer aux ingénieurs, aux techniciens et aux étudiants en sciences nucléaires, un corpus solide et le plus complet possible de connaissances utiles et pratiques, d'autant plus qu'il devient difficile de rentrer dans un bâtiment réacteur pour se faire sa propre idée, avec le durcissement constant des conditions d'accès lié aux problèmes sécuritaires de ce siècle. J'espère avoir pu proposer en quelque sorte une version « Assimil » du « parlé nucléaire », si hermétique aux néophytes. Les données numériques qu'on trouve dans ce livre concernent, sauf avis contraire, les réacteurs du palier CPY (900 MWe), le plus courant en France à ce jour. Ce livre n'est néanmoins pas un annuaire de données techniques où on trouverait toutes les cotes, masses et autres informations de l'ensemble des réacteurs, car on comprend aisément l'aspect rébarbatif d'un tel document, sans parler des aspects confidentiels de certaines données. Parce qu'il fallait forcément se limiter dans la description d'une tranche, on a choisi d'insister davantage sur les composants nucléaires à proprement parler (cuve, cœur, combustible, primaire, secondaire...), en décrivant plus succinctement les dispositifs annexes (génie civil, turbine, alternateur, composants électroniques...), qui mériteraient un traitement plus abondant dans un autre ouvrage. Quelques choix personnels, voire partisans, pourront sans doute m'être reprochés, mais comme chacun sait : « *L'art est difficile* ».

# Chapitre 1

## Historique de la filière à eau pressurisée

La production d'énergie nucléaire a connu une expansion très rapide depuis la fin des années 1950 jusqu'aux années 1990, où une phase de stagnation s'est imposée après les accidents de Three Mile Island aux États-Unis (1979) et surtout Tchernobyl en URSS (1986). Dans le panel de réacteurs construits, la filière à eau pressurisée tient la tête et la France, avec ses 58 réacteurs appartenant à cette filière, en est le leader mondial.

De nombreuses technologies ont été essayées avant d'aboutir aux concepts de réacteur éprouvés tels que nous les connaissons aujourd'hui. Certaines présentent des approches de sûreté originales sans que cela ait conduit pour autant à une industrialisation. Des ébauches de concept ont aussi été abandonnées par manque de fiabilité. L'analyse historique des prototypes de réacteurs du passé est riche d'instructions en ce qui concerne la sûreté de la filière des réacteurs de puissance à eau pressurisée.

### 1.1 Comment produire de la vapeur ?

#### 1.1.1 Les chaudières

[Desarces, 1924], [La Vapeur, 1929]

Produire de l'énergie est une préoccupation qui hante l'Homme depuis la préhistoire. Une fois maîtrisés les problèmes de combustible (bois, charbon, huile de baleine, pétrole...), la production de puissance mécanique s'est orientée vers la production de vapeur, l'eau étant un produit « simple » à manipuler, peu coûteux et facilement accessible en général. Le principe en est assez simple : on chauffe de l'eau qui se transforme en vapeur et cette vapeur fait tourner une turbine ou comprime un piston. Le XIX<sup>e</sup> siècle, le siècle de la vapeur comme nous le rappelle l'uchronie « *steampunk*<sup>1</sup> », connaît un essor considérable en matière de machines industrielles basées sur l'ère du charbon-roi : chaudières de paquebots toujours plus gigantesques, de train, production d'électricité dans les villes... Dans les années 1870 apparaissent des fabricants de chaudières qui proposent des réalisations améliorant le rendement.

---

<sup>1</sup> Le mouvement « *steampunk* » est un courant médiatique (littéraire, film, séries télé, dessins animés...) qui situe ses intrigues au XIX<sup>e</sup> siècle, au temps d'une révolution industrielle rêvée, et mettant en scène machineries et robots utilisant massivement la vapeur.

Il s'avère expérimentalement que chauffer une simple cuve d'eau en forme de marmite n'est pas le moyen le plus optimal de produire de la vapeur. Comme l'indique George H. Babcock, co-fondateur de la société Babcock et Wilcox bien connue dans le milieu nucléaire de nos jours, lors d'une conférence faite à l'université de Cornell en février 1890, l'eau est chauffée préférentiellement à la paroi interne de la cuve, ce qui crée un courant ascendant, et elle est remplacée par un courant descendant au centre de la cuve. L'ensemble devient extrêmement turbulent et un bouillonnement intense apparaît à la surface de l'eau si on augmente la chauffe. On doit à Jacob Perkins<sup>2</sup> l'invention du convergent annulaire (*upper-comer*, l'inverse du *down-comer* des cœurs de réacteurs), une enveloppe cylindrique percée en son fond, qui canalise et plaque l'eau chaude qui monte le long de la cuve alors que l'eau plus froide descend dans la partie centrale (Figure 1.1). On retrouve dans cette idée le concept de *down-comer* utilisé (à l'envers) dans les réacteurs à eau pressurisée. Puisque la source de chaleur est interne, c'est l'eau froide qui descend au contact de la cuve et l'eau s'échauffe dans la partie centrale au contact des crayons chauffants. C'est la configuration qui offre le plus de stabilité. Les travaux de Perkins (1766-1849) ont conduit à l'invention du *tube de Perkins*<sup>3</sup>, fonctionnant en thermosiphon à double phase.

La technologie des échangeurs de chaleur progresse énormément à la fin du XIX<sup>e</sup> siècle et au début du XX<sup>e</sup> siècle. La production de vapeur mécanique s'industrialise au XIX<sup>e</sup> siècle en premier lieu pour les moteurs de bateaux à vapeur et les locomotives, puis la production d'eau chaude pour le chauffage industriel. Pour la production de vapeur à faible pression, la société Thomas et Laurens propose une chaudière « locomobile », terme signifiant qu'elle peut être déplacée facilement sur plusieurs lieux de production, son corps n'étant pas enchâssé dans une maçonnerie. Cette chaudière (Figure 1.2) comporte une calandre sur pieds en fonte qui renferme l'eau et la vapeur. Elle comporte un vaporisateur amovible qui est noyé dans le cylindre intérieur de la calandre et qui contient le foyer, le retour de flamme, le faisceau de tubes et la boîte à fumée. Le vaporisateur peut coulisser sur des rails pour une maintenance facilitée.

<sup>2</sup> Jacob Perkins (1766-1849) est un ingénieur-inventeur américain à qui l'on doit une machine à fabriquer des clous (circa 1790), le principe de plaque métallique pour imprimer des livres (dont le premier livre des États-Unis à partir de plaques en acier), des billets de banques, et, en ce qui nous concerne, une machine à vapeur horizontale de 1 400 *psi* (environ 96 *bars*, 1827) tellement puissante qu'on ne lui trouva pas d'usage industriel à l'époque (!), puis une machine à 2 000 *psi* (138 *bars*). Il introduit le concept du convergent annulaire ascendant dans les chaudières en 1831 pour faciliter la convection naturelle et l'utilisation de compresseur pour produire du froid. C'est à lui que l'on doit les plaques d'impression du premier timbre au monde en mai 1840 (le fameux « *Penny black* » britannique, 9 ans avant le premier timbre français), imprimé sur une presse « *Perkins D Cylinder* » brevetée par lui en 1819. Cette presse permettait l'impression rapide de 240 timbres par planche. Le dernier exemplaire de cette presse se trouve depuis 1963 à la British Library.



Jacob Perkins

<sup>3</sup> D.A. Reay : *The Perkins tube, a noteworthy contribution to heat exchanger technology*, Journal of Heat Recovery Systems, Vol. 2, n° 2 pp. 173-187 (1982).

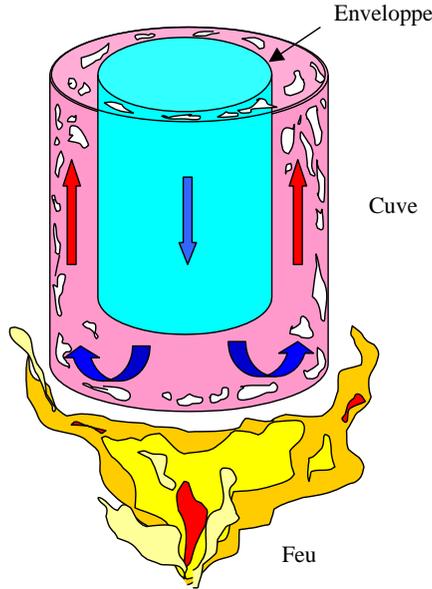


FIG. 1.1 – Le concept de convergent annulaire de Perkins (1831).

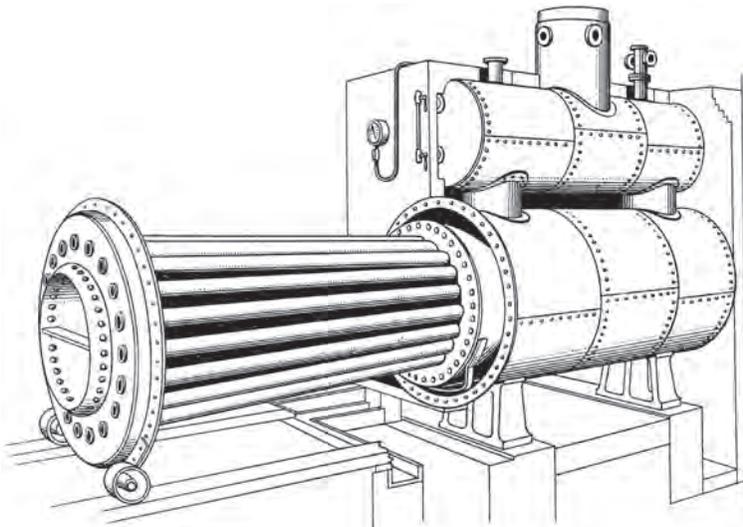


FIG. 1.2 – Chaudière Thomas et Laurens construite par les établissements Weyher et Richemond de Pantin (France), circa 1910 (collection Marguet).

Cette chaudière peut délivrer de 150 kg à 1 500 kg de vapeur à l'heure sous 1 kg/cm<sup>2</sup> de pression.

Des chaudières plus élaborées voient le jour au début du xx<sup>e</sup> siècle. Les chaudières semi-tubulaires (Figure 1.3) de la maison Leroux et Gatinois dérivent de la

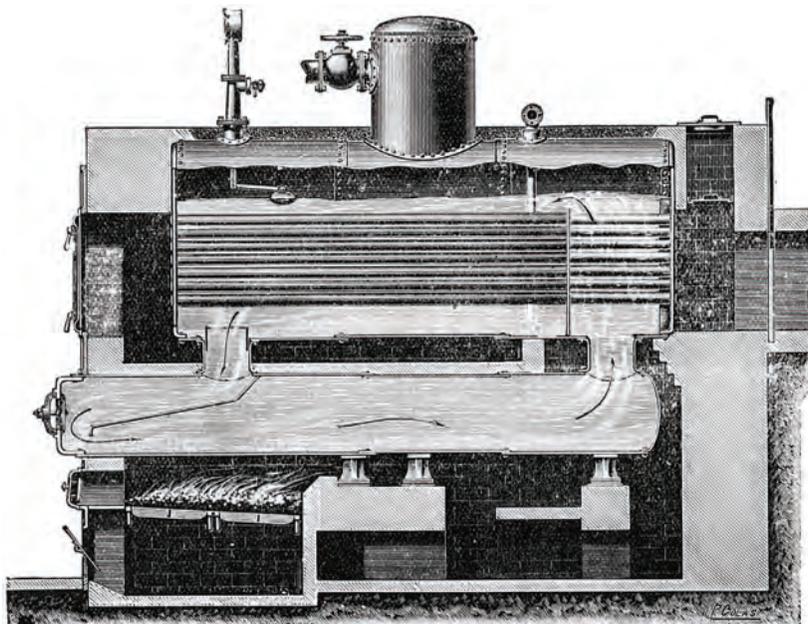


FIG. 1.3 – La chaudière semi-tubulaire horizontale Leroux et Gatinois de Paris avec dispositif de circulation Montupet qui permet une plus grande vaporisation (collection Marguet).

chaudière simple à deux bouilleurs et de la chaudière tubulaire de type Seguin<sup>4</sup>. Le corps cylindrique de la chaudière est terminé par des fonds plats sur lesquels sont fixés un grand nombre de tubes. C'est le type de chaudière le plus répandu en France dans les années 1920. Le principal inconvénient de ces chaudières semi-tubulaires est l'entartrage des tubes quand on emploie des eaux calcaires ou magnésiennes. L'accès difficile aux tubes fait qu'on doit les couper lorsqu'ils sont trop entartrés, soit pour les nettoyer, soit pour les changer. Un système « amovible » a alors été développé par la maison Berendorf, qui permet de sortir certains tubes en laissant le passage pour le nettoyage des autres tubes fixes.

<sup>4</sup> Marc Seguin, directeur du chemin de fer de Saint-Étienne à Lyon (la seconde ligne construite en France), imagine en 1827 (brevet du 13 décembre 1827) une chaudière tubulaire qu'il fait monter sur des locomotives de sa construction. Seguin était déjà correspondant de l'Académie des sciences depuis 1845 pour sa spécialisation en ponts métalliques. Son nom est gravé sur la Tour Eiffel avec celui d'autres savants.



Marc Seguin

La chaudière multitubulaire Roser comporte un faisceau de tubes inclinés contenant l'eau qui est chauffée par le passage des tubes bouilleurs dans le foyer. La partie supérieure du faisceau de tubes communique *via* un collecteur avec un réservoir d'eau et de vapeur. Un hydro-déjecteur (N sur la Figure 1.4) collecte les boues en partie basse du faisceau de tubes inclinés. Un système de sécurité M mesure la pression de vapeur et renseigne un manomètre. Le dôme de vapeur d'eau, qui fait partie du corps de la chaudière, communique par un conduit à des tubes horizontaux qui constituent un sécheur-surchauffeur de vapeur dont les communications alternées sont disposées de telle sorte que la vapeur est obligée à les parcourir successivement avant d'arriver au robinet de distribution.

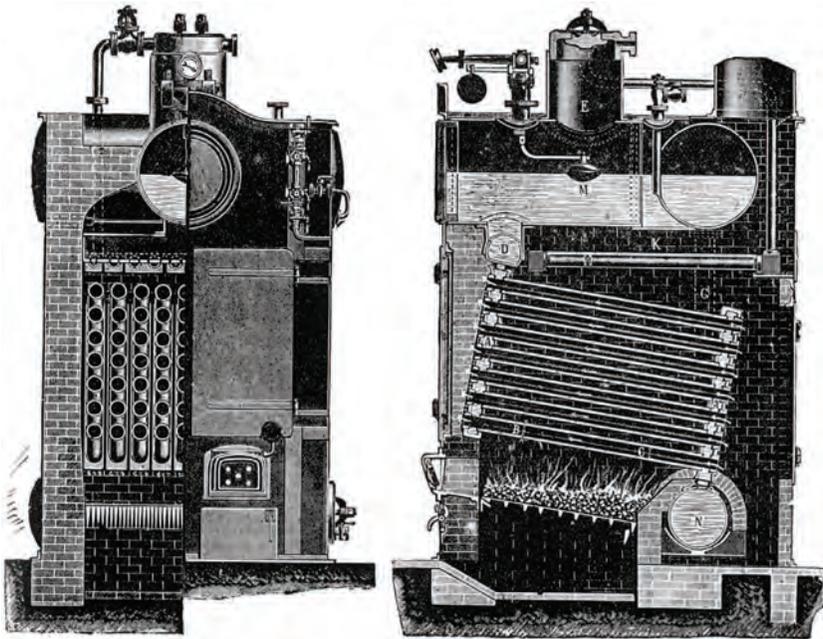


FIG. 1.4 – Chaudière Roser à retour de flamme (collection Marguet).

La chaudière ambitubulaire (Figure 1.5) est une combinaison de la chaudière à tubes d'eau et de la chaudière à tubes de fumée. Une chaudière ambitubulaire est constituée d'un faisceau de tubes inclinés en partie inférieure qui passent dans le foyer, et d'un corps tubulaire supérieur de tubes à fumée qui traversent horizontalement le réservoir d'eau à vaporiser (surchauffeur). Les fumées en sortie peuvent être dirigées vers un réchauffeur. Le corps de la chaudière ne comporte que des éléments cylindriques, ce qui simplifie sa maintenance. La circulation d'eau est très intense avec l'emploi de tubes peu nombreux (faible frottement) et fortement inclinés pour favoriser la convection naturelle avec une forte section de passage, produisant entre 16 et 32 *kg/heure* de vapeur par mètre carré de surface d'échange.

La société Babcock et Wilcox va proposer une chaudière intégrée innovante qui sépare la fonction de chauffage de l'eau dans des tubes et la fonction de séparation de l'eau et de la vapeur dans un collecteur. Cette chaudière comporte un faisceau de

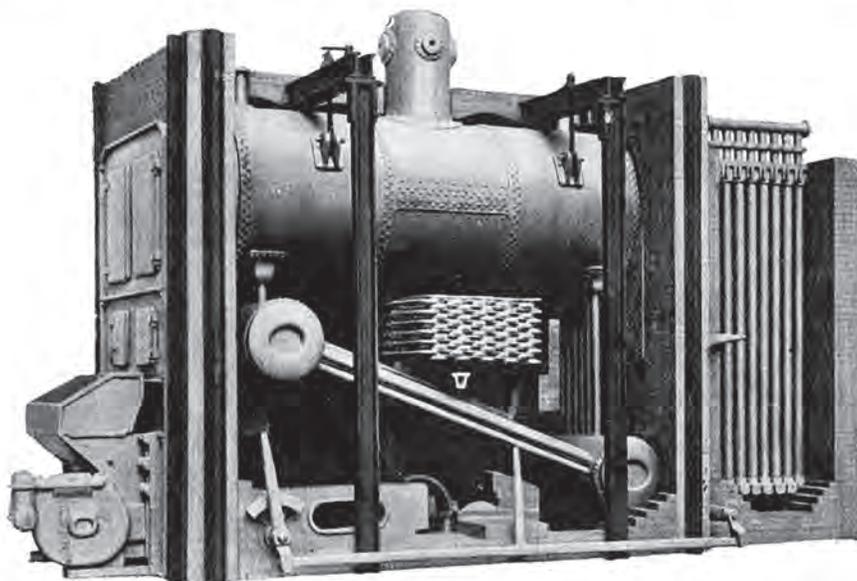
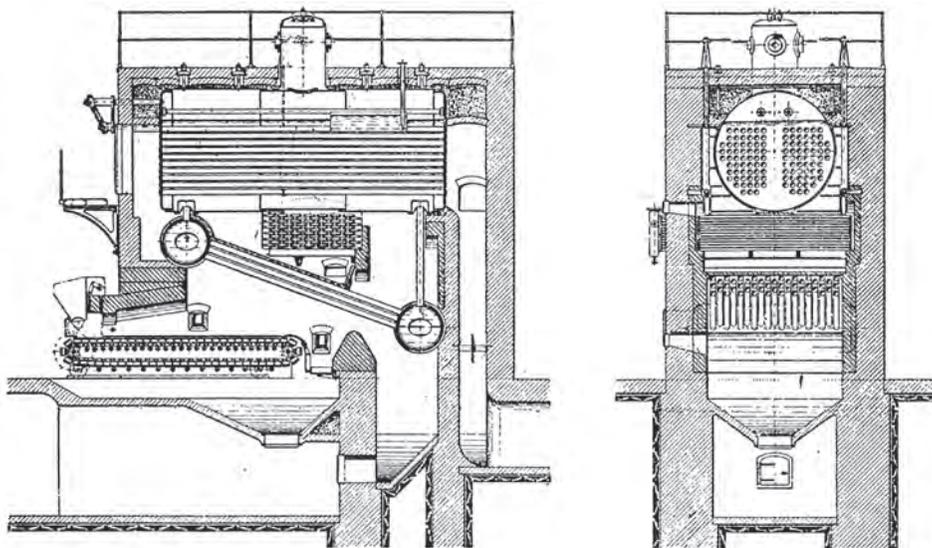


FIG. 1.5 – Chaudière ambitubulaire de la Société alsacienne de constructions mécaniques de Mulhouse (France) (collection Marguet).

tubes droits formant la surface de chauffe, et un réservoir d'eau et de vapeur superposé. Le faisceau est divisé en éléments verticaux et en tubes inclinés pour assurer une circulation d'eau dans le sens déterminé par la convection naturelle. Les collecteurs, de forme ondulée, permettent de disposer les tubes en quinconce assurant un « peignage » aussi complet que possible des gaz de chauffe provenant du foyer. La position du réservoir horizontal d'eau et de vapeur constitue une réserve d'eau qui assure une certaine inertie permettant d'encaisser les inégalités du débit de vapeur.

**SOCIÉTÉ FRANÇAISE DES CONSTRUCTIONS**  
**BABCOCK & WILCOX**

---

SOCIÉTÉ ANONYME AU CAPITAL DE 518.400.000 FRANCS

SIÈGE SOCIAL :  
48, RUE LA BOÉTIE, 48  
≡≡≡ PARIS -VIII<sup>e</sup> ≡≡≡  
Téléphone : ÉLYsées 89-50

■

USINES :  
LA COURNEUVE (Seine)    CHERBOURG (Manche)

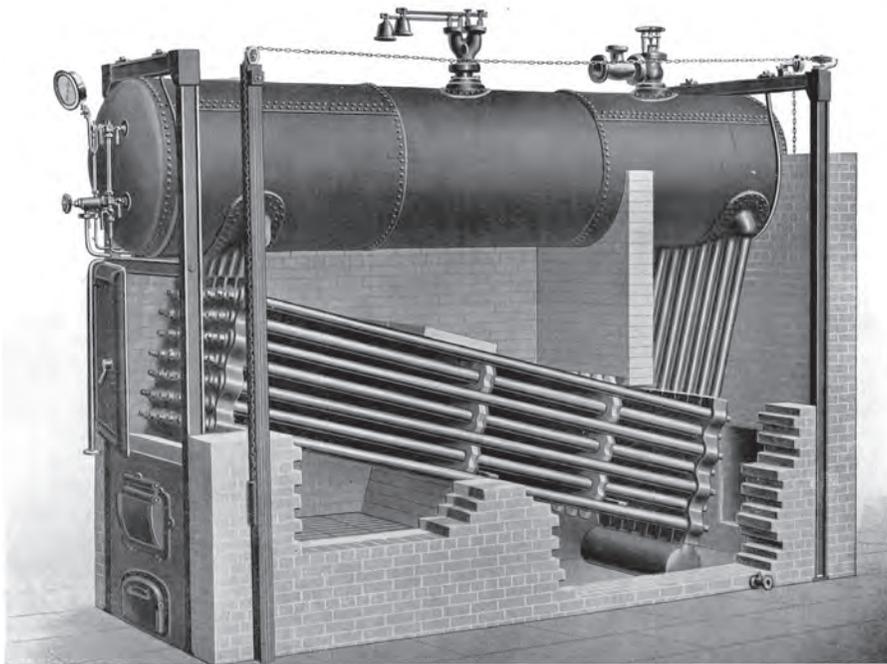
■

**CENTRALES A VAPEUR  
GRILLES MÉCANIQUES  
POUR TOUS COMBUSTIBLES  
GROSSE CHAUDRONNERIE  
TUYAUTERIE GÉNÉRALE  
MATÉRIELS POUR  
RAFFINERIES DE PÉTROLE  
ET SUCRERIES  
MANUTENTION ET LEVAGE**

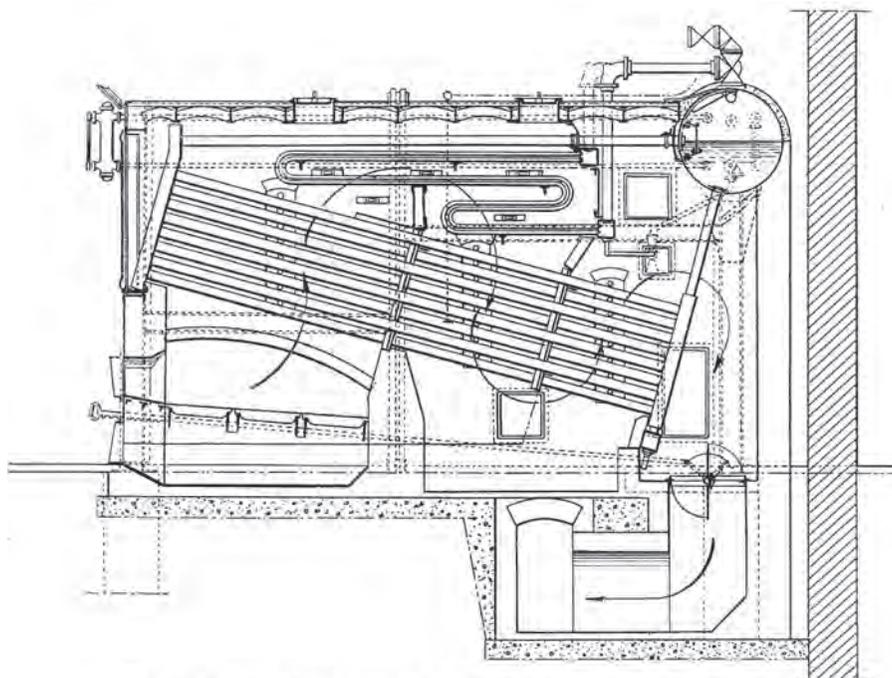
FIG. 1.6 – Publicité Babcock et Wilcox du début des années 1950 (collection Marguet). Le nucléaire n'est pas encore cité !

La Figure 1.7 montre une chaudière munie d'un surchauffeur. Ce surchauffeur comporte deux collecteurs de section carrée et un faisceau de tubes en V logés dans les passages des gaz du premier et second parcours. La vapeur saturée prise au corps supérieur est amenée au collecteur inférieur. Elle passe de ce dernier dans les tubes du surchauffeur lorsqu'on veut mettre la chaudière en marche. Dès que la pression voulue est atteinte, on vide le surchauffeur.

La première moitié du XX<sup>e</sup> siècle va voir une progression dans le gigantisme des installations (Figure 1.9, Figure 1.10).



Chaudière Babcock et Wilcox, type normal, à réservoir longitudinal, chauffée par grille ordinaire à main.



Chaudière Babcock et Wilcox du type C. T. dont le volume des gros éléments a été réduit pour installations en catégorie.

FIG. 1.7 – La chaudière tubulaire Babcock et Wilcox (d'après [La Vapeur, 1929]).

## Les chaudières multitubulaires Babcock et Wilcox

### I. — CHAUDIÈRE TYPE TERRESTRE A RÉSERVOIR LONGITUDINAL

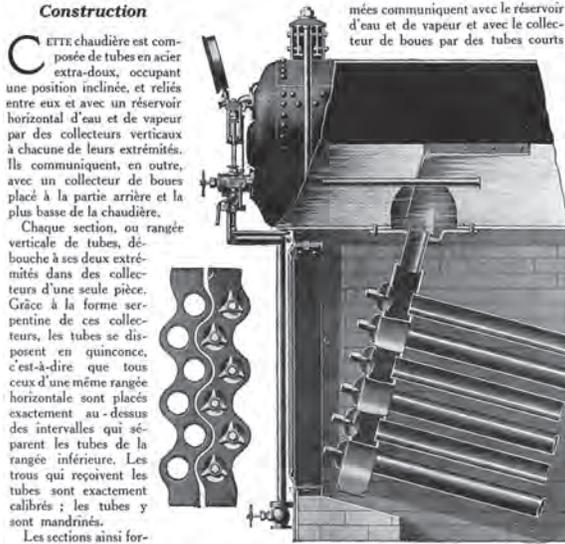


FIG. 1.8 – Le collecteur de vapeur de la chaudière Babcock et Wilcox (1929).

*Ateliers*  
**HENRI LARDET**  
GOLBEY (VOSGES)  
TÉL. ÉPINAL 30.01 (2 lignes)

**CHAUDIÈRES A VAPEUR  
ET A EAU SURCHAUFFÉE**  
Pressions jusqu'à 50 Hpz  
Débits de 175 à 25 V/h

**TOUS COMBUSTIBLES  
FACILITÉS D'INSTALLATION  
SIMPLICITÉ D'ENTRETIEN  
RENDEMENTS ÉLEVÉS**

FIG. 1.9 – Publicité pour une chaudière Lardet de 1953 (collection Marguet).

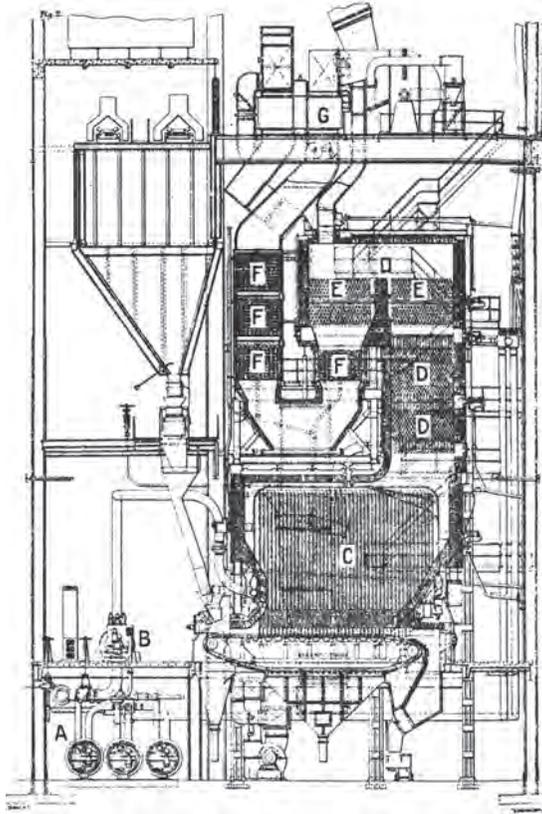


FIG. 1.10 – Chaudière Löffler de l’usine de Brimsdown (nord de Londres, circa 1950, 95 tonnes/h, 141 bars, 502 °C). A. Ballons évaporateurs. B. Pompe de circulation de la vapeur. C. Surchauffeur à rayonnement. D. Surchauffeur à convection. E. Resurchauffeur. F. Économiseur. G. Réchauffeur d’air Ljungström (largeur d’axe entre les poteaux 19 m).

### 1.1.2 Les accidents de chaudières

Comme souvent, ce sont les accidents de chaudières (Photo 1.1, Photo 1.2, Photo 1.3) qui vont faire progresser la législation en la matière. Les accidents de chaudières sont des explosions de vapeur libérant une très forte énergie mécanique. Ces explosions, d’autant plus puissantes que la chaudière dispose d’une grande capacité, conduisent à la destruction du bâtiment qui contenait la chaudière en question, et souvent, malheureusement, à la mort d’hommes situés à proximité. Le décret du 9 octobre 1907 sur les chaudières à terre (cf. son texte intégral en annexe), est le premier texte législatif coercitif en France qui impose des contraintes fortes aux constructeurs de chaudières. On retiendra de ce décret une obligation de disposer de soupapes de sûreté selon la taille de l’appareil, d’avoir des moyens de mesure de la pression et des dispositions sur la localisation de la chaudière et la protection des travailleurs. Une catégorisation à 3 niveaux des chaudières est proposée selon un produit caractéristique  $V$  multiplié par  $(T-100\text{ °C})$  où  $V$  est le volume d’eau de la chaudière et  $T$  la température de la vapeur produite. Ce décret, relatif à la sûreté des appareils à pression, s’impose de façon adaptée aux installations nucléaires modernes.

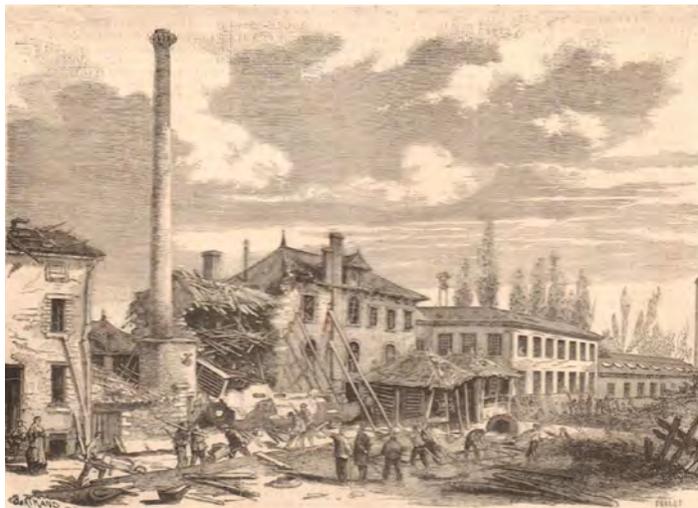


PHOTO 1.1 – Explosion d'une chaudière de 30 chevaux dans un atelier de menuiserie à Ligny-en-Barrois (Meuse), le 9 avril 1867. L'explosion a eu lieu le jour même de l'installation de la chaudière qui comportait un bouilleur « d'un système nouveau ». La conclusion est la mort de 5 hommes dont le chaudronnier projeté à 40 mètres de distance et « horriblement mutilé » selon le rapport de l'époque (collection Marguet).

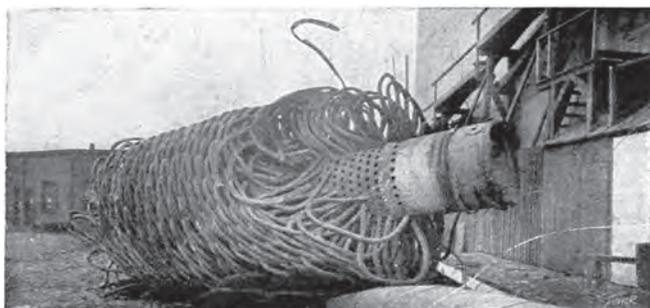


PHOTO 1.2 – Explosion d'une chaudière Climax dans les années 1920. Le réservoir central est percé d'une grande quantité de trous d'où une faible tenue des tuyauteries qui se greffent sur les trous, un défaut de conception aux conséquences redoutables lors de l'explosion qui a détruit le bâtiment contenant la chaudière (collection Marguet).

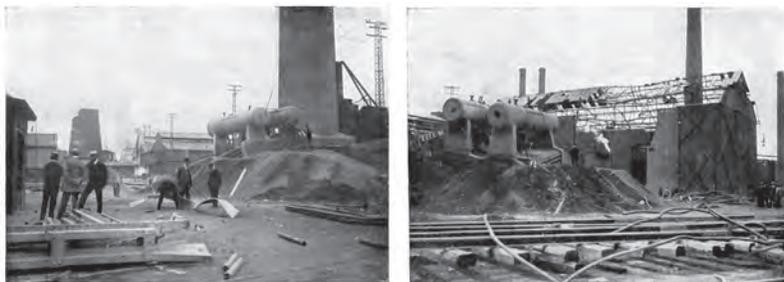


PHOTO 1.3 – Effets de l’explosion d’une chaudière dans l’usine de fabrication de tubes Phénix en Allemagne (collection Marguet).

## 1.2 Les débuts de l’utilisation de l’eau dans le nucléaire

[Drevon et al., 1983] p. 8, [Grenèche, 2016] p. 339

Dès l’origine du nucléaire, l’utilisation de l’eau a été envisagée pour modérer les neutrons. Déjà, dans un brevet américain du 20 mars 1939, Leo Szilard mentionne l’utilisation d’eau comme modérateur d’un réacteur à fission en chaîne utilisant de l’uranium enrichi comme combustible. Les Français Frédéric Joliot, Hans Von Halban et Lew Kowarski citent eux aussi l’eau comme modérateur dans leur brevet de mai 1939. Mais on prête généralement à Alvin Weinberg<sup>5</sup>, Eugène Wigner et Bob Christy le calcul correct du  $k_{eff}$  d’un réacteur à eau. En 1942, Weinberg et Christy déposent un brevet pour un réacteur légèrement enrichi, modéré à l’eau ordinaire<sup>6</sup>. Mais les calculs de  $k_{eff}$  par l’algorithme de Wigner produisent une valeur plus basse que celle mesurée expérimentalement par Art Snell à Oak Ridge. Le problème est expliqué par Szilard qui comprend que le facteur de fission rapide de l’uranium 238 est beaucoup plus important dans un réseau, surtout si celui-ci est serré, que si le barreau de combustible est considéré comme isolé (voir aussi [Grenèche, 2016] p. 359). Weinberg peut écrire alors le 15 septembre 1944 : « *Les avantages d’un système modéré*

<sup>5</sup> Alvin Weinberg (1915-2006) : Physicien américain. Après des études à l’université de Chicago, il soutient une thèse en 1939 de mathématiques appliquées à la biophysique *Mathematical Foundations for a Theory of Biophysical Periodicity*. Il rejoint le Projet Manhattan en septembre 1941. Il remplace Eugène Wigner en 1948 à la tête de la recherche de l’Oak Ridge National Laboratory, dont il prend la direction en 1955. Il co-écrit avec Wigner le fameux livre *The Physical Theory of Neutron Chain Reactors* en 1958 qui est un livre de référence mondialement connu. Il participe à de nombreux projets autour de la propulsion nucléaire d’avion et de réacteurs avancés. Il est récompensé au cours de sa carrière par de nombreux prix dont la médaille Fermi en 1980. C’est lui qui a motivé l’amiral Rickover dans son choix des réacteurs à eau pressurisée pour la propulsion navale.



Alvin Weinberg (à gauche) fait visiter les laboratoires d’Oak Ridge au président John Fitzgerald Kennedy en 1959 (photo Oak Ridge).

<sup>6</sup> Alvin M. Weinberg, *The light water adventure*, Nuclear Engineering international, p. 28-30, October 1994.

par de l'eau sont évidents. Un tel système contient en lui-même un moyen de refroidissement. Si le problème de revêtement (du combustible) peut être réglé (par exemple en utilisant du béryllium), il serait possible de faire fonctionner ce système en pression et obtenir une haute pression de vapeur qui pourrait être utilisée pour produire de l'énergie. ». En avril 1946, Weinberg et Forrest H. Murray produisent à Oak Ridge le rapport MonP-93 : « *High pressure water as a heat transfer medium in nuclear power plants* », qui contient les germes des réacteurs à eau pressurisée modernes. L'étape suivante vient du fait que Herbert Pomerance<sup>7</sup> découvre que l'absorption du zirconium industriel provient en fait des impuretés en hafnium (un puissant absorbant qui sera d'ailleurs utilisé comme barre de contrôle dans les sous-marins nucléaires), et que, si on arrive à éliminer ces impuretés, le zirconium pur devient pratiquement transparent aux neutrons. À partir de ce moment, on dispose d'un métal résistant à haute température pour enrober le combustible et l'isoler de l'eau. À partir de 1949, le gouvernement américain lance une consultation pour le développement d'un réacteur nucléaire à but propulsif pour les navires de surface et les sous-marins. La société Westinghouse propose un réacteur à eau légère, et la société General Electric un réacteur à spectre intermédiaire refroidi par du sodium liquide, qui conduira au concept embarqué sur le sous-marin *Sea Wolf*, mais ce concept s'avérera décevant et sera remplacé après quelques années par un réacteur à eau. Ce sont les travaux de Harold Etherington, Walter Zinn<sup>8</sup> et John Simpson, soutenus par le capitaine de la Navy,

<sup>7</sup> Herbert Pomerance (1917-1992) : Ce physicien américain a travaillé dans le *Chicago Met Lab* pour le Projet Manhattan. Pomerance a été transféré aux *Clinton Laboratories* à dans le Tennessee le 1er Septembre 1943, où il se marie avec Eleanor Catherine Hauk, une technicienne du site. Pomerance a travaillé sur le projet de réacteur au graphite X-10, où il pratiquait des essais d'oscillation de matériaux dans le réacteur pour mesurer leur section efficace, d'où sa découverte sur les impuretés du zirconium.



Herbert Pomerance nettoie le système d'oscillation à Oak Ridge.

<sup>8</sup> Walter Zinn (1906-2000) est un ingénieur et physicien américain d'origine canadienne, ayant apporté une très grande contribution au programme nucléaire américain. Après des études de physique à l'université de Columbia, il soutient une thèse en 1934 sur le rayonnement X : *Two-crystal study of the structure and width of K X-ray absorption limits*. Il prend la nationalité américaine en 1938, puis Zinn travaille sur la réaction en chaîne pour Enrico Fermi dans le cadre du Projet Manhattan. Après-guerre, c'est une équipe pilotée par Zinn qui fait diverger le réacteur rapide au sodium EBR-I puis EBR-2 « Enrico Fermi » à Argonne dans l'Idaho, dont Zinn a été le directeur de 1946 à 1956. Zinn a reçu le prix Enrico Fermi en 1969. Il a été aussi le premier président de l'American Nuclear Society.



Enrico Fermi (à gauche) et Walter Zinn (à droite), qui ont longtemps collaboré.



PHOTO 1.4 – L’amiral Rickover en tenue civile sort du sous-marin *Nautilus*.

Hyman Rickover (futur amiral), qui conduisent à la construction en premier lieu d’un prototype à terre de réacteur de sous-marin nucléaire, surnommé S1W (Photo 1.7) et construit par la société Westinghouse. Ce prototype, à l’échelle 1 et placé dans une portion de coque de sous-marin pour plus de réalisme, diverge le 29 mars 1953 [*Greenêche, 2016*] p. 362. L’application du succès de ce prototype conduit à la construction du premier sous-marin à propulsion nucléaire de l’Histoire, le *Nautilus*, en hommage au fameux navire décrit dans les aventures du Capitaine Nêmo dans *Vingt mille lieues sous les mers* de Jules Verne. Le sous-marin est mis en service en 1955, son réacteur utilise du combustible hautement enrichi placé entre des plaques de zirconium pour l’isoler de l’eau. À partir du programme naval militaire, les États-Unis vont pouvoir lancer le projet de nucléaire civil Shippingport, commissionné par l’Atomic Energy Commission le 2 décembre 1957 (15 ans jour pour jour après la divergence de la pile de Fermi CP1), dans un but d’usage pacifique de l’atome.

## 1.3 Les premiers réacteurs navals

[*Ladonchamps et Verdeau, 1972*]

### 1.3.1 Les réacteurs navals aux États-Unis

#### 1.3.1.1 Les premiers réacteurs de sous-marins

Avant même la fin de la deuxième guerre mondiale, les puissances alliées se mettent en ordre de bataille pour ce qui va devenir la guerre froide. Que ce soient les Américains,

les Russes et même les Français, des missions sont organisées pour piller le savoir-faire des Allemands en matière de technologie. Ainsi, l'avance allemande en matière de fusée va largement alimenter l'industrie spatiale et militaire des États-Unis, *via* une chasse aux scientifiques allemands plus enclins à se rendre aux Américains qu'aux Russes. En matière de sous-marins, l'avance allemande est dans ce domaine aussi grande avec le type XXI de 1 600 tonnes à l'hydrodynamique améliorée, et disposant de développements inédits comme le premier revêtement an-échoïque (à signature sonar réduite), mis au point dans les derniers mois de la guerre. Le sous-marin, furtif par nature, permet de s'approcher des côtes de l'ennemi discrètement pour frapper en court-circuitant les ripostes. Mais le sous-marin, aussi performant soit-il, dispose d'un point faible à savoir sa propulsion aérobique puisque tous les types de batteries électriques ne peuvent proposer qu'une autonomie faible. Le sous-marin doit faire surface pour effectuer des grandes distances avec son moteur diesel. On conçoit alors l'intérêt d'une propulsion nucléaire, qui permet un fonctionnement sans rechargement de combustible pendant environ trois ans et sans nécessité de comburant, soit bien plus qu'aucun autre système existant.

La technologie civile des réacteurs à eau pressurisée dérive en droite ligne des réacteurs de sous-marins développés aux États-Unis dans les années 1950. C'est sous l'impulsion de l'amiral Hyman G. Rickover<sup>9</sup> qu'a été développé le programme de construction de la flotte nucléaire américaine. Avec l'assentiment d'Alvin Weinberg, à l'époque directeur de la recherche de Oak Ridge, il dirige une équipe de chercheurs et d'ingénieurs qui va développer un réacteur compact produisant de la vapeur nécessaire pour faire tourner à la fois une turbine couplée à un alternateur (production de courant électrique), et un arbre à hélice (propulsion navale).

Le défi est considérable dans la mesure où les prototypes de réacteurs nucléaires ont tous à l'époque la taille d'un bâtiment de 30 m de hauteur. La nécessité de compacité oriente rapidement sur un combustible très enrichi, refroidi par un caloporteur efficace et concentré, ce qui exclut les gaz peu denses. L'utilisation de sodium liquide (envisagé aussi pour des réacteurs d'avion!) pose très rapidement des

<sup>9</sup> Hyman George Rickover (1900-1986). Amiral 4 étoiles de la marine américaine. Originaire d'une famille juive polonaise, il émigre aux États-Unis en 1905. Il entre très jeune (19 ans) dans l'US Navy où il fait des études d'ingénieur électricien. En 1929, il s'oriente vers l'arme sous-marine où les progressions de carrière sont plus rapides. En 1946, il est envoyé à Oak Ridge pour étudier les possibilités de production d'électricité grâce à un réacteur nucléaire. Il est nommé en 1949 à la tête de la Branche des Réacteurs navals de la Marine, ainsi qu'à un poste important à la Division Développement des réacteurs de l'Atomic Energy Commission. Ce double poste lui permet de développer ses idées sur la propulsion navale. Vice-amiral en 1958, il est surnommé « *le père de la flotte nucléaire* », à juste titre. Sa rigoureuse culture de sûreté va impulser une religion du zéro-défaut dans l'US Navy. De fait, aucun accident de réacteur naval n'est à déplorer aux États-Unis, contrairement à l'Union soviétique, où de très nombreux accidents connus et inconnus ont eu lieu. Avec une carrière de 63 années, il est l'officier de la Navy ayant eu la plus longue carrière militaire.



problèmes de radioprotection et de confinement presque insolubles, et l'affinité du sodium avec l'eau rend le risque d'incendie intolérable dans un sous-marin en cas de perte accidentelle de sodium. L'eau est un bon compromis, mais pour obtenir des rendements thermodynamiques importants, il faut monter en température et donc en pression pour maintenir l'eau liquide, ce que propose rapidement Alvin Weinberg. La technologie de réacteurs à eau à basse pression a été développée à Hanford dans le cadre du programme Manhattan de production de plutonium, mais la montée en température fait apparaître des problématiques totalement nouvelles de tenue des matériaux, d'oxydation et d'absorption des gainages. De plus, aucun des réacteurs précédents n'avait été conçu pour produire de la vapeur. La tactique consistant à produire cette vapeur directement dans le cœur (réacteurs à eau bouillante) a vite été abandonnée dans le cas des sous-marins, car elle condamnait inmanquablement l'accès à la turbine qui aurait été contaminée. On a donc choisi de séparer le système de production de vapeur (circuit secondaire) du circuit d'eau primaire à haute pression. Pour obtenir un cœur le plus compact possible, il faut enrichir le combustible et diminuer les captures parasites, en particulier des matériaux de gainage qui isolent l'uranium de l'eau. Les premiers travaux concernant l'enrichissement du combustible à destination de la Navy sont le fait de Philip Abelson<sup>10</sup> et de Ross Gunn. Abelson a inventé un procédé d'enrichissement de l'uranium par colonne de diffusion thermique en utilisant de l'hexafluorure d'uranium  $UF_6$ , très volatil. Ce dispositif a été implanté au Philadelphia Navy Yard (NRL). Le procédé est basé sur le fait que les atomes de  $^{235}U$ , plus légers que ceux de  $^{238}U$ , diffusent plus facilement vers les zones chaudes de la colonne. En combinant de nombreuses colonnes en série, on obtient ainsi un enrichissement progressif (mais faible) du gaz. À l'initiative de Ross Gunn<sup>11</sup>, un

---

<sup>10</sup> Philip Hauge Abelson (1913-2004). Après des études de chimie à la Washington State University, il soutient une thèse en physique nucléaire à Berkeley. Il y travaille avec Ernest Lawrence, puis découvre le neptunium avec Edwin McMillan le 8 juin 1940. On lui doit le principe d'enrichissement isotopique de l'uranium par colonne thermique, projet qu'il développe pour la marine, travaux qui serviront au projet Manhattan. Après guerre, il participe au Philadelphia Naval Research Laboratory au développement de la propulsion navale. Il a dirigé le laboratoire de Géophysique de l'institut Carnegie de 1951 à 1971. Il a écrit plusieurs livres sur l'utilisation de l'énergie. On lui a décerné la médaille nationale de la science américaine en 1987.



<sup>11</sup> Ross Gunn (1897-1966). Physicien américain. Après avoir travaillé sur le projet Manhattan, il se consacre au programme de propulsion nucléaire de la Navy. Il cumule les postes de professeur de physique à l'American University, chef de la division électrique et mécanique, directeur de la division de recherche du bureau météorologique national, conseiller auprès de l'administration navale et d'autres postes encore. Membre de l'Académie des sciences américaine, il a déposé au cours de sa vie plus de 45 brevets.



physicien conseiller auprès du laboratoire de recherche de l'US Navy, le dispositif est installé à Philadelphie à partir de juin 1941. Le laboratoire arrive à partir de 1943 à produire 40 livres d' $\text{UF}_6$  enrichi par mois. Cette production sera finalement utilisée par le projet Manhattan pour augmenter la production d'uranium très enrichi à Oak Ridge pour la bombe atomique. Après guerre, Abelson développe l'idée de l'utilisation d'un réacteur refroidi par un eutectique Na-K pour chauffer de l'eau qui entraînerait une turbine de propulsion, et convainc la marine de se lancer dans l'aventure en partant des plans capturés à la fin de la guerre d'un sous-marin allemand de type XXVI Walter, le plus avancé de son temps. C'est Abelson qui écrit le premier rapport « *Atomic Energy Submarine* » le 28 mars 1946, décrivant les principes du réacteur naval embarqué à destination des officiels de la Navy. Le sodium présentant des inconvénients non négligeables dont le pire est une forte aversion pour l'eau, c'est donc l'eau légère, plus manipulable sur un sous-marin, qui sera retenue comme caloporteur du projet *Nautilus*, dont le principe est accepté par le président Truman en 1951.

En ce qui concerne le gainage du combustible, on s'aperçoit rapidement que les captures neutroniques parasites du zirconium, *a priori* bon candidat, sont le fait d'impuretés de hafnium<sup>12</sup>. Ce sont les travaux de Zalman Shapiro<sup>13</sup> sur la purification industrielle du zirconium par dépôt d'iodure qui vont permettre de disposer de quantités importantes de zirconium très pur quasiment transparent aux neutrons. Le zirconium va devenir le matériau de base des internes des réacteurs à eau.

D'un point de vue neutronique, le réacteur, qui est de petite taille, est très affecté par le réflecteur (en l'occurrence de l'eau légère). De par les contraintes opérationnelles, on demande que le réacteur soit critique, quelle que soit la quantité de xénon 135 présente. Pour éviter des pics de flux dans du combustible proche de trous d'eau, on utilise des barres de contrôle sous forme de fines plaques de hafnium. Comme le combustible est très enrichi et sous forme de fines plaques, on peut considérer que le combustible est presque homogène et l'on peut supposer alors que le flux est séparable en espace et en énergie dont la composante énergétique peut être calculée par un modèle de ralentissement de Wigner-Wilkins, à peu de groupes d'énergie du fait des

<sup>12</sup> Sur les propriétés du hafnium : [Elinson et Petrov, 1969].

<sup>13</sup> Zalman Shapiro (1920-2016). Ingénieur chimiste américain. Après une thèse à l'université Johns Hopkins en 1948, il rejoint les équipes de recherche de Westinghouse au Bettis Naval Nuclear Power Laboratory où il devient un spécialiste de la chimie du zirconium. Il met au point le processus de purification du zirconium par dépôt de vapeur d'iodure, et est l'un des artisans du premier réacteur de sous-marin atomique américain : le USS *Nautilus*. Il travaille ensuite à la production de gainage de combustible pour le réacteur de Shippingport. Il met au point la méthode de fabrication continue de poudre d'oxyde d'uranium, puis de plutonium, utilisée pour produire des pastilles de combustible fritté à haute densité. À 89 ans, il dépose encore un brevet sur la production de masse de diamant synthétique de qualité industrielle. En 1957, il crée la société NUMEC, spécialisée en matériaux nucléaires, puis revient chez Westinghouse en 1971. À la fin des années soixante, il a été le centre d'une controverse sur la possibilité qu'il ait pu dérober de l'uranium (près de 300 kg!) au profit d'Israël, du fait de ses sympathies sionistes avérées, sans qu'il ne soit jamais inquiété, car aucune preuve déterminante ne fut jamais apportée. Son nom reste associé au *diagramme de Shapiro* concernant l'inflammabilité d'un mélange d'hydrogène et de vapeur d'eau.



faibles capacités informatiques de l'époque. Le spectre thermique est traité par une maxwellienne modifiée du fait de l'absorption. Le traitement spécifique des croix de contrôle en hafnium fut réalisé en supposant celles-ci cylindriques (!), pour pouvoir appliquer la méthode de Nordheim-Scallear basée sur des développements en fonction de Bessel (solutions de l'équation de diffusion en géométrie cylindrique). Le calcul final, en géométrie à deux dimensions et à deux groupes d'énergie, était effectué en trois jours sur une machine analogique utilisant un réseau de résistances électriques simulant le réacteur. Enfin, une méthode de synthèse axiale couplait plusieurs tranches axiales pour reconstituer un flux en trois dimensions et obtenir le  $k_{eff}$  du cœur. En ce qui concerne la cinétique neutronique qui est étudiée dès le début des années cinquante pour l'analyse de scénarios accidentels, les équations de cinétique-point ont été digitalisées sur l'ordinateur SEAC de l'US Bureau of Standards, à l'époque l'ordinateur à diodes le plus puissant du monde, et on a pu démontrer le caractère stabilisant d'un fort coefficient de température négatif sur des accidents d'éjection de barre ou de perte de pompes primaires.

À partir de 1953, le projet est techniquement développé par Westinghouse dans son laboratoire de Bettis (projet Mark I), tandis que General Electric développe le projet Mark A à Knolls. Le système de contrôle du réacteur est le fait d'Harry Raab<sup>14</sup>, qui a fait toute sa carrière à Westinghouse. Les travaux aboutissent au sous-marin d'attaque SSN-571 « *Nautilus* » de 4 000 tonnes en plongée, long de 98,75 m qui sera mis en service le 17 janvier 1955 sous le nom de *Nautilus* en hommage au livre de Jules Verne. Le sous-marin comporte un réacteur d'une puissance de 10 MW produisant du courant électrique et actionnant une turbine principale qui fait tourner deux hélices. Un circuit primaire pressurisé par un pressuriseur chauffe de l'eau dans un générateur de vapeur, dont la vapeur fait tourner la turbine principale et le turbogénérateur de production d'électricité. La vapeur en sortie de turbine est condensée dans un condenseur dont la source froide est l'eau de mer (Figure 1.11). L'absence de combustion permet à un sous-marin nucléaire de pouvoir rester des semaines, voire des mois sous l'eau, et la limitation théorique n'est imposée que par les systèmes de filtration de l'air (gaz carbonique dégagé par la respiration de l'équipage) et, bien entendu, des réserves de nourritures. Un des problèmes de ce type de propulsion est la radioprotection, qui impose un blindage du cœur, mais le REP contenant de l'eau, un fort blindage naturel contre les neutrons, reste plus accessible qu'un réacteur rapide, dont le caloporteur ne ralentit pas les neutrons et s'active puissamment, d'où la nécessité de blindages conséquents.

<sup>14</sup> Harry F. Raab (1927-2008). Cet ingénieur et physicien américain a obtenu un bachelor's degree et un master's degree au MIT en 1950, puis 1951. Il a travaillé 44 ans chez Westinghouse au Bettis Laboratory d'abord sur le *Nautilus*, puis sur le design des réacteurs du porte-avions *Enterprise*, et sur le concept de surgénérateur à eau légère (Shippingport) dont il a été le chef de projet. Enfin il travaille à partir de 1972 dans le domaine de la propulsion nucléaire navale à Crystal City (Westinghouse). Il prend sa retraite en 1995.



Harry F. Raab en 1972.

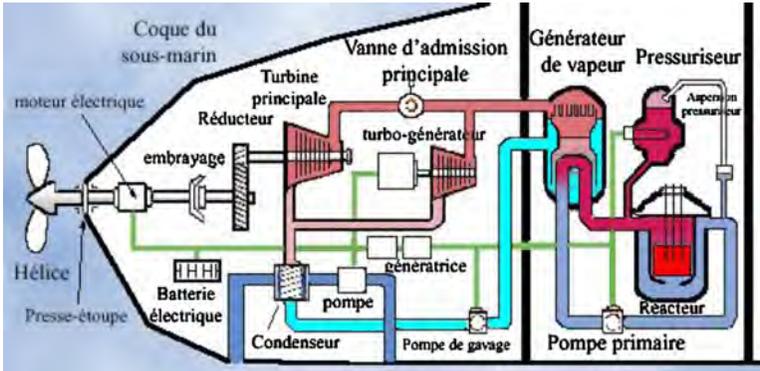


FIG. 1.11 – Principe de la chaudière d'un sous-marin à propulsion nucléaire : le bloc nucléaire est localisé dans un compartiment étanche et blindé pour la protection contre les rayonnements, le circuit primaire est pressurisé par un pressuriseur. L'eau chauffée dans le cœur va produire de la vapeur grâce au générateur de vapeur. Cette vapeur fait tourner un turbo-générateur de production d'électricité capable de fournir l'électricité du bâtiment et du moteur électrique si besoin. La turbine principale fait tourner un rotor, dont le mouvement est transmis après réduction à l'arbre à hélice du bâtiment. La source froide consiste à puiser de l'eau de mer pour gaver un condenseur. C'est le point faible du sous-marin en matière de détection puisqu'il laisse derrière lui une trace thermique éventuellement détectable par infrarouge si l'eau rejetée est trop chaude et que le sous-marin n'est pas en grande profondeur.



PHOTO 1.5 – Mise à l'eau du *Nautilus* le 25 janvier 1954 (chantiers navals de Groton, Connecticut). Peu de secrets entourent cette mise à l'eau, tant les Américains se croient en avance sur les Russes, alors que le K-3 (du russe : Кит, « Kit », pour baleine), conçu par Vladimir Peregoudov, sera lancé le 9 août 1957, et atteindra le pôle Nord en 1962.

Le *Nautilus* est lancé le 21 janvier 1954 à Groton (Photo 1.5), dans le Connecticut, avec comme marraine de baptême l'épouse du président Dwight Eisenhower. Le sous-marin est testé pour la première fois avec satisfaction en eaux profondes le 17 janvier 1955. À partir de là, sa vitesse et son autonomie lui permettent d'établir une foule de

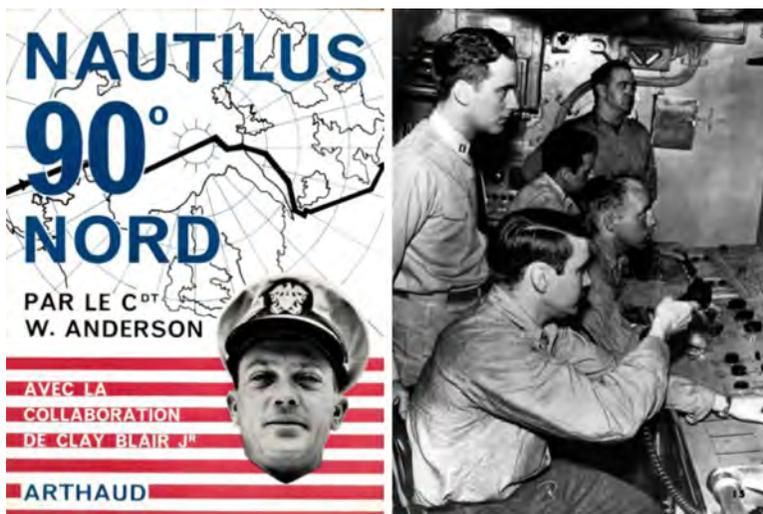


PHOTO 1.6 – L’odyssée du *Nautilus* sous les glaces. Le commandant Anderson raconte le voyage surprenant du *Nautilus* sous les glaces du pôle Nord. Ses mémoires sont publiées en 1959 sans beaucoup de détails, on l’imagine, sur le mode de propulsion nucléaire. Un dessin plutôt évasif montre la répartition interne du sous-marin, et une photo montre le pupitre de commande du réacteur, mais pas les cadrans que regardent les opérateurs (Collection Marguet).

records. Le 3 août 1958, il marque l’Histoire en reliant, avec 116 membres d’équipage sous les ordres du commandant William Robert Anderson, le détroit de Béring et la mer du Groenland, après avoir voyagé sous les glaces du pôle Nord (Photo 1.6). Le film *Destination Zebra, station polaire*, de John Sturges avec Patrick McGouhan et Rock Hudson, s’en fait l’écho au cinéma. Après une carrière sans encombre, le sous-marin *Nautilus* est retiré du service en mars 1980, après avoir parcouru environ 800 000 kilomètres. Il est utilisé aujourd’hui comme musée. L’amiral Rickover dira, en parlant des sous-marins atomiques : « *Pour la première fois, nous avons affaire à de véritables sous-marins, et non à de simples ‘plongeurs’ qui ne quittent qu’accidentellement la surface* ».

À partir du *Nautilus*, les États-Unis vont développer une importante flotte de 200 sous-marins d’attaque et lanceurs d’engins, ainsi que 23 porte-avions à propulsion nucléaire.

### 1.3.1.2 Le NS Savannah

La technologie militaire américaine a eu une retombée civile en termes de propulsion navale avec le développement du cargo *NS (Nuclear Ship) Savannah* (Photo 1.8, Photo 1.11, Photo 1.12), nommé d’après le premier vapeur ayant franchi l’Atlantique en 1819. Dans le cadre de l’initiative *Atoms for peace* du président Dwight Eisenhower en 1955, les États-Unis ont construit ce cargo à propulsion nucléaire, le deuxième bâtiment civil après le brise-glaces soviétique *Lénine*.

Vu comme un outil de propagande plus qu’un cargo utilitaire, le design du bâtiment tient plus du yacht de luxe que du porte-container. D’une longueur de 180 m, le navire

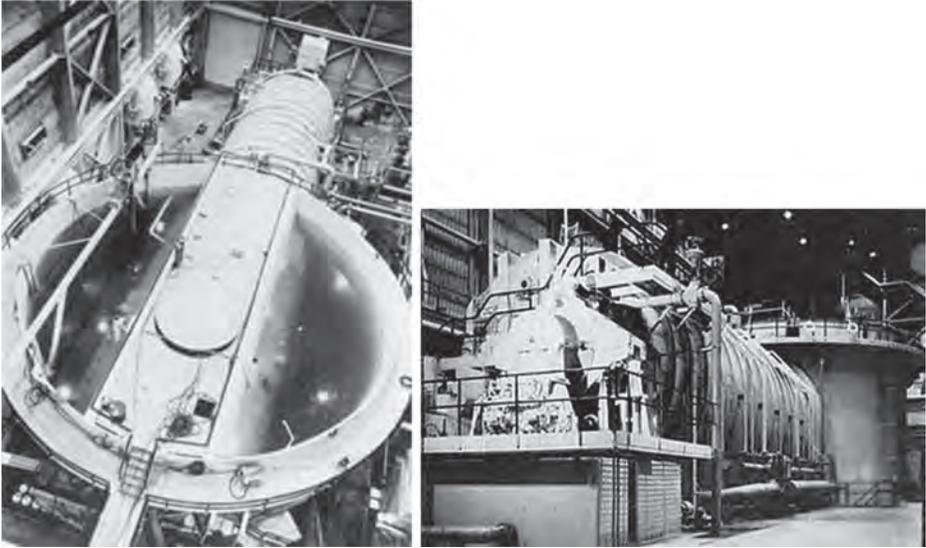


PHOTO 1.7 – Piscine d’essai du réacteur S1W de sous-marin *Nautilus* (National Reactor Testing Station). La turbine est située sous le capot dans l’extension placée en dehors de la piscine en haut de la photo de gauche et au premier plan sur la photo de droite. Le laboratoire gouvernemental du National Reactor Testing Station, situé près d’Arco dans l’Idaho, deviendra l’INEL (Idaho National Engineering Laboratory). Le W de S1W réfère à la société Westinghouse choisie pour le développement industriel des réacteurs navals (Collection Marguet).



Launching of N.S. SAVANNAH      July 21, 1959

New York Shipbuilding Corporation

PHOTO 1.8 – La plaquette de présentation du *NS Savannah* (1959) (Collection Marguet).

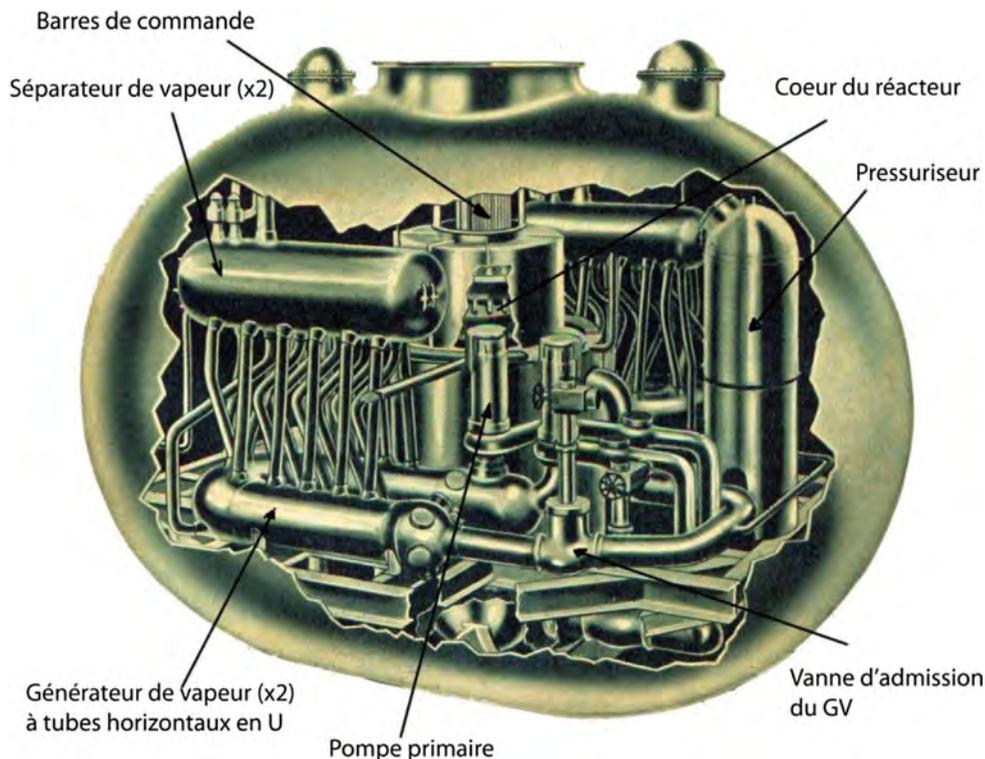


FIG. 1.12 – Le caisson réacteur du *NS Savannah* : Les générateurs de vapeur à tubes horizontaux en U sont de technologie identique à ceux du réacteur de *Shippingport*. Le circuit primaire comporte 2 boucles, chacune comportant un générateur de vapeur et deux pompes primaires ( $250\text{ kW}$ ,  $1\ 100\text{ m}^3/\text{h}$ , hauteur manométrique  $50\text{ m}$ ). Le compromis primaire/secondaire fixe la température moyenne de l'eau de la cuve à  $263,5\text{ }^\circ\text{C}$ . La cuve a un diamètre interne de  $2,5\text{ m}$  pour  $15\text{ cm}$  d'épaisseur, et une hauteur de  $8,2\text{ m}$ . Le système de barres de contrôle est situé  $6,5\text{ m}$  au-dessus du couvercle. La face interne de la cuve est recouverte d'un liner en acier inoxydable à faible teneur en cobalt de  $6\text{ mm}$  d'épaisseur. Le caisson réacteur est dimensionné pour résister à une pression de  $12\text{ bars}$ , résultant d'une rupture complète du circuit primaire.

est propulsé par une hélice unique mue par une turbine de  $74\text{ MW}$  permettant une vitesse maximale de 24 nœuds. La vapeur de la turbine est produite par un réacteur nucléaire unique de conception Babcock et Wilcox. Les générateurs de vapeur sont horizontaux (Figure 1.15) et contiennent des tubes en U selon une technologie déjà utilisée dans le réacteur de *Shippingport*. La pression de vapeur à l'admission turbine est de  $50\text{ bars}$  à puissance nulle et de  $30,7\text{ bars}$  à puissance nominale, ceci pour avoir une température moyenne de la cuve constante (compromis primaire/secondaire). Deux diesels de  $750\text{ kW}$ e et une chaudière auxiliaire à mazout produisent le courant nécessaire quand le réacteur est arrêté. La propulsion de secours est assurée par un moteur électrique de  $750\text{ chevaux}$ , qu'on peut coupler en 2 minutes. Le compartiment nucléaire (Figure 1.12, Photo 1.9) étant plus vaste sur un cargo, le réacteur et sa cuve (Photo 1.10, Figure 1.13,

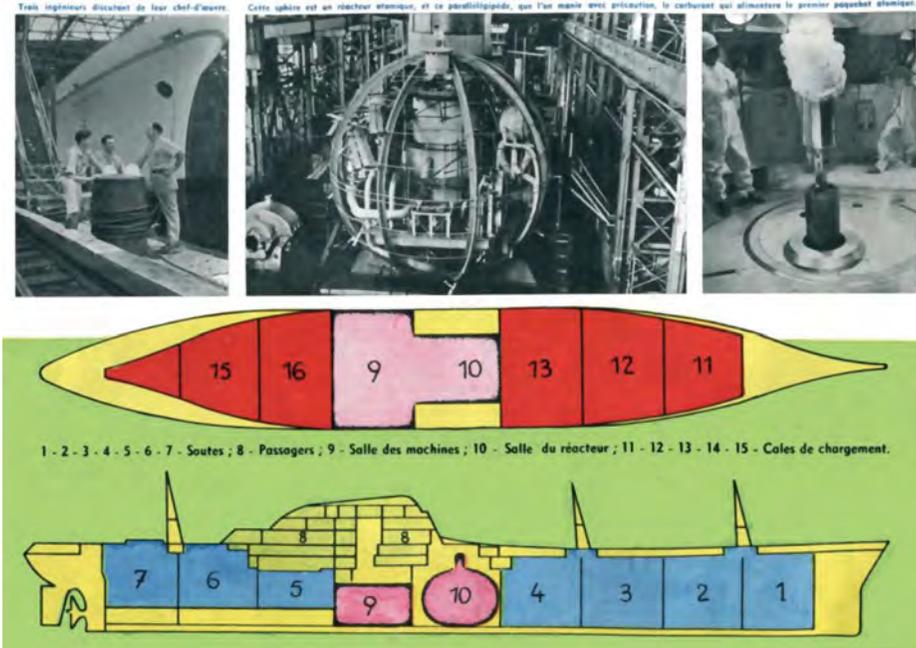


PHOTO 1.9 – L’ensemble du réacteur du *NS Savannah* tient dans la forme sphéroïde qu’on voit au centre, destinée à être « encapsulée » dans une cuve-réservoir métallique. Le combustible est chargé par un bouchon tournant qu’on voit sur la photo de droite.

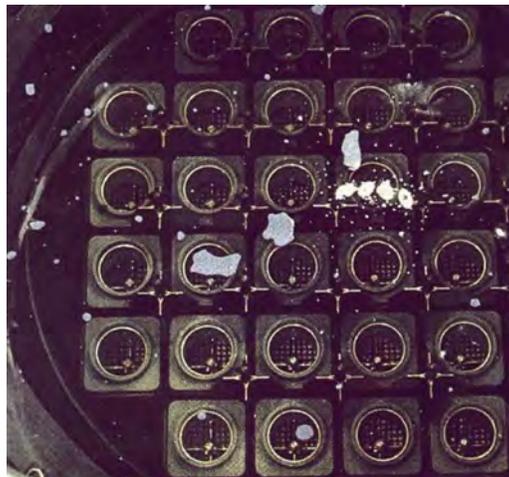


PHOTO 1.10 – Une photo du cœur du réacteur du *NS Savannah* en vue de dessus. Le cœur (32 assemblages) est sous eau et les taches blanches qu’on voit au-dessus de certains assemblages ne sont que de la mousse. On distingue bien les 21 croix de contrôle totalement insérées en situation d’arrêt.

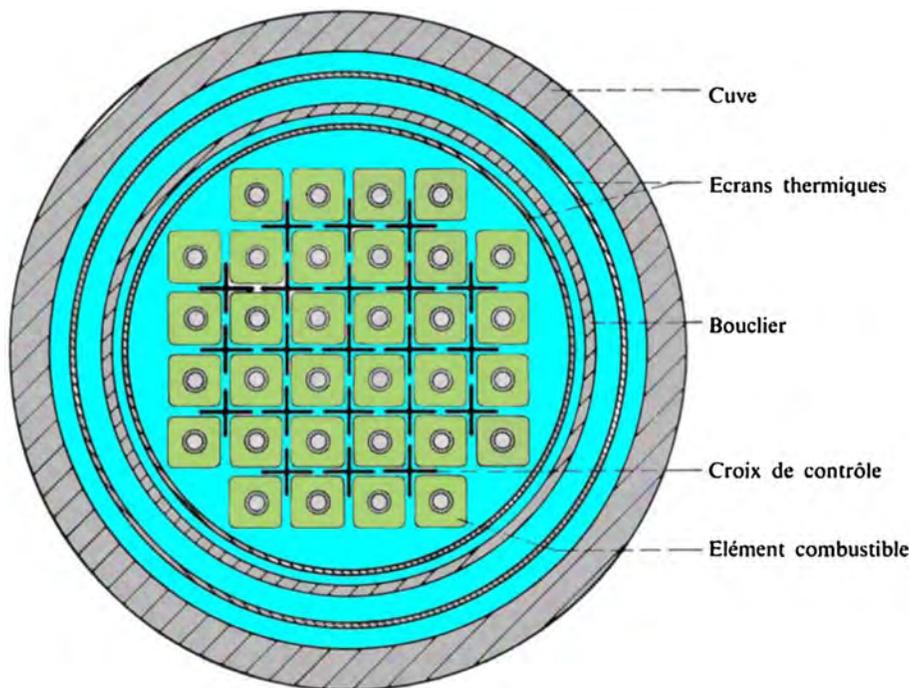


FIG. 1.13 – Vue de dessus du cœur du *NS Savannah* (adapté de [Ladonchamps et Verdeau, 1972] p. 118). Le cœur comporte 32 assemblages combustibles de section carrée (216 mm) et de 1,7 m de hauteur, d'un enrichissement de 4,4 % pour 16 assemblages et 4,2 % pour les 16 autres. Chaque assemblage est constitué de 4 boîtiers de 41 crayons (par carré de 17 mm). Les crayons sont gainés en acier inoxydable (13 mm de diamètre externe, 0,9 mm d'épaisseur). On empile dans la gaine des pastilles d'oxyde d'uranium fritté à 91 % de la densité théorique, et la gaine est pressurisée à l'hélium. Un ressort en partie haute maintient la colonne combustible.

Figure 1.14) sont moins compacts que ceux des sous-marins dont il dérive. Le cargo est lancé le 21 juillet 1959 et aura coûté environ 50 millions de dollars. Produit à une époque où le fioul n'était pas cher et peu adapté à sa fonction de cargo, il n'atteindra jamais un optimum économique permettant de rivaliser avec la marine marchande traditionnelle. De fait, le cargo sera retiré du service en 1972, désarmé de son réacteur et utilisé comme musée au Patriot's Point Naval and Maritime Museum en Caroline du Sud, en tant que *National Historic Landmark* du nucléaire américain.

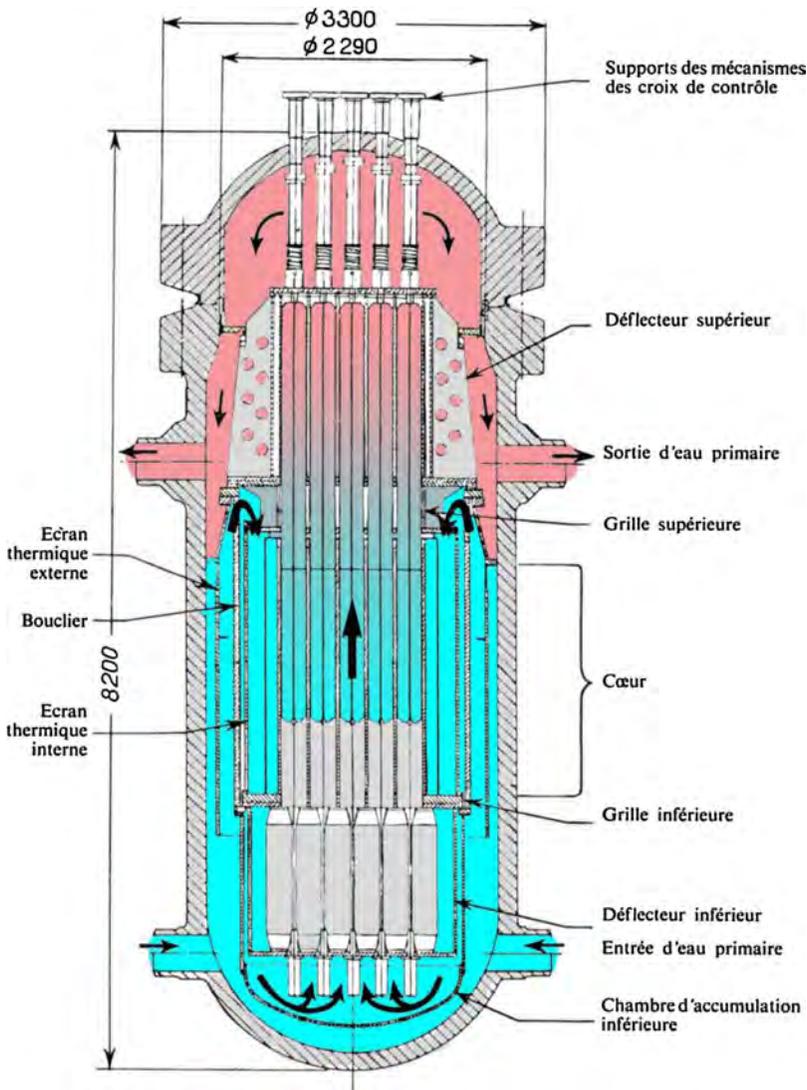


FIG. 1.14 – Cuve du réacteur du NS Savannah (adapté de [Ladonchamps et Verdeau, 1972] p. 129). Tout comme pour *Shippingport*, les branches froides arrivent en bas de la cuve et les branches chaudes sortent en haut de la cuve, une conception qui rend la rupture de branche froide très dangereuse, car le cœur pourrait se vidanger totalement. On remarquera l'écran thermique externe qui sert aussi à diriger l'eau froide vers un *down comer* qui remplit ensuite la chambre d'accumulation inférieure. Cette tactique, complexe vis-à-vis de branches chaudes situées en haut de la cuve, permet néanmoins d'assurer une épaisse couche d'eau froide entre le cœur et la cuve, d'où un gain en matière de protection neutronique. Le couvercle de cuve est maintenu par 48 goujons boulonnés de 127 mm de diamètre. Trois écrans thermiques successifs, internes à la cuve, permettent de réduire l'action des neutrons rapides sur le métal de la cuve. La cuve est entourée d'une protection biologique, constituée d'une citerne d'eau de 5,2 m de diamètre externe. Enfin, une épaisseur de plomb entre 2,5 cm et 10 cm est placée contre la paroi de la citerne, pour se protéger des rayonnements gamma.

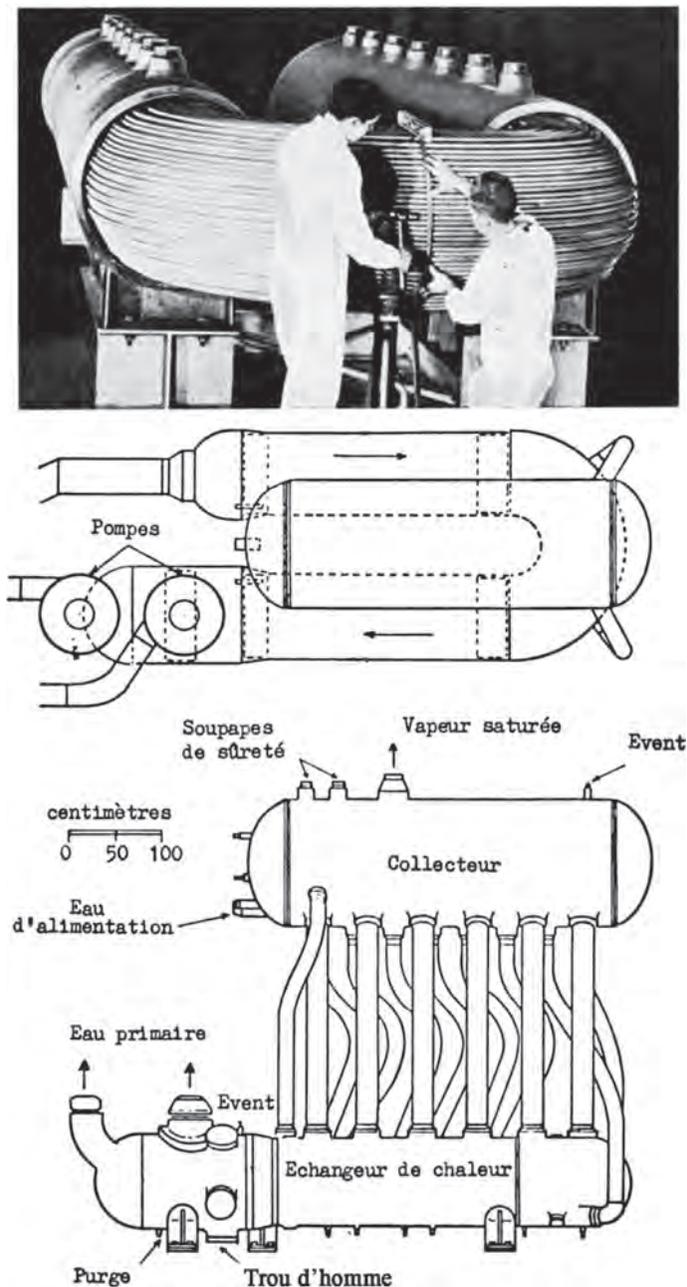


FIG. 1.15 – Générateur de vapeur horizontal du *NS Savannah* de conception Babcock et Wilcox. Cette conception complexifie la collecte de vapeur. On retrouve le même principe chez les VVERs russes.



PHOTO 1.11 – Le *NS Savannah* est en vedette en couverture d'un numéro de *Sciences et Vie* de 1962, marquant l'intérêt du public français à la question du nucléaire naval (Collection Marguet).



PHOTO 1.12 – Voyage inaugural du *NS Savannah* qui traverse le canal de Panama le 15 septembre 1962 (Collection Marguet).



PHOTO 1.13 – La salle de commande du *NS Savannah*. Sur le panneau le plus à gauche au fond, on voit la représentation des 21 croix de contrôle (et non des 32 assemblages). On visualise autour du réacteur les deux branches primaires.

### 1.3.2 Les réacteurs navals ou transportables en URSS

Dans un contexte de guerre froide, les Soviétiques ne pouvaient laisser les Américains caracoler en tête sur le front de la propulsion nucléaire. D'où d'importants programmes navals et même terrestres.

#### Les sous-marins nucléaires russes

**Le K-3 (Projet 627)** Le *K-3*, surnommé *Leninski Komsomol* (classe *November* pour la désignation de l'OTAN), est le premier sous-marin à propulsion nucléaire de l'Union soviétique, conçu par l'ingénieur Vladimir Nikolayevitch Peregoudov<sup>15</sup>. Le directeur scientifique du projet est le directeur scientifique de la propulsion navale (depuis 1952), Anatoli Alexandrov; le constructeur du réacteur est Nikolai A. Dollejal<sup>16</sup> du NIChimMach<sup>17</sup>. En 1953, une station d'essai (FVR pour *Fisitcheski Vodianoï Reitre* = réacteur physique à l'eau) est construite à Obninsk. Comme le schéma de calcul utilisé dérive des réacteurs de la filière uranium-graphite, les écarts entre expériences et calculs sont très importants et nécessitent un nouveau réacteur d'essai VVER-2 au Lipan (le fameux Laboratoire n° 2 de l'Institut Kourchatov) [Vasilieva, 1999] p. 211. Les responsables de la marine soviétique, dirigés par le contre-amiral Orel, et qui ont tous fait la guerre de libération patriotique contre les allemands, refusent de comprendre les revendications de commodités sur le sous-marin *K-3*, comme les réfrigérateurs! Le stand d'essai naval d'Obninsk est mis en marche le 8 mars 1956, pour former les équipages. En cas de fuite radioactive, ce sont des détenus de la colonie pénitentiaire d'Obninsk qui sont mis à contribution,

<sup>15</sup> Vladimir Peregoudov (1902-1967). Après ses études, il entre dans la Marine soviétique comme matelot en 1921, qui l'envoie faire des études supérieures à Pétrograd. En 1922, il entre à l'École d'ingénieurs de la Marine (future Dzerzhinka). Il est diplômé en 1926 et travaille sur les premiers sous-marins soviétiques de la Baltique. Inquiété en 1938 par les purges staliniennes, il travaille pendant la guerre sur les sous-marins (projet 608 et 613). En 1952, il devient directeur adjoint de ce qui deviendra l'Institut Krylov, où il s'occupe du développement des sous-marins nucléaires. La construction du premier *K-3* commence le 24 septembre 1954. Il meurt en 1967 une semaine après l'accident du *K-3* (adapté du site [www.globalsecurityorg/military/world/russia/](http://www.globalsecurityorg/military/world/russia/)).



Vladimir Peregoudov

<sup>16</sup> Nikolai Antonovich Dollejal (1899-2000), physicien russe. Membre de l'Académie des sciences soviétique.



Nikolai Dollejal

<sup>17</sup> NII de la construction des Machines pour l'industrie chimique (*Naoutchno-issledovatel'ski institut* ou institut de recherches scientifiques).



PHOTO 1.14 – Le *K-3* en photo, maquette et timbre (collection Marguet). La Russie reste très fière de ce premier sous-marin nucléaire.

sans qu'ils soient pourtant forcés, un verre d'alcool permettant de résoudre tous les problèmes de main-d'œuvre! [Vasilieva, 1999] p. 213.

Au final, le sous-marin construit à Leningrad à partir de 1954 présente une longueur de 107,4 m, 7,9 m de large, pour un déplacement de 4 740 tonnes en plongée<sup>18</sup>, avec une forme de l'avant très hydrodynamique, selon les concepts de Peregoudov. Le sous-marin comporte deux réacteurs à eau pressurisée et à l'uranium enrichi. Lancé le 9 août 1957, il rejoint le pôle Nord le 17 juin 1962, pour répondre politiquement à la performance du sous-marin nucléaire américain *Skate* qui avait fait surface au pôle le 17 mars 1959. Le sous-marin subit un important accident le 8 septembre 1967, suite à un incendie d'huile qui va tuer 39 membres d'équipage, dont la plupart tués par le gaz carbonique des extincteurs automatiques. Il a été rapporté par la suite que l'incendie avait été provoqué par un mégot de cigarette dans le compartiment des torpilles. Le *K-3* a été décommissionné en 1988.

Ce premier sous-marin a été l'initiateur d'une longue série de sous-marins d'attaque et lanceurs d'engins, dans un contexte de concurrence avec les États-Unis pendant la guerre froide.

**Évolution des réacteurs russes** L'évolution des REPs de sous-marins russes a suivi celle des réacteurs des pays occidentaux. À partir du concept initial du projet 627, où le circuit primaire était particulièrement sinueux pour s'adapter aux contingences de confinement du bloc réacteur et desservir les GVs (Figure 1.16), les Soviétiques ont compacié au fur et à mesure leur concept. Ils sont passés, passant d'un réacteur à boucles raccourcies avec pompes primaires sur les GVs, ou bien avec GVs et pompes primaires séparés (Figure 1.17), à un système intégré à convection naturelle (Figure 1.18) et, la puissance augmentant, un concept de cuve à cornes pour loger les pompes primaires (Figure 1.19).

**Les réacteurs à neutrons rapides** Bien qu'hors du cadre de notre livre, les Russes ont aussi construit un sous-marin doté de deux réacteurs VT-1 rapides refroidis au plomb-bismuth de 73 MW de puissance (chacun), le *K-27* (Projet 645) (Photo 1.15), pour tenter de réduire la taille du réacteur et de monter en température et en pression. Lancé le 1<sup>er</sup> avril 1962, il n'effectuera que deux missions opérationnelles. Le 24 mai 1968, après un essai de puissance maximale en plongée, une fuite primaire fait chuter la puissance du réacteur bâbord et tue 9 membres d'équipage du fait de la vaporisation du caloporteur à la brèche. La montée en température dans le cœur, occasionnant la baisse de puissance par effet Doppler, a conduit à une fusion partielle

<sup>18</sup> Jean Dessoly : *Premier SNA russe : le Nautilus... à la sauce soviétique*, Sub-marine n° 18, avril 2018, pp. 49-55.

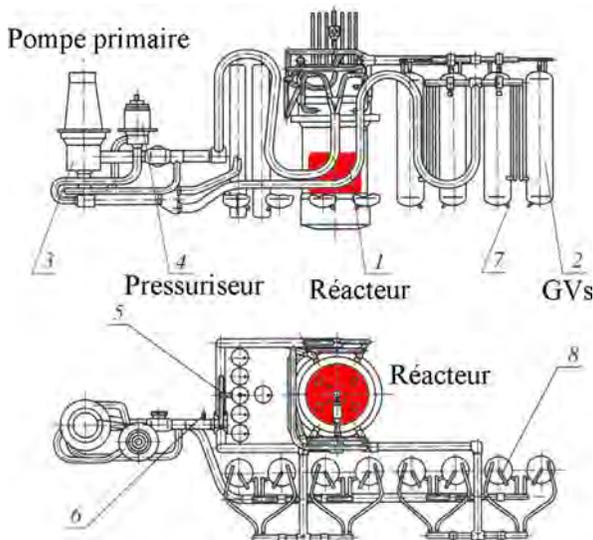


FIG. 1.16 – Circuit primaire en serpentin du *K-3* d'origine. Le risque d'APRP est maximisé pour nourrir les 6 GVs (adapté de [Sarkisova et al., 2008] p. 594).

du combustible. Le *K-27* sera réformé en 1980, et on coulera 270 tonnes de bitume dans le compartiment réacteur endommagé. Puis, le sous-marin sera coulé à l'est de la Nouvelle-Zemble pour se débarrasser du réacteur détruit à moindre frais. Environ 30 autres membres d'équipage décéderont entre 1968 et 2003 des suites de leur irradiation. D'autres sous-marins ont ensuite utilisé des réacteurs rapides refroidis au sodium avec plus de succès.

## Le brise-glace Lénine

[Ladonchamps et Verdeau, 1972] p 188, [Vasilieva, 1999] p222

Dans un cadre de guerre froide, l'URSS se lance aussi dans un important programme nucléaire naval civil. Curieusement, la marine civile russe se montre plus ouverte que la marine militaire au concept de réacteurs nucléaires, car cette dernière refuse à ses débuts de commander et de participer à la construction des premiers sous-marins nucléaires à usage militaire. Cette ouverture d'esprit des civils se concrétise par de nombreux sous-marins nucléaires, mais aussi par la construction du premier navire civil à propulsion nucléaire commandé en 1953 par le ministère de la Marine civile : le brise-glace *Lénine* (Photo 1.16, Photo 1.17) est lancé le 5 décembre 1957, mais ne devient opérationnel qu'en 1959<sup>19</sup>. La construction du brise-glace commence le 24 août

<sup>19</sup> En 1959, l'amiral américain H. Rickover vient visiter l'usine Admiralteyski, pour se faire une idée de l'avancée des Russes dans le domaine de la propulsion nucléaire civile. Il n'est pas prévu qu'il visite l'installation nucléaire du brise-glace, mais insiste tellement qu'il obtient la permission. Sa visite dure deux heures et, après analyse, il prévient les Russes qu'ils vont avoir des problèmes avec les turboalternateurs, ce qui va s'avérer exact. De retour aux États-Unis lors d'un discours au sénat, il affirme que les Américains sont beaucoup plus avancés dans le domaine de la propulsion navale et qu'il faut accélérer les travaux sur le navire nucléaire *Savannah*, qui sera mis à l'eau le 21 juillet 1959.

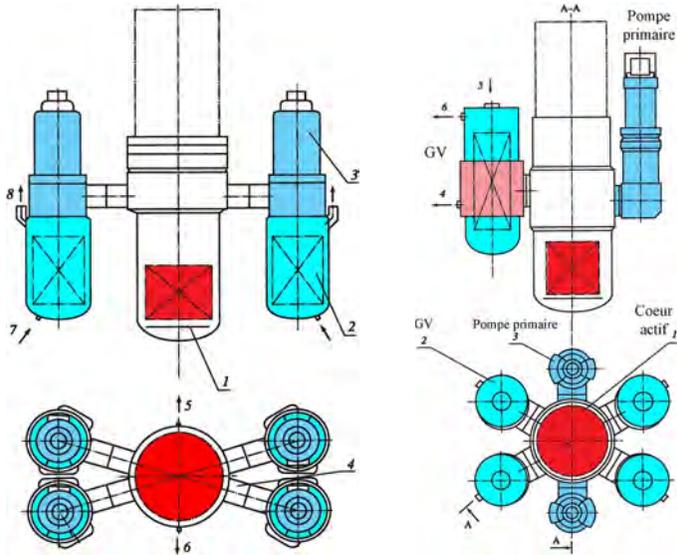


FIG. 1.17 – **Boucles primaires courtes.** Sur le modèle de gauche, les pompes primaires chevauchent les GVs, sur le modèle de droite, GVs et pompes primaires sont séparés (adapté de [Sarkisova et al., 2008] p. 595).

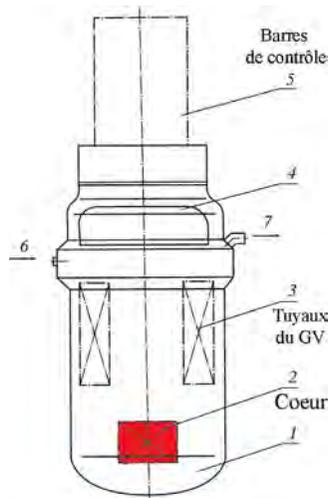


FIG. 1.18 – **Réacteur à convection naturelle.** Le générateur de vapeur est interne à la cuve pour compacter le circuit primaire (adapté de [Sarkisova et al., 2008] p. 595).

1956 à l'usine Admiralteyski de Leningrad. Mi-1958, les premiers éléments combustibles à l'oxyde d'uranium enrichi (5 %) sont fabriqués à l'usine d'Electrostale. Cet enrichissement permet un rechargement tous les 3 ans. Le 17 juin 1959, le réacteur est chargé et le 15 septembre, des remorqueurs le sortent de Neva dans la rade Krasnogroski, près de Kronstadt, sous les ordres du capitaine Pavel Ponomarev, du directeur scientifique

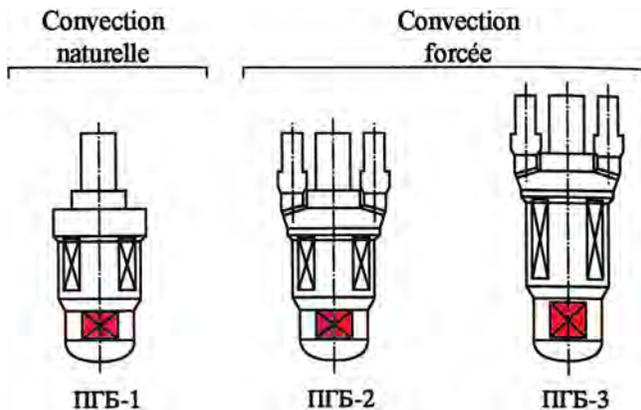


FIG. 1.19 – Évolution du réacteur intégré. L'augmentation de puissance des réacteurs nécessite de réintroduire des pompes primaires coaxiales, montées en « corne » (adapté de [Sarkisova et al., 2008] p. 596). Le réacteur 3 est 3 fois plus puissant que le 1.

Anatoli Alexandrov<sup>20</sup> et du chef de projet Igor Afrikantov<sup>21</sup>. Dans la mer Baltique, il n'y a pas de glace épaisse pour essayer la puissance du bâtiment. C'est pourquoi on l'essaye sur un rocher en ciment fabriqué pour l'occasion ! [Vasilieva, 1999] p. 223. Le *Lénine* effectue plusieurs campagnes de convoyage de plus de 500 bateaux, avant d'être rechargé pour la première fois en 1963. Le bâtiment sera déclassé en 1990.

Le bâtiment (L : 134 m, l : 27 m, tirant d'eau : 9 m, puissance : 44 000 chevaux, déplacement : 16 000 t) est propulsé par deux réacteurs nucléaires OK150 entraînant 4 turbines, pour une puissance de 32,4 MWe chacun (90 MWth), faisant tourner 3 hélices. Un troisième réacteur de réserve est installé. Chaque réacteur est placé dans une enceinte étanche (Figure 1.20). Les cœurs, dont le combustible est de l'oxyde d'uranium enrichi à 5 %, ont une longueur naturelle de campagne de 18 mois. La coque, tout en acier haute résistance, fait 52 mm d'épaisseur à l'avant, ce qui permet

<sup>20</sup> Anatoli Pretrovich Alexandrov (1903-1994) est un physicien nucléaire russe, qui a dirigé le célèbre Institut Kourchatov après la mort de ce dernier. Membre de l'Académie des sciences russe.



Anatoli Alexandrov

<sup>21</sup> Igor Ivanovich Afrikantov (1916-1969) est un ingénieur russe responsable de la construction des réacteurs du *Lénine*. Études d'ingénieur à l'Institut Polytechnique de Gorki de 1934 à 1938.



Igor Afrikantov

PHOTO 1.15 – Le *K-27* naviguant en surface (collection Marguet).PHOTO 1.16 – Le *Lénine* dans les glaces dans les années 1960 (photo agence ITASS).

au bâtiment de fendre la glace de manière efficace. Le plomb étant un matériau cher pour l'époque et le lieu, de fait on réduit la protection gamma au minimum, mais comme il faut que le bâtiment puisse s'amarrer à un autre bateau dans un port, on crée une protection biologique secondaire.

Le bâtiment comporte 3 moteurs électriques, alimentés par 4 groupes turbogénérateurs alimentés par la vapeur produite par les générateurs de vapeur. Ces moteurs font tourner 3 lignes d'arbre, dont l'arbre central est conçu pour recevoir une puissance double des deux autres. La vapeur est produite à 28 bars et 310 °C par deux boucles primaires, chaque boucle comportant un GV vertical. Le cœur actif du réacteur (1 m de diamètre et 1,6 m de hauteur) est contenu dans une cuve d'environ 2 m de diamètre et 4,6 m de hauteur. Le sur-enrichissement initial est contrôlé par la présence de poisons consommables : du bore placé dans les éléments combustibles centraux

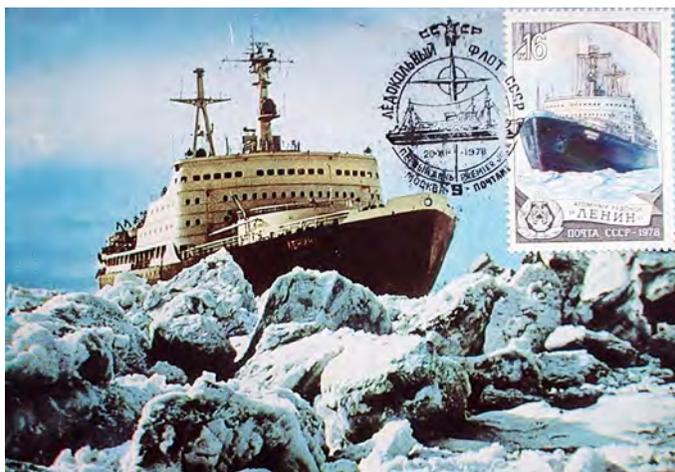


PHOTO 1.17 – Carte postale premier jour (1978) du timbre soviétique à l’effigie du brise-glace *Léningrad* (collection Marguet).

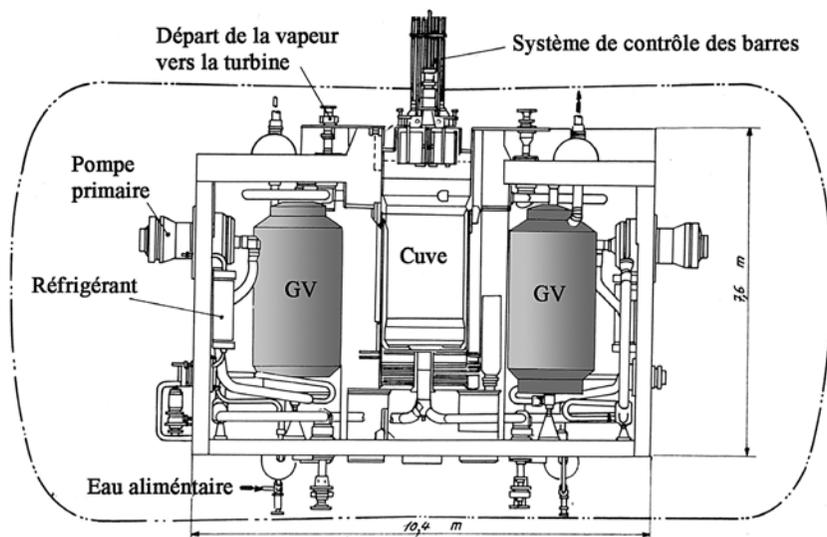
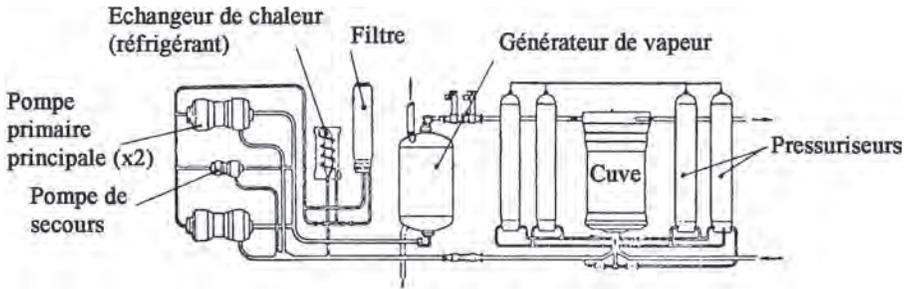
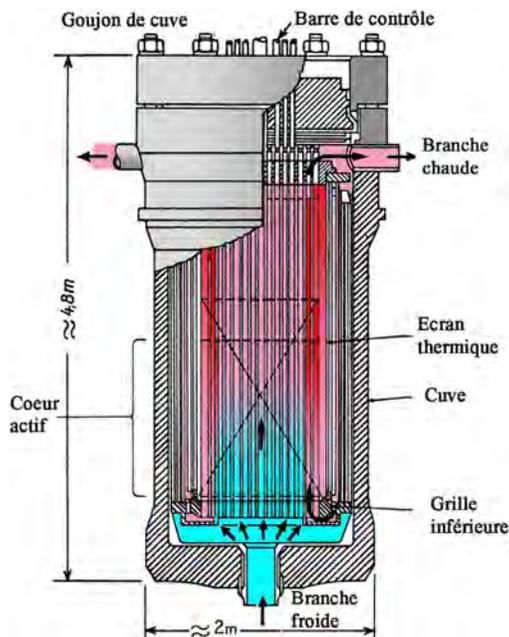


FIG. 1.20 – Enceinte d’un des trois réacteurs du *Léningrad*.

pour aplatir la nappe de puissance. Les barres de contrôle sont introduites par le haut, et pilotées par un jeu de pignons et crémaillères entraînés par un moteur électrique. Un accouplement d’électro-aimants permet de libérer les barres sous l’action de ressorts.

En ce qui concerne le circuit primaire (Figure 1.21), deux boucles comportant chacune deux pompes primaires (rotor noyé, 250 *kWe*), font circuler l’eau dans le cœur.

FIG. 1.21 – Une des deux branches du circuit primaire du *Lénine*.FIG. 1.22 – La cuve du *Lénine* (adapté de [Ladonchamps et Verdeau, 1972] p 131).

L'eau froide entre par le bas de la cuve (très dangereux en cas de rupture du collecteur froid!), et l'eau est chauffée par la partie centrale du cœur actif où le flux de chaleur est maximum. Par un curieux arrangement des internes supérieurs, une partie de l'eau ainsi chauffée redescend dans un bypass down-flow, et est réinjectée en pied des assemblages périphériques pour y subir une nouvelle chauffe. Cette tentative de mieux utiliser la périphérie du réacteur pour obtenir une température d'eau plus uniforme en sortie de cœur, est assez unique dans l'histoire des REPs.

Un accident de perte de réfrigérant primaire sur un des deux réacteurs a eu lieu en février 1965, occasionnant la fusion de plusieurs éléments combustibles qui sont restés coincés dans le cœur au déchargement. On suspecte les Russes d'avoir noyé le réacteur endommagé en pleine mer.

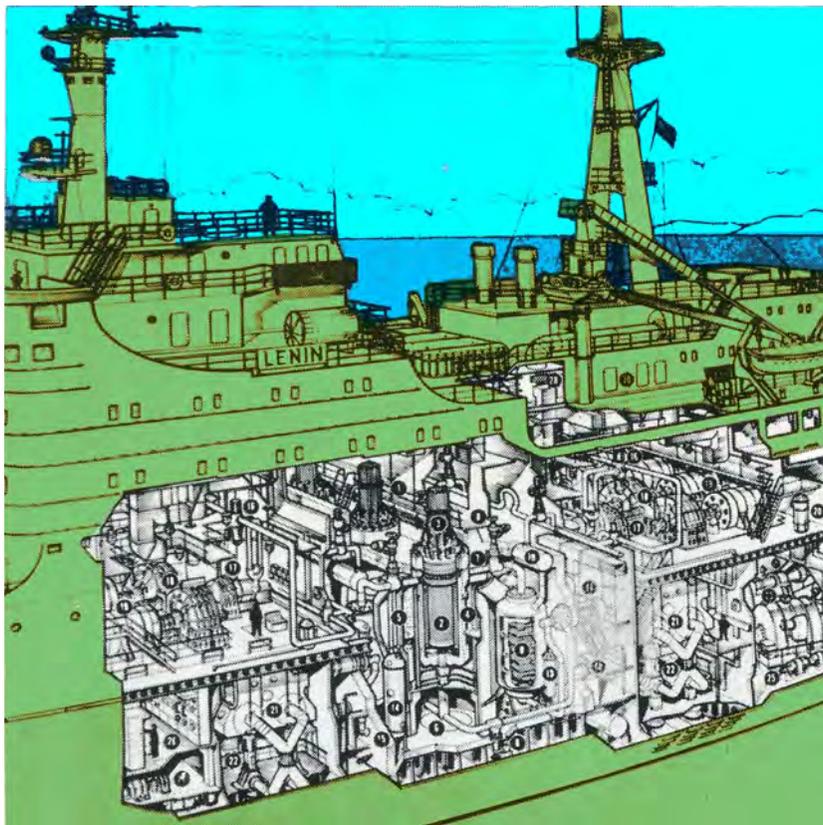


FIG. 1.23 – Un écorché du *Lénine*. On distingue les trois réacteurs nucléaires (numéro 2) côte-à-côte au milieu de la cale.

Sept autres brise-glaces ont succédé au *Lénine* : *Arktika*, *Sibir*, *Russia*, *Sovietzki Souz*, *Taimyr*, *Vaigach* et *Yarnal*. Le 17 août 1977, le brise-glace russe *Arktika* fut le premier navire de surface à atteindre le pôle Nord, disposant de deux réacteurs OK900 de 171 *MWth* chacun (Photo 1.19), initiant une classe de plusieurs vaisseaux du même type. Citons aussi pour information le porte-conteneurs *Sevmorput* de 1988.

### Le TES-3

À titre de curiosité, signalons le réacteur russe TES-3 de 1,5 *MWe* construit en 1958 et monté sur un châssis de char élargi. Ce réacteur mobile, opérationnel de 1961 à 1964, était destiné à la production d'électricité en zone difficile d'accès comme la péninsule de Kamtchatka et les zones du grand Nord sibérien. Trois réacteurs ont été construits.

Selon les informations fournies par les Soviétiques, le réacteur pesait 8 800 *kg* et la génératrice 1 500 *kg*. La température en entrée du cœur actif était de 270 °C et de 300 °C en sortie. La pression du primaire était de 130 *atmosphères*, celle du condenseur de 130 *milli-atmosphères*. La température de la vapeur était de 280 °C à 20 *atmosphères*.

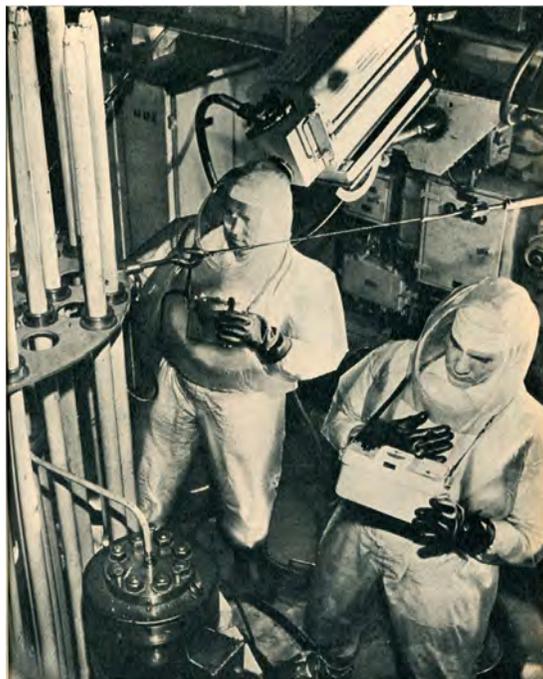


PHOTO 1.18 – Une rare photo des opérateurs du *Lénine* en zone chaude à la fin des années 1950 (collection Marguet).



PHOTO 1.19 – La cuve d'un réacteur de la classe Arktika (photo Rosatom).



PHOTO 1.20 – Poster de présentation du *TES-3* du musée du nucléaire d’Obninsk. Monté sur un châssis de char à 9 essieux, le TES-3 a un poids supposé de 310 tonnes.

### 1.3.3 Les réacteurs navals en France

[Drevon et al., 1983] p. 467

La propulsion nucléaire va aussi avoir des développements importants dans notre pays. Les sous-marins d’attaque et lanceurs d’engins font partie intégrante de la force de dissuasion crédible mise en place à l’initiative du général de Gaulle, très intransigent en la matière. La première tentative de propulsion nucléaire française date du projet Q244<sup>22</sup>, un sous-marin expérimental d’environ 6 000 tonnes en plongée et conçu par l’ingénieur de Génie maritime André Gempp<sup>23</sup>. Ce sous-marin fut mis en chantier en juillet 1955 et devait être muni d’un réacteur à l’uranium naturel modéré à l’eau lourde. L’impossibilité d’obtenir de la part des Américains de l’uranium enrichi étouffe le projet, car un réacteur à l’uranium naturel aurait une taille trop importante (à titre indicatif, un réacteur comme G2 modéré au graphite, mais refroidi au CO<sub>2</sub>, a un poids d’environ 2 300 tonnes!). Même avec un modérateur à eau lourde, les physiciens du CEA, malgré des innovations très intéressantes, se rendent vite compte que la calandre

<sup>22</sup> 244<sup>e</sup> coque mise en service par l’arsenal de Cherbourg.

<sup>23</sup> André Gempp (1920-2005). Après l’École polytechnique (promotion 1939), il embrasse la carrière militaire en choisissant le corps du Génie maritime. Il est ensuite affecté à Toulon à l’entretien des sous-marins. À l’époque, la force sous-marine se compose de vieux sous-marins français et de sous-marins allemands réquisitionnés en dommages de guerre. Il améliore le concept de Bathyscaphe du professeur Piccard permettant une plongée à 4 000 m. Après l’échec du projet Q244, il est le maître d’œuvre architecte du *Redoutable* avec un rôle semblable pour la France (toutes proportions gardées) à celui de l’amiral Rickover aux États-Unis. Commandeur de la Légion d’Honneur, il aura fait toute sa carrière au service des constructions navales.



Photo : Marine nationale



PHOTO 1.21 – Lancement du tronçon inachevé du Q244 pour libérer la cale de construction de l’arsenal de Cherbourg (photo DCN).

d’eau lourde est bien trop volumineuse<sup>24</sup>, sans parler des générateurs de vapeur, pour espérer l’introduire dans un sous-marin de forme cigare, même en utilisant un combustible au plutonium que la France ne possède d’ailleurs pas en quantité suffisante ! D’autre part, le bilan de réactivité avec de l’uranium naturel est tellement serré, qu’il est quasiment impossible de redémarrer le réacteur au pic xénon. Seul espoir, diminuer le volume en utilisant de l’uranium enrichi et en pressurant l’eau.

Des éléments du sous-marin sont alors reconvertis en 1960 en un nouveau projet sous le nom de *Gymnote 2* (alias Q251), un sous-marin à propulsion conventionnelle destiné à tester des options de lancement pour les SNLE. Il tirera au final 130 missiles d’essais. La situation se débloque en décembre 1957 quand les États-Unis envisagent de fournir de l’uranium enrichi aux nations associées à l’OTAN avec une licence assez restrictive, mais permettant à la France de développer un programme de propulsion navale, en parallèle de la construction d’une usine d’enrichissement sur le sol national pour ne plus dépendre des Américains<sup>25</sup>. Le 8 juin 1959 est créé au sein du CEA le Groupe de Propulsion nucléaire, qui deviendra un département piloté par Jacques Étienne Chevalier<sup>26</sup>, dont la mission est l’étude et la réalisation d’un prototype à terre de propulseur nucléaire de sous-marin<sup>27</sup>.

<sup>24</sup> Charles Fribourg : *La propulsion nucléaire navale*, Revue générale nucléaire n° 2, 1999, pp. 32-49. Charles Fribourg a longtemps donné un cours au Génie atomique sur *la conception des réacteurs à eau pressurisée de propulsion navale*.

<sup>25</sup> CEA, Rapport annuel 1975, commentaire de Jean Teillac, p. 9.

<sup>26</sup> Jacques Étienne Chevalier (1921-2009). Après l’École polytechnique en 1940 et l’École nationale supérieure du Génie maritime, il devient responsable de Département de Construction nucléaire (1959-1968), directeur de la Direction des Applications militaires du CEA (1972-1986). Il est le principal concepteur du PAT et de ses déclinaisons (CAP...).



Jacques Chevalier

<sup>27</sup> CEA Rapport annuel 1979, p. 42.



PHOTO 1.22 – Plaquette de présentation du *Redoutable* de la Direction des Constructions navales (1967) (collection Marguet).

À partir des travaux du groupe, on décide le 18 mars 1960 la construction du Prototype A Terre (PAT), qui diverge le 14 août 1964 à Cadarache, et atteint la pleine puissance le 25 août avec de l'uranium enrichi fourni par les Américains<sup>28</sup>. Le PAT a été précédé par une maquette à échelle réduite : la pile AZUR, qui diverge en avril 1962. Des calculs de cœur sont menés avec un combustible plaque sur le réacteur piscine AZUR, et des tests de composants sur des boucles expérimentales. Le projet PAT, qui atteint 200 % de sa puissance contractuelle en 1966, s'avère un parfait succès et fonctionnera jusqu'en 1992 pour former les marins de la Marine nationale. Le premier projet français concrétisé aboutira au sous-marin nucléaire lanceur d'engins (SNLE), *Le Redoutable*, dont la commande officielle date du 16 mai 1963. Sous la maîtrise d'œuvre principale de Henri Bensussan et la maîtrise d'architecture de André Gempp, la Direction des Constructions navales de la Marine nationale construit à partir de décembre 1960 un sous-marin de 8 920 tonnes en plongée, doté d'un réacteur à eau pressurisée alimentant deux turbines à vapeur, une avec un groupe turbo-alternateur pour la production d'électricité et un groupe turbo-réducteur d'une puissance utile de 16 000 chevaux (11 760 kW) faisant tourner un arbre avec hélice. Le secours est assuré par un moteur électrique alimenté par 2 diesels-alternateurs Pielstick pour un total de 1 156 kW. La vitesse maximale en plongée est de 20 nœuds nautiques (37 km/h). Le sous-marin emportait 16 missiles balistiques M1, puis des M2 et M20 avec tête nucléaires TN71 et des torpilles<sup>29</sup>. Lancé officiellement le 29 mars

<sup>28</sup> L'amiral Rickover pensait que les Français seraient incapables de mettre au point une chaudière nucléaire à partir de ce combustible, d'où l'accord des Américains pour livrer de l'uranium enrichi !

<sup>29</sup> Navires et Histoire, Hors-série n° 24 : *Le Redoutable, premier sous-marin nucléaire français*, mai 2015.





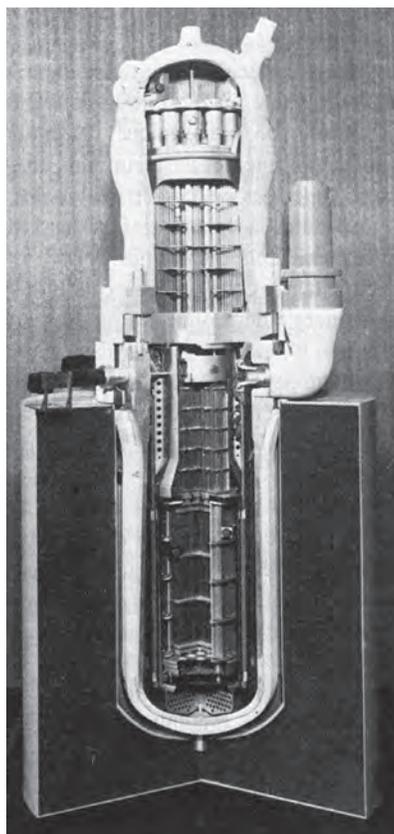


PHOTO 1.24 – Maquette de la CAP.<sup>31</sup> (photo DR).

en 1994 qui est le premier SNLE de nouvelle génération emportant un réacteur K15 de 150 MW, précurseur de la classe portant son nom. En 2019, la France dispose de 4 SNLE<sup>32</sup> (14 300 tonnes, 2 équipages de 111 marins) : le *Triomphant* (S616), le *Téméraire* (S617), le *Vigilant* (S618) et le *Terrible* (S619). Elle dispose aussi des sous-marins d'attaque (SNA) de la nouvelle classe Rubis (2 670 tonnes de déplacement, 2 équipages de 68 marins) qui comporte les *Rubis* (S601), *Saphir* (S602), *Casabianca* (S603), *Émeraude* (S604), *Améthyste* (S605) et *Perle* (S606).

La particularité des chaudières de sous-marin est la compacité, poussée à l'extrême. Le générateur à tubes en U inversés est placé en couvercle de la cuve, de telle façon que l'eau chauffée par le cœur arrive canalisée dans la partie centrale pour rentrer dans un cercle de tubes en U qui redistribuent l'eau refroidie par le secondaire en périphérie de la cuve. L'eau est canalisée par une virole de séparation entre la partie supérieure du cœur et la plaque de tubes GV. L'eau sortant de GVs est envoyée par les tubes à proximité de l'aspiration des pompes primaires. Les pompes primaires sont

<sup>31</sup> J. Baujat : *La propulsion nucléaire en France*, Nuclear Energy Maturity, Proceedings of the European Nuclear Conference, Paris, 21-15 April 1975, Invited sessions, Pergamon Press, 1975, pp. 83-86.

<sup>32</sup> Cols bleus, Hors-série, janvier 2019, *Marine nationale 2019*, Dossier d'information.



PHOTO 1.25 – Embarquement de la cuve du réacteur compact du sous-marin *Le Triomphant* à Cherbourg. On peut juger de la taille réduite de la chaudière par comparaison avec le personnel (photo CEA). Les « cornes de la cuve » contiennent les pompes primaires. Leur emplacement facilite énormément la maintenance, puisqu'on peut ouvrir la pompe en gardant un niveau d'eau dans le primaire qui atteint le bas du volute de la pompe (l'équivalent d'une situation PTB-RRA d'un réacteur de puissance, permettant l'accès aux GVs).

des pompes centrifuges à axe de rotation vertical. Contrairement aux pompes de réacteur de puissance, elles disposent de deux vitesses de rotation permettant d'adapter le débit aux conditions d'évolution du bâtiment. Le stator de la pompe comprend alors deux bobinages distincts dont le nombre de pôles correspond aux vitesses désirées. Pour assurer une étanchéité totale, on utilise des pompes à rotor noyé à savoir que la cage d'écureuil du moteur électrique asynchrone est enveloppée dans un chemisage en acier inoxydable non magnétique qui est entouré d'eau primaire. Cette protection empêche l'oxydation mais le rendement électrique est médiocre. L'avantage d'un rotor noyé est qu'on évite l'épineux problème des successions de joints de pompe primaire assurant la fonction presse-étoupe des réacteurs de puissance, où il faut assurer une contre-pression pour éviter les fuites le long de l'arbre. En ce qui concerne la vapeur, on notera que la recherche du meilleur rendement thermodynamique n'est pas la préoccupation première de la propulsion navale, contrairement aux réacteurs de puissance. Les turbines de sous-marins sont souvent à un seul corps, sans séparation ni soutirage intermédiaire qui pourrait permettre d'améliorer le rendement en réchauffant l'eau en sortie de condenseur. De fait, elles s'accommodent plus facilement d'une vapeur saturée ou faiblement surchauffée (vapeur saturée à environ 30 bars). De même, le vide au condenseur n'est pas aussi poussé : 250 mbar au lieu de 40 mbar pour les réacteurs de puissance).



PHOTO 1.26 – Mise à l'eau du *Triomphant*. 34 robots marcheurs hydrauliques supportant chacun 400 tonnes portent le sous-marin vers une barge mobile de mise à l'eau en bassin. La presse grand public insiste sur la furtivité du navire (la puissance acoustique rayonnée serait de l'ordre de quelques millièmes de watt à faible vitesse, soit un facteur 1 000 par rapport au *Redoutable*). Le réacteur K15 de 150 MW est décrit par contre très sommairement : « Le CEA a développé un appareil évaporatoire nucléaire du type intégré suivant un concept déjà adopté pour les sous-marins nucléaires d'attaque Rubis. Le générateur de vapeur est installé directement au-dessus de la cuve ».

La commande des barres de contrôle se fait à partir de motoréducteurs et de coupleurs à mouvement circulaire et axe horizontal au travers de la bride de cuve, et attaquent des crémaillères par des renvois d'angle. C'est le même principe que le réacteur civil américain MH-1A que nous illustrons par la suite. Les tiges de barres traversent le GV par des doigts de gant aménagés au milieu du faisceau de tubes en U (principe de la chaudière prototype Chaudière avancée prototype, CAP), ce qui permet la remontée des crémaillères. Le hafnium, puissant absorbant neutronique, est souvent utilisé car il n'a pas besoin d'être gainé dans l'eau. Les pompes primaires sont logées dans des « cornes » de la cuve, telles qu'on a l'habitude de les appeler (voir Photo 1.25). Ces cornes servent à la fois de volute et de support des pompes, dont la circulation d'eau est coaxiale. En sortie de pompe, l'eau est envoyée dans le down-comer en périphérie de cuve qui fait office de branche froide.

La protection biologique d'un réacteur de sous-marin est un problème crucial pour les équipages. Il faut en particulier se prémunir de l'irradiation de l'eau qui forme de l'azote 16 (période 7 s) en s'arrangeant pour que cette désintégration ait lieu dans la cuve. Cela est le cas grâce à l'absence de branches primaires, qui limite aussi le risque

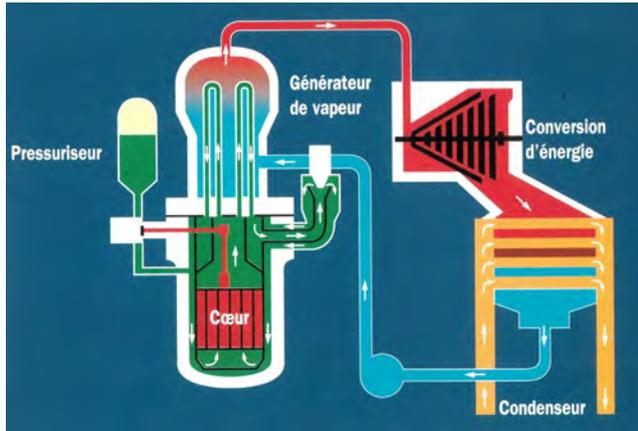


FIG. 1.25 – Principe d'une chaudière « à cornes ». La source froide est l'eau de mer, abondante et facile d'accès. Le débit de refroidissement du condenseur doit être très important pour ne pas laisser une trace thermique trop détectable derrière le bâtiment.

d'APRP. On évite l'utilisation du bore soluble dans l'eau, générateur d'importants effluents, en préférant des absorbants sous forme de barres de hafnium.

Le combustible nucléaire des sous-marins ne se présente pas sous la forme de crayons combustibles comme on a l'habitude de les rencontrer dans les REPs de puissance, mais plutôt sous forme de plaques. Le combustible se présente sous la forme de petits pavés d'oxyde d'uranium plus ou moins enrichi dont la forme rappelle celle d'un caramel, d'où le nom du combustible. Ce fractionnement en pavés est intéressant vis-à-vis du risque de rupture de gaine. On évite l'uranium métallique qui se corrode fortement dans l'eau chaude ( $> 250\text{ }^{\circ}\text{C}$ ). Les pavés sont logés dans des plaques minces en alliage de zirconium sous la forme de « plaques de chocolat », qui sont assemblées dans un assemblage de plusieurs plaques (Photo 1.27). Cette technologie permet au combustible d'assurer des variations rapides de puissance sans risque de rupture de gaine. Ces variations rapides sont caractéristiques des sous-marins. Ce type de combustible a été utilisé à partir de 1979 dans des réacteurs expérimentaux comme OSIRIS à Saclay. Comme le cœur est compact, les fuites neutroniques sont importantes :  $10\ 000\ pcm$ , soit deux fois celles d'un REP de puissance, d'où un enrichissement élevé, d'autant plus que la quantité de zirconium est aussi comparativement plus élevée pour des raisons de tenue mécanique, ce qui augmente la capture parasite du gainage. Par contre, la hauteur faible du cœur actif élimine le risque d'oscillation axiale du xénon, qui n'apparaît pas pour des tailles de cœur inférieures au mètre.

Les sous-marins nucléaires d'attaque de la classe Rubis sont extrêmement compacts. Leur réacteur K48 ( $48\ MW_{th}$ ) chauffe l'eau du primaire, qui produit de la vapeur dans le générateur de vapeur. La vapeur fait tourner deux turbines posées sur deux condenseurs réfrigérés par l'eau de mer. L'énergie de la turbine est convertie en électricité *via* un alternateur et un redresseur. Des pompes alimentaires d'extraction renvoient l'eau des condenseurs vers le GV. Deux groupes turbo-mécaniques entraînés à vitesse constante desservent chacun un alternateur de propulsion (ATP), un alternateur force (AF) et une pompe alimentaire attelée. C'est un moteur électrique



PHOTO 1.27 – Le combustible « Caramel » du réacteur Osiris (photo CEA). La pièce cylindrique en arrière-fond est le pied d'assemblage. Les pastilles parallélépipédiques d'oxyde d'uranium frittées sont isolées les unes des autres et disposées entre deux tôles de zircaloy. Cette disposition limite la contamination du primaire en cas de dégradation du combustible par rapport au concept de crayon cylindrique.

à courant continu qui fait tourner l'arbre d'hélice. Le courant issu de chacun des deux ATP est redressé par deux hacheurs. Deux moteurs d'entraînement principaux (MEP) à courant continu entraînent la ligne d'arbre en marche avant ou arrière. La variation de vitesse des MEPs est obtenue en faisant varier l'intensité du courant d'excitation des ATP *via* un alternateur inversé (Fribourg Op. Cit).

En dernier lieu, signalons le premier bâtiment nucléaire de surface français, le porte-avions *Charles de Gaulle*, qui est muni de deux réacteurs K15. Ces réacteurs intègrent dans un même bloc la cuve et le générateur de vapeur coiffant celle-ci (Figure 1.26). Du fait de l'encombrement, les barres de contrôle sont manœuvrées non pas par le haut, mais par des renvois d'angles. Ce bloc est une cuve étanche qui sert de troisième barrière (près de 1 000 tonnes!). Le réacteur propulse le porte-avions à près de 22 nœuds, ce qui permet de créer un vent artificiel favorable au décollage des avions. La vapeur produite par le générateur de vapeur alimente aussi les catapultes de lancement des avions, qui se détendent à 200 km/h. La vapeur sert aussi à produire de l'eau douce à partir de l'eau de mer *via* quatre postes de distillations produisant chacun 1,5 l/s d'eau douce. Cette eau est surtout utilisée pour dessaler les avions de leur gangue de sel après opération. En complément, le porte-avions embarque deux diesels de secours de 1,2 MW et deux turbines à combustion de 600 kW.



**Le réacteur K15** du porte-avions "Charles de Gaulle" dans son enceinte de confinement qui constitue la troisième enveloppe. Ce "bidon" géant de près de 10 mètres de haut avec son réacteur assemblé à Indret pèsera 1 000 tonnes.

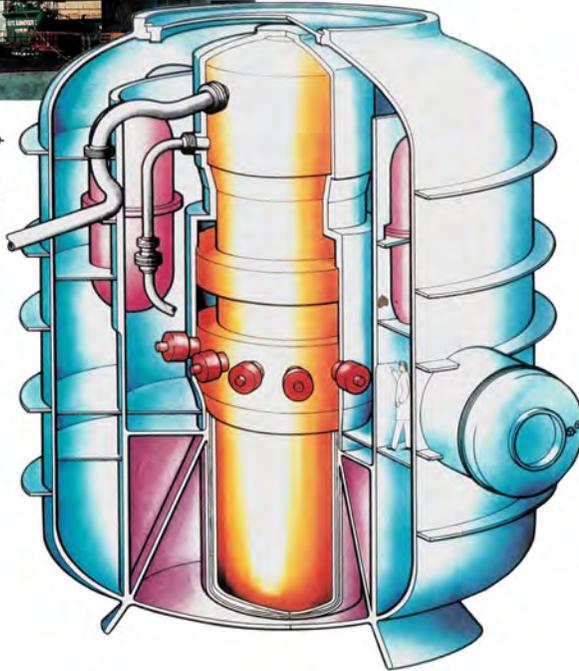


FIG. 1.26 – Le réacteur K15 du *Charles de Gaulle*.

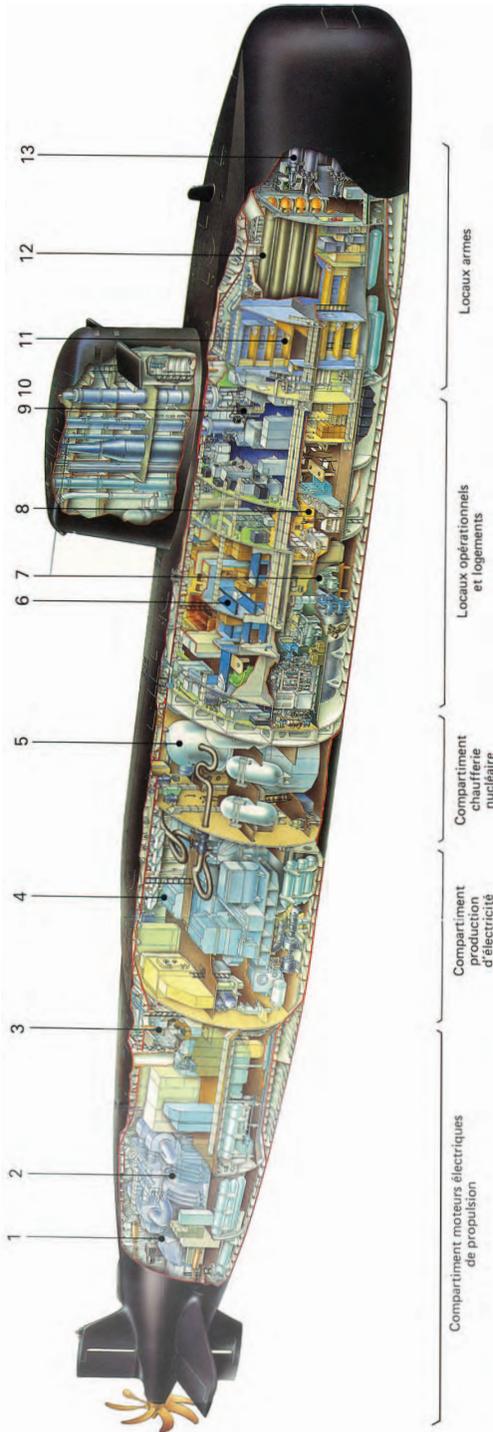


FIG. 1.27 – Le sous-marin nucléaire d'attaque type « Rubis ».

2 385 tonnes, 72 m de longueur, 7,6 m de diamètre, vitesse supérieure à 25 *navuds*, immersion supérieure à 300 m, équipage 66 hommes.

1. Moteur électrique de secours, 2. Moteur électrique principal, 3. Poste de commande principal, 4. Turbo-alternateurs, 5. Générateurs de vapeur, 6. Logements des officiers, 7. Compartiment des auxiliaires, 8. Cuisine, 9. Poste central de navigation et opérations, 10. Périscope, 11. Logement équipage, 12. Stockage des armes, 13. Tubes lance-armes (torpilles et missiles à changement de milieu (d'après une plaquette de la Direction des Constructions navales).

## 1.4 Shippingport (USA)

[Alami et Ageron, 1958] p. 169, [Atoms for peace, 1955] Vol. III, pp. 247-283, [El-Wakil, 1962] p. 357, [Pickard et al., 1961] p. 125,

En décembre 1953, le président Eisenhower fait une déclaration aux Nations Unies restée célèbre sous le nom de « *Atoms for Peace* » (Photo 1.28) pour un usage pacifique de l'énergie nucléaire selon un programme administré par une nouvelle entité : l'International Atomic Energy Agency (AIEA).

Dans l'objectif d'attirer des sociétés privées, le gouvernement américain fait un appel d'offres pour un programme de cinq ans dédié à la construction d'un réacteur de puissance, qui bénéficierait du support de la puissance publique, à savoir la fourniture d'uranium enrichi, jusque-là réservé aux forces militaires, et un accès privilégié aux informations technologiques jusqu'alors classifiées Secret Défense, via l'Atomic Energy Commission (AEC) qui supervise toutes les activités américaines dans le domaine depuis l'*Atomic Energy Act* de 1946. C'est la compagnie Duquesne Light de Pittsburgh (Pennsylvanie) qui fait la meilleure offre en proposant gratuitement un site lui appartenant, Shippingport, et en dotant le projet d'un réacteur à eau pressurisé de 30 millions de dollars sur les cinq ans<sup>33</sup>. C'est la société Westinghouse Electric qui est choisie comme assembleur. Ce projet va d'ailleurs placer Westinghouse comme l'acteur principal du développement des REPs. Comme la technologie dérive des réacteurs de sous-marins, on fait appel à l'amiral Rickover pour superviser le projet (Photo 1.29).

Le réacteur de Shippingport, construit à Beaver Valley sur la rivière Ohio en Pennsylvanie à partir de 1955, est le premier réacteur à eau pressurisée à avoir produit de l'électricité pour la région de Pittsburgh. Il diverge le 2 décembre 1957 et atteint la pleine puissance dès le 18 décembre (62 *MWe* brute, 50 *MWe* nette). Sa puissance nominale est augmentée à 100 *MWe* à partir de 1964 par une nouvelle conception du cœur.

La technologie de Shippingport résulte d'un effort des Américains pour transposer les réacteurs à eau militaires pour les sous-marins à des réacteurs civils électrogènes. Il mérite qu'on s'y attarde dans la mesure où l'on peut considérer qu'il est à l'origine de tous les réacteurs REP existants. De nombreuses innovations technologiques ont été testées et validées pour ce réacteur. Le réacteur fut couplé au réseau en décembre 1957 et a fonctionné jusqu'en octobre 1982. D'une puissance d'environ 225 *MWth* (60 *MWe*), le réacteur, qui est une collaboration entre AEC, Westinghouse et Duquesne Light, avait pour objectif de déterminer les paramètres de réseaux de cœurs enrichis modérés par de l'eau.

Le calcul du réacteur fut effectué sur un IBM 704, tout d'abord à 2 groupes d'énergie puis à 4 groupes. Les coefficients de diffusion provenaient d'une condensation d'une transformation de Fourier à 54 groupes en approximation P1. Le premier calcul supposait une composition isotopique uniforme dans le cœur, puis un deuxième calcul sépara le cœur fissile des couvertures fertiles. Le réacteur présente un coefficient Doppler minimum de  $-20 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ , du fait du très fort pourcentage d'uranium 238.

<sup>33</sup> Richard G. Hewlett, Jack M. Holl : *A history of the United States Atomic Energy Commission, 1952-1960*, note DOE/NBM - 7010972, DE87 010972.



PHOTO 1.28 – Le timbre américain commémorant l’initiative « *Atoms for peace* » du président Eisenhower. La sphère de gauche met en valeur les États-Unis, la sphère de droite l’URSS.

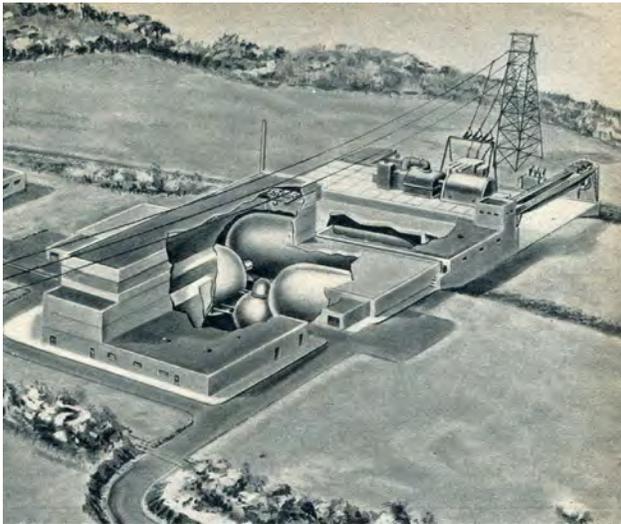


FIG. 1.28 – Vue d’artiste de Shippingport (1956).



PHOTO 1.29 – L’amiral Rickover et son assistante dans le sas d’entrée du réacteur de Shippingport (photo First Energy Corporation).

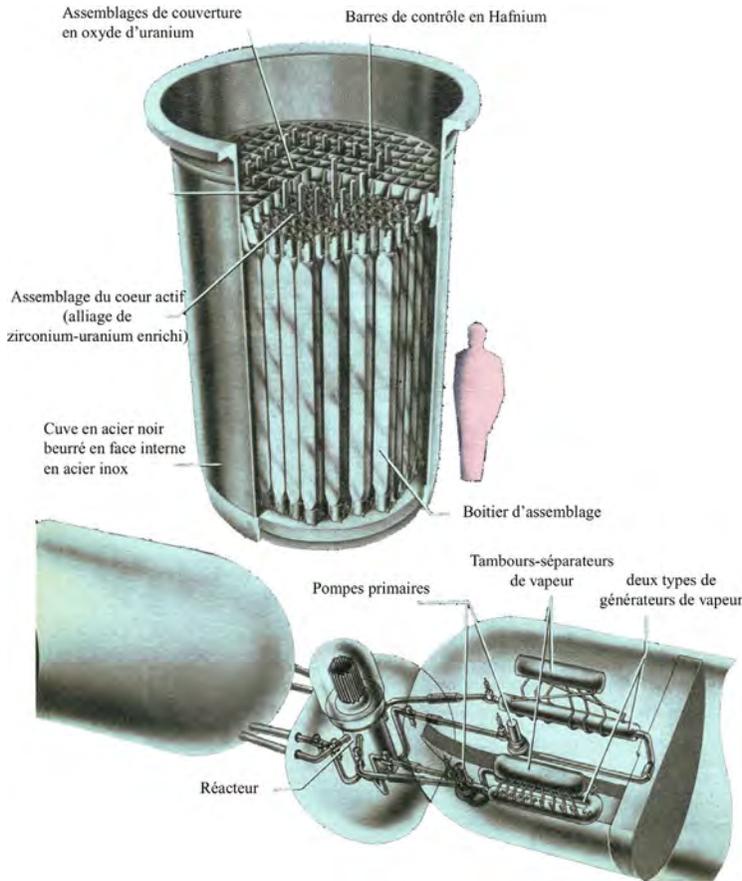


FIG. 1.29 – Schéma de principe des composants de Shippingport.

Le circuit primaire est constitué de 4 boucles dont chaque branche froide pénètre dans la cuve par un ajutage situé dans la partie inférieure de celle-ci, ce qui est une différence importante par rapport au concept actuel où les branches froides sont au même niveau que les branches chaudes. Trois branches suffisent à évacuer la puissance nominale du cœur. La quatrième est gardée en réserve. L'idée d'une branche en réserve a été abandonnée dans les concepts plus récents, probablement parce qu'elle induit une dissymétrie dommageable des écoulements en entrée du cœur. L'eau circule dans le primaire grâce à des pompes centrifuges à simple étage et à moteur blindé (9 tonnes, 1 200 kW alimenté par du courant 60 hertz, 2 300 V) qui assurent un débit total de 3 branches de 10 200 m<sup>3</sup>/heure, ce qui assure une vitesse d'eau dans le cœur de l'ordre de 3 à 6 m/s. L'eau entre dans la cuve à 265 °C et s'échauffe jusqu'à 283 °C pour sortir par les trois branches chaudes vers les générateurs de vapeur. La vapeur sèche à 52 bars produite par les GV est envoyée vers une turbine (1 800 tours/min avec un débit de 370 tonnes/heure). La pression est maintenue à 140,6 bars (2 000 psi) par un pressuriseur qui permet de maintenir l'eau à l'état liquide jusqu'à une température de 335 °C.

On a assuré une séparation physique du réacteur et de son système de refroidissement par un casematage en acier divisé en quatre compartiments distincts (Figure 1.29) réunis par de larges conduites tubulaires. Ce casematage a pour fonction principale de limiter la propagation de la radioactivité en cas d'accident de fusion du cœur et de rupture de circuit primaire. La cuve est située dans une cavité sphérique et les 4 branches sont réparties dans deux cavités (2 branches par cavité) en forme de gélules (Figure 1.30). Une quatrième cavité cylindrique renferme les systèmes auxiliaires et le pressuriseur. L'idée est clairement de pouvoir intervenir sur certains composants réacteur en marche. La cuve est suspendue au niveau des ajutages de sortie (et non pas encastrée ou supportée), ce qui permet de prendre en compte une dilatation radiale des différents circuits. Les générateurs de vapeur sont aussi suspendus et les pompes primaires sont encastrées dans un bâti à fixation élastique toujours pour prendre en compte d'éventuels problèmes de dilatation.

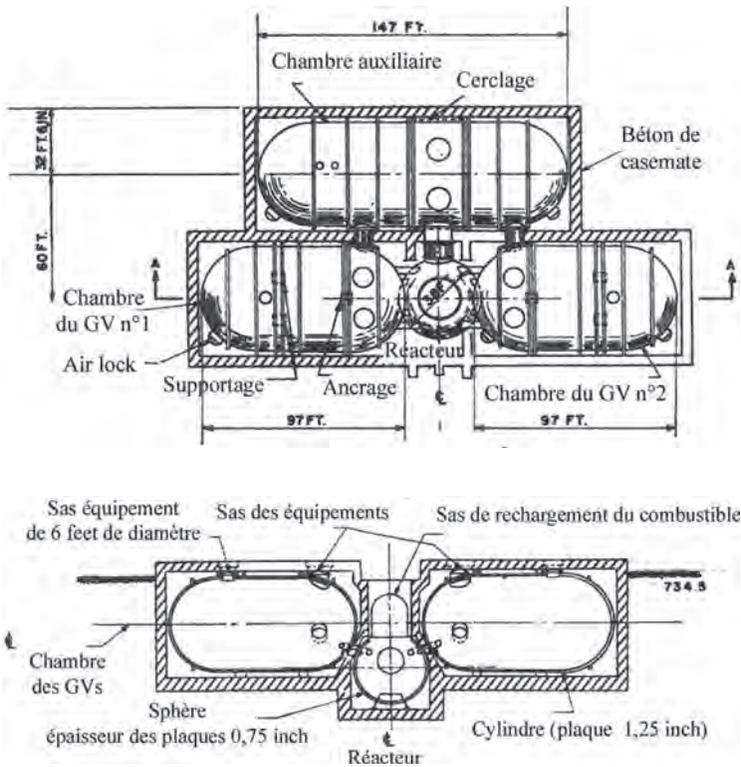


FIG. 1.30 – Casemates du réacteur de Shippingport (d'après [Pickard et al., 1961] p. 399).

La cuve du réacteur (Photo 1.30, Figure 1.31) a une hauteur de 10 m pour un poids de 227 tonnes. Elle est réalisée en acier au carbone, revêtue d'une peau en acier inoxydable en face interne pour une épaisseur totale de 21,6 cm. Le corps cylindrique de la cuve est constitué à partir de deux viroles, elles-mêmes constituées de deux plaques, d'où des opérations de soudage complexes. Un couvercle forgé de 25 cm dispose d'une bride trouée de 24 trous laissant passer les goujons de serrage,



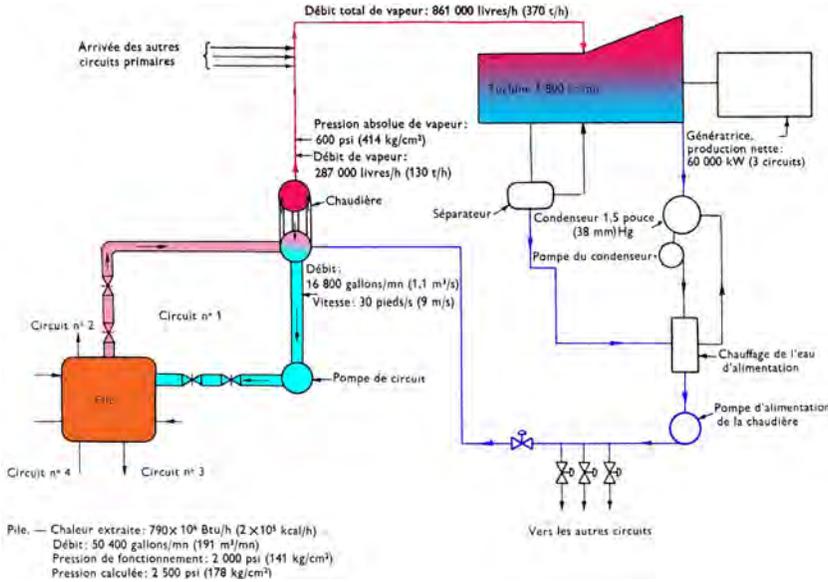


FIG. 1.32 – Circuits primaire et secondaire du réacteur de Shippingport.

Le circuit primaire (Figure 1.32) comporte deux pompes haute pression de 95 *l/min* et une pompe de gavage basse pression de 380 *l/min*. Un pressuriseur règle la pression à la consigne. La protection en surpression est assurée par des soupapes de sûreté. Un circuit de purification élimine les impuretés de l'eau pour limiter sa radioactivité. Une partie de l'eau du primaire passe en continu dans un déminéraliseur en dérivation *via* deux circuits de purification en parallèle sur deux des quatre branches. La circulation est assurée par la charge excédentaire de la pompe primaire. Un débit de 150 *l/min* passe dans les tubes d'un échangeur-régénérateur, puis les tubes d'un échangeur non-régénérateur, enfin dans un déminéraliseur à lit composé dans l'enveloppe de l'échangeur-régénérateur, puis l'eau purifiée retourne dans le primaire. Le système de purification utilise des résines échangeuses d'ions qu'il faut renouveler régulièrement. Des vannes d'arrêt permettent d'isoler une branche en cas de fuite. Ces vannes sont commandées hydrauliquement par des bouteilles d'air comprimé. Ces vannes sont situées de façon à être accessibles pour maintenance. Un circuit de vidange du réfrigérant permet d'envoyer l'eau radioactive vers un réservoir de traitement des effluents (l'équivalent de la bache TEP actuelle).

Le cœur se présente comme un pseudo-cylindre de 1,80 *m* de haut pour 1,80 *m* de diamètre. Il est constitué de 32 assemblages fissiles très enrichis à 90 % d'uranium 235 (52 *kg*) sous forme de plaques sous gaine, et de 113 assemblages fertiles de couverture en oxyde d'uranium naturel (12 *tonnes*) sous forme de tubes en Zircaloy-2 (les tubes sont réunis entre eux par deux plaques ajourées et forment un faisceau de section carrée de 132 *mm* × 132 *mm* et de 260 *mm* de hauteur, les faisceaux sont empilés dans un boîtier carré et constituent un assemblage [Drevon *et al.*, 1983] p. 310). Chaque zone (plaques et assemblages) produisant 50 % de la puissance. Les cartouches fissiles et les cartouches de couverture (dite aussi de « récupération des neutrons ») ont la même section transversale et comportent une tête de manutention et un pied de

fixation. Un collier en partie supérieure permet un verrouillage de sécurité sur la grille supérieure. En partie inférieure, des orifices permettent le passage de l'eau. Enfin un déflecteur perforé permet une répartition uniforme de l'eau de refroidissement en provenance des ajutages dans la partie hémisphérique du fond de cuve. Sur le couvercle sont prévus des orifices de manutention du combustible assez larges pour pouvoir défourner à distance toute cartouche fissile ou de couverture. Pour effectuer cette opération, on remplit la piscine située au-dessus du réacteur pour que le travail de manipulation se fasse sous eau. Ce concept n'a plus été retenu par la suite, car il crée des orifices de taille conséquente dans le couvercle de cuve.

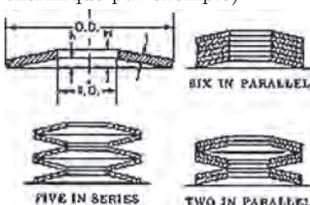
L'idée des couvertures est d'améliorer le gain de régénération par production de plutonium fissile dans les couvertures. Le combustible est contenu dans une enveloppe en acier inoxydable cylindrique de 2,445 m de diamètre et de 3,97 m de hauteur (Photo 1.31). Cette enveloppe pend dans le réacteur comme un panier cœur et est soutenue par un épaulement situé en dessous des ajutages des branches chaudes, dans un schéma très similaire à ce que l'on fait encore aujourd'hui.



PHOTO 1.31 – L'enveloppe du réacteur de Shippingport (photo First Energy Corporation).

Une grille-support est munie de mortaises dans lesquelles se placent les tenons des cartouches combustibles. Une grille supérieure assure le maintien de ceux-ci. Un ressort Belleville<sup>34</sup> placé au-dessus de l'épaulement du panier compense les

<sup>34</sup> Un ressort Belleville se présente sous la forme d'une rondelle trouée présentant un profil cintré. Une pression sur la partie convexe de la rondelle provoque une réaction contraire du ressort. On peut monter plusieurs rondelles en série ou en parallèle (cf. schéma de droite) selon la réaction désirée. Un tel ressort évite que deux pièces n'aient une liaison mécanique trop forte (problèmes de dilatation thermique par exemple).



tolérances d'usinage et les dilatations différentielles en cours de fonctionnement du réacteur.

Le chargement du cœur est hétérogène (Figure 1.33). Les assemblages fissiles forment une échancrure de forme carrée et d'épaisseur 15,2 *mm*. La zone carrée au centre et autour de la zone fissile est constituée d'assemblages fertiles d'oxyde d'uranium naturel, une façon archaïque de jouer sur l'aplatissement du flux qui n'est plus utilisée de nos jours (on joue maintenant, soit sur l'enrichissement pour les premiers cœurs, soit sur le taux de combustion). Une cartouche fissile est constituée d'un assemblage de plaques d'un alliage zirconium-uranium de 2 *mm* gainé par du Zircaloy-2 et soudées ensemble pour former un boîtier. Les canaux d'eau ont eux aussi 2 *mm* de large dans un boîtier. Quatre boîtiers forment un assemblage où peut coulisser à l'intérieur une croix de contrôle. Cette technologie de boîtiers est encore utilisée dans les réacteurs à eau bouillante. Les assemblages fertiles sont eux constitués de pastilles frittées d'oxyde d'uranium naturel empilées dans des tubes de Zircaloy-2 de 10,5 *mm* de diamètre externe (épaisseur 0,7 *mm*). Les crayons sont placés dans un réseau carré de 1,29 *cm* de pas, selon une technologie encore en cours aujourd'hui (le Zircaloy-2 ayant fait place au Zircaloy-4, le pas actuel est de 1,26 *cm*).

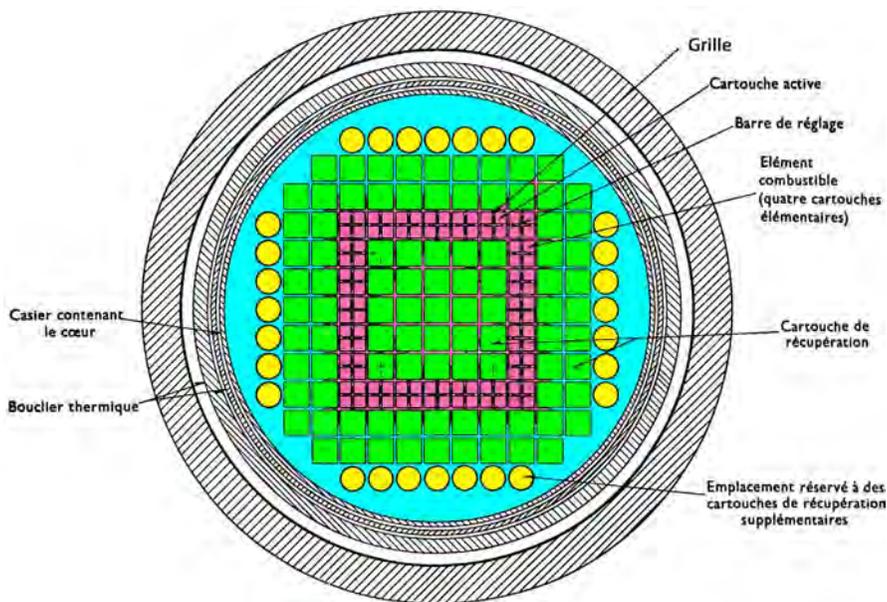


FIG. 1.33 – Plan du premier cœur de Shippingport.

Les barres de contrôle (vue du système de barres en Photo 1.32) sont au nombre de 24 et ont une vitesse de chute de 8,5 *cm/s* en situation d'arrêt d'urgence. Elles sont de forme cruciforme et contiennent du hafnium homogène cristallisé, un puissant absorbant neutronique.

La température maximale de l'eau du cœur est de 636 °F (321 °C) qui correspond à la température de saturation à 138 *bars*, avec comme objectif d'interdire toute ébullition locale. Le refroidissement du primaire est assuré par 4 générateurs de vapeur : 2 sont des échangeurs à tube droit, entièrement en acier inoxydable. Ils contiennent

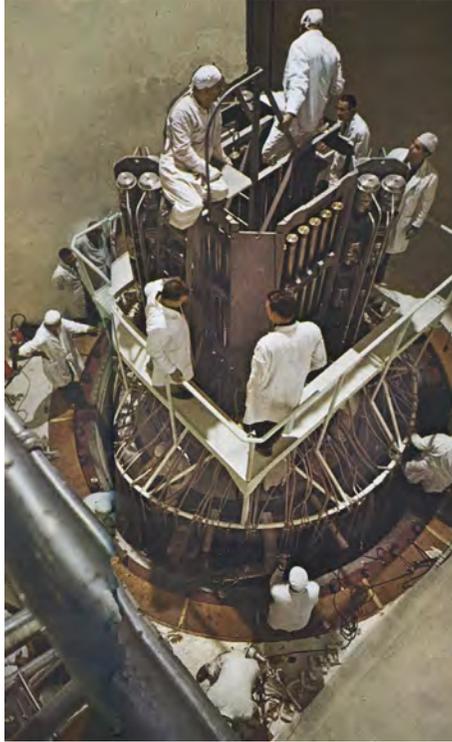


PHOTO 1.32 – Vue de dessus du réacteur de Shippingport (DR).

chacun 2 096 tubes de 12,7 *mm* de diamètre externe pour une paroi de 1,06 *mm* d'épaisseur, soit une surface d'échange de 780 *m*<sup>2</sup>. Les deux autres générateurs de vapeur contiennent des tubes en U en acier au carbone avec une peau en acier inoxydable en face interne (côté primaire), pour une surface d'échange de 840 *m*<sup>2</sup>. Des séparateurs de vapeur sont placés au-dessus des générateurs de vapeur (Figure 1.34), auxquels ils sont reliés par de nombreuses colonnes ascendantes et descendantes, selon un schéma d'implantation complexe. La technologie des GVs évoluera vers un concept intégré, où le bloc séparateur-cyclone/sécheur est placé en tête de GV, ce qui diminue fortement le risque d'une rupture de tuyauterie vapeur.

Le pressuriseur est constitué par un cumulus de 5,50 *m* de haut d'une contenance de 8 500 *dm*<sup>3</sup>, dont à peu près la moitié contient de la vapeur en régime nominal. La partie immergée contient 200 corps de chauffe à résistance électrique (500 *kW*) permettant de créer le matelas de vapeur qui comprime le circuit primaire. Une pomme d'aspersion permet d'injecter de l'eau froide (260 °C) en provenance d'une branche froide. Un tuyau placé au centre du pressuriseur sert de mesure de niveau par contre-pression pour avertir l'opérateur quand le niveau d'eau descend trop bas. La bulle de vapeur permet aussi d'encaisser les variations brutales de pression du primaire. Une ligne d'expansion de 6 *pouces* (15,2 *cm*) relie le fond du pressuriseur au circuit primaire.

À partir de 1974, le cœur est reconverti (Figure 1.35) en un surgénérateur à combustible thorium par une reconception radicale des assemblages du cœur, qui

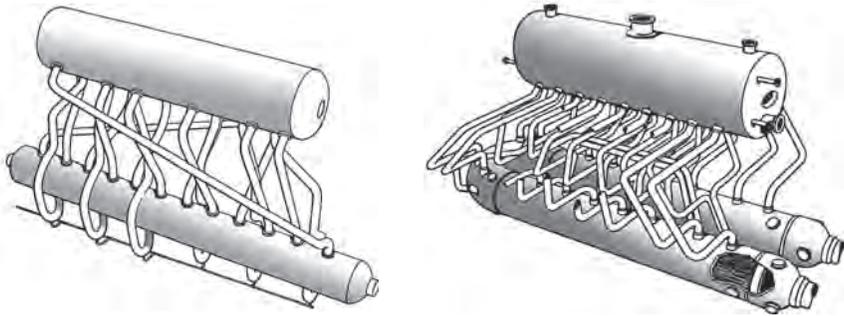


FIG. 1.34 – Les deux types de générateurs de vapeur de Shippingport : à gauche échangeurs à tubes rectilignes, à droite tubes en U qu'on distingue à travers l'écorché partiel du corps du GV. On constatera l'importance des connexions de circulation entre l'échangeur et le sècheur situé au-dessus.

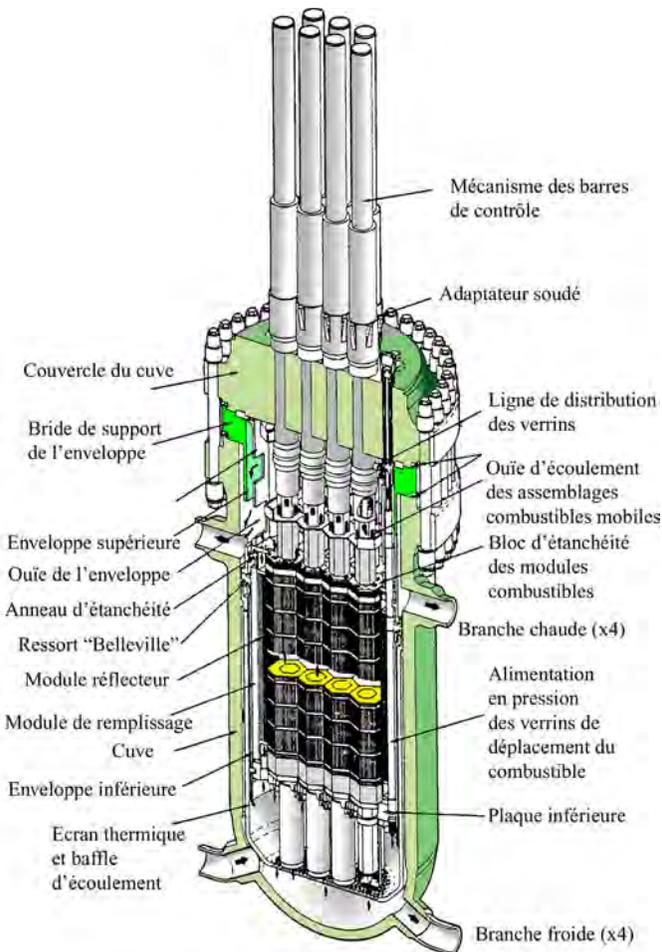


FIG. 1.35 – La cuve de Shippingport en configuration de cœur surgénérateur au thorium.

deviennent hexagonaux pour accommoder un rapport de modération extrêmement bas<sup>35</sup> de 0,34, avec un pas d'assemblage de 43,8 cm, un diamètre de cœur équivalent de 4,78 m et une hauteur de combustible de 3,2 m. La charge en  $^{233}\text{U}$  fissile a été obtenue par irradiation de thorium 232 dans les réacteurs de l'ERDA à Hanford et Savannah River, et c'est le laboratoire d'Oak Ridge qui a produit le dioxyde  $^{233}\text{U}/^{232}\text{ThO}_2$ . Le nouveau cœur (Figure 1.36) comporte 12 assemblages hexagonaux de 8,5 pieds de haut (soient 2,6 m). Le pas des crayons combustibles est resserré sous forme triangulaire pour limiter la quantité d'eau (capture parasite de l'eau). Le cœur a un diamètre équivalent de 8 pieds et pèse 90 tonnes. La partie mobile centrale hexagonale (appelée graine ou noyau – *seed* en anglais) des assemblages combustibles consiste en des crayons combustibles (619 crayons de  $\text{ThO}_2$  à 96 % de la densité théorique), enrichis jusqu'à 6 % en masse de  $^{233}\text{UO}_2$ , gainés de Zircaloy-4 qui peuvent coulisser grâce à un mécanisme de contrôle externe au réacteur. Le pourtour de l'assemblage hexagonal (444 crayons de  $^{233}\text{U}-^{232}\text{ThO}_2$  enrichis jusqu'à 3 % en masse) est fixe et constitue la couverture fixe de chaque assemblage. Les graines produisent les neutrons qui vont « ensemencer » les couvertures fertiles. Ce système de graines permet de contrôler la réactivité par variation de la géométrie du cœur en ajustant les fuites de neutrons, sans introduire des absorbants. En fonctionnement nominal, les graines sont placées en rideau et la position critique passe de 60 cm en dessous de la couverture inférieure en début de vie, à 60 cm au-dessus en fin de vie. On évite ainsi l'introduction de bore dans l'eau. Des réflecteurs épousent la forme externe de la couverture latérale pour limiter les fuites de neutrons et on peut piloter la puissance de la pile en bougeant les graines, sans avoir à utiliser des croix de contrôle qui sont réservées pour un arrêt d'urgence. La périphérie et les extrémités supérieures et inférieures du cœur (23 cm de hauteur chacune) sont constituées d'un réflecteur en  $\text{ThO}_2$  naturel. La hauteur de la couverture radiale atteint 9 pieds, soient 2,74 m. Ce système fonctionnera sans problème entre 1977 et 1982, date de la fermeture du réacteur. On montrera par analyse du combustible irradié que la régénération du combustible était possible (facteur de conversion de 1,014!!!), en produisant plus d' $^{233}\text{U}$  que consommé. Ce résultat spectaculaire n'a été obtenu que grâce à une réduction drastique des fuites de neutrons (couvertures fertiles au thorium) et des captures stériles (sous-modération pour limiter les captures dans l'eau). Notons que les gaines en Zircaloy-2 du début ont été remplacées par du Zircaloy-4 plus résistant à la corrosion.

C'est le facteur d'utilisation du combustible FIR (*Fissile Inventory Ratio*) qui caractérise le rapport du nombre d'atomes fissiles rapportés à leur nombre initial. Le FIR permet d'évaluer la possibilité de la surgénération. Si celui-ci peut être supérieur à 1,2 dans les réacteurs rapides, on n'espère jamais plus de 1,02 dans un réacteur à eau légère. De plus, l'utilisation d'un cycle  $^{235}\text{U}$  fissile –  $^{238}\text{U}$  fertile rend impossible la surgénération en REP dans la mesure où le facteur de multiplication du combustible  $\eta$  d'un réseau d'une quelconque géométrie de ces isotopes reste inférieur à 2 [Marguet 2018] p. 761. (Principalement parce que l' $^{238}\text{U}$  n'est fissile qu'en spectre rapide). La surgénération impose donc le choix  $^{233}\text{U}$  fissile –  $^{232}\text{Th}$  fertile, dans la mesure où le  $\eta$  de l' $^{233}\text{U}$  est de 2,29 en neutrons thermiques (2,13 en neutrons épithermiques), et que le  $^{232}\text{Th}$  présente de fortes sections de fission et (n,2n) à l'énergie épithermique. Un réseau judicieux de ces isotopes permet d'atteindre un  $\eta$  d'environ 2,25, ce qui compense les captures parasites de l'eau légère, les captures des structures et les

<sup>35</sup> Pour limiter la capture parasite de l'hydrogène de l'eau légère.

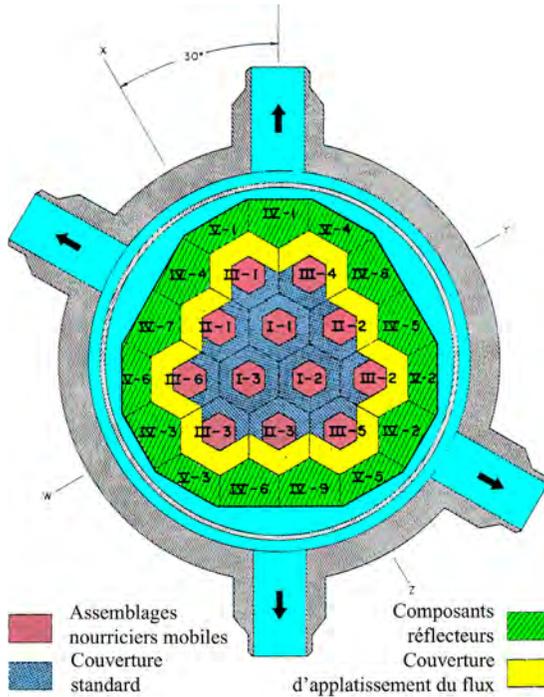


FIG. 1.36 – Le cœur de Shippingport en configuration de surgénérateur au thorium.

fuites de neutrons. Notons qu'en cas d'indisponibilité d' $^{233}\text{U}$ , son remplacement par de l' $^{235}\text{U}$  diminue le FIR à environ 1,01 du fait du caractère absorbant de l' $^{234}\text{U}$  et de l' $^{236}\text{U}$  produits sous irradiation. Si les gains de surgénération sont intéressants mais faibles, ce nouveau cycle combustible présente l'intérêt de valoriser les ressources énormes en thorium, mais nécessite un cycle de retraitement dédié, différent du cycle du combustible choisi en France.

Shippingport présente la particularité qu'il a été prévu à la conception de construire une station de stockage des déchets sur place<sup>36</sup> (Photo 1.33, Figure 1.39), dont certaines fonctions sont remplies par le circuit TEP des tranches actuelles. Deux gros réservoirs de stockage de résine d'une capacité de 11 600 galons peuvent stocker les liquides contenant des résines usagées de purification d'eau. Ces résines sont hautement radioactives et vont se désactiver dans ces réservoirs, qui sont lourdement blindés (Figure 1.38). Ces réservoirs sont enterrés dans des casemates dimensionnées pour collecter toute fuite grâce à des drains, qui sont surveillés régulièrement. Les réservoirs de stockage de résines sont enterrés à 7 pieds de profondeur de terre placée au-dessus d'un confinement cylindrique de 18 pouces de béton. Ce confinement isole totalement le réservoir (sauf bien sûr les conduites d'alimentation). On n'envisage pas le remplacement de ces réservoirs et si un de ceux-ci devient indisponible,

<sup>36</sup> H.T. Evanc : *Structural features of the waste disposal system for the Shippingport atomic power station, Shippingport, Pennsylvania*, paper n° 57-NESC-18, 2<sup>nd</sup> Nuclear Engineering and Science Conference, march 11-14, 1957, Philadelphia, published by the American Society of Mechanical Engineers.



PHOTO 1.33 – Le centre de stockage des déchets de Shippingport en 1957. L'ensemble est construit sur une terrasse de sable et de graviers surélevée de 70 *pieds* au-dessus du niveau standard de la rivière adjacente, pour éviter tout risque de submersion. Des puisards placés à des intervalles de 50 *pieds* permettent de localiser spatialement toute fuite.

on envisage plutôt la construction d'une nouvelle alvéole. Quatre autres réservoirs de 29 100 *gallons* chacun permettent la décroissance radioactive des effluents liquides.

L'ouverture du marché du nucléaire civil devient une préoccupation de l'AEC au milieu des années 1950, en particulier sous l'impulsion de David Lilienthal, premier chairman de l'AEC mais précédent directeur de la Tennessee Valley Authority, et donc sensible aux aspects industriels. Il comprend parfaitement l'importance du fait que les industriels puissent accéder aux informations scientifiques plus librement. Mais c'est surtout l'adoption par le Congrès américain du *Price-Anderson Act*<sup>37, 38</sup> en 1957, qui

<sup>37</sup> Charles Melvin Price (1905-1988) : membre du Congrès américain de 1945 à 1988.



Charles Melvin Price

<sup>38</sup> Clinton Presba Anderson (1895-1975) : Sénateur du Nouveau-Mexique de 1949 à 1973, a participé à de nombreuses commission dont le Joint Committee on Atomic Energy, mais aussi dans un autre genre le Joint Committee on Navajo-Hopi Indians.



Clinton Anderson (à gauche)

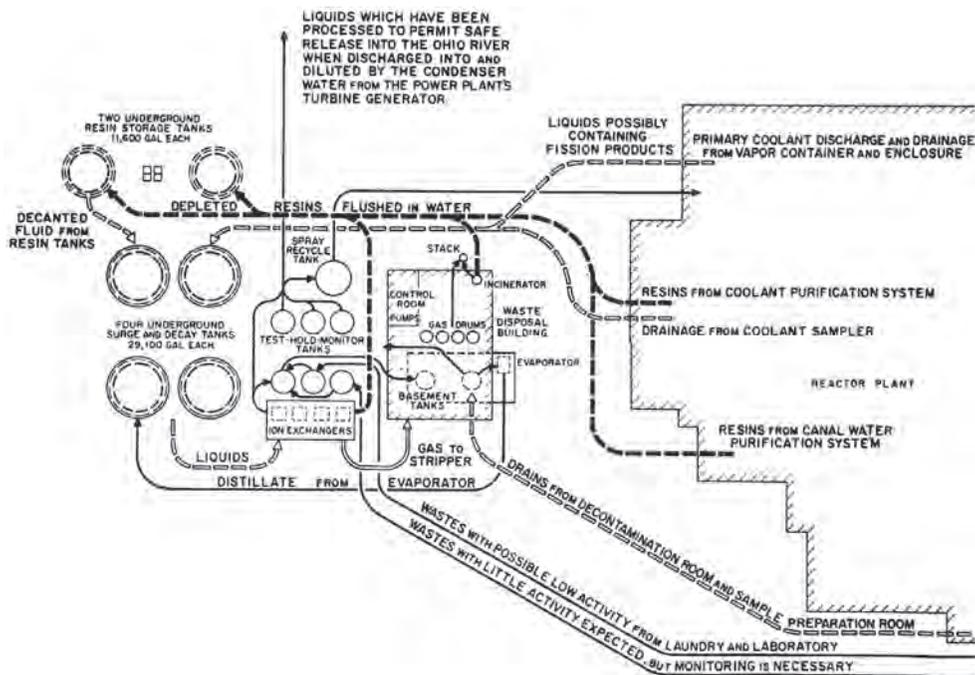


FIG. 1.37 – Plan du centre de stockage de Shippingport.

va permettre le développement industriel de l'énergie atomique. Cet amendement de l'*Atomic Energy Act* stipule qu'on limite les dommages et intérêts en cas d'accident nucléaire à 560 millions de dollars, et que l'État américain couvre à hauteur de cette somme toute entité fiable qui aurait obtenu une licence pour une installation nucléaire [Del Sesto, 1979] p. 58. C'est le « parapluie » financier dont l'industrie avait besoin pour prendre les risques d'un investissement aussi coûteux que le nucléaire. D'autre part, l'État fournit pour une durée de 7 ans le combustible nucléaire enrichi. L'industrie nucléaire devient vraiment autonome grâce au *Private ownership of special nuclear fuels Act*, signé par le président Lyndon B. Johnson le 26 août 1964, et qui permet à des compagnies privées de posséder du combustible nucléaire. On va enfin pouvoir calculer de façon équitable le prix du  $kW$  nucléaire face à la concurrence et établir des stratégies commerciales [Del Sesto, 1979] p. 85.

## 1.5 Indian Point : premier réacteur au thorium

[El-Wakil, 1962] p. 361, [Nuclear reactor plant data, 1958], [Power reactors, 1957], [Pickard et al., 1961] p. 149

En 1956, la Consolidated Edison Energy fait construire par Babcock et Wilcox sur l'Hudson River, à une cinquantaine de kilomètres de New York, le réacteur d'Indian Point (Figure 1.39, Figure 1.40) au combustible thorium de 275 MWe qui diverge pour service commercial en 1962. Le cœur est constitué d'uranium légèrement enrichi

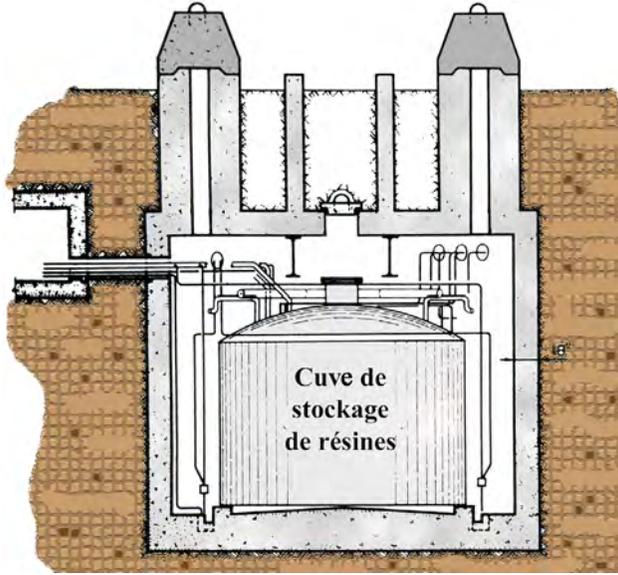
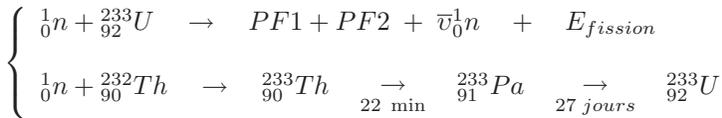


FIG. 1.38 – Coupe d'une cuve de stockage de résines (Shippingport).

et de thorium d'une puissance thermique de 500 MW (28,7 MW par tonne de  $\text{ThO}_2$ ) pour un cycle de 600 JEP. Le principe du cycle thorium est basé sur l'utilisation des noyaux fissile  $^{233}\text{U}$  et fertile  $^{232}\text{Th}$  selon les formules :



Le thorium va rapidement être abandonné pour de l'uranium enrichi, sans doute pour des raisons de longueur de campagne. Le réacteur est contenu dans une sphère en acier noir au carbone de 160 *pieds* de diamètre de 1 *pouce* d'épaisseur. La sphère repose sur un berceau en béton.

À l'intérieur de la sphère qui peut résister à une pression interne de 27,5 *psi*, la cuve du réacteur est entourée par un réservoir d'eau qui sert de protection biologique : cette idée sera reprise lors de la construction de la Centrale nucléaire souterraine des Ardennes (CNA). Le réacteur est construit par Babcock et Wilcox. Quatre générateurs de vapeur sur 4 boucles (2 pompes primaires par boucle) assurent l'extraction de puissance. Un circuit primaire d'eau légère pressurisée à 1 500 *livres par pouce carré (psi)* par un pressuriseur à chaufferettes, refroidit le cœur. Le pressuriseur est dimensionné pour encaisser les variations de volumes du primaire lorsqu'on passe de l'état froid à l'état chaud. La cuve (Figure 1.41, Figure 1.42), d'une épaisseur d'environ 10 *pouces*, est couverte sur sa face interne par une couche d'acier inoxydable. Le cœur actif, d'une hauteur de 8 *pieds* et de 6,5 *pieds* de diamètre, contient l'oxyde d'uranium-thorium gainé par du Zircaloy-2. La température d'entrée de l'eau est de 481,5 °F et de 510 °F en sortie.

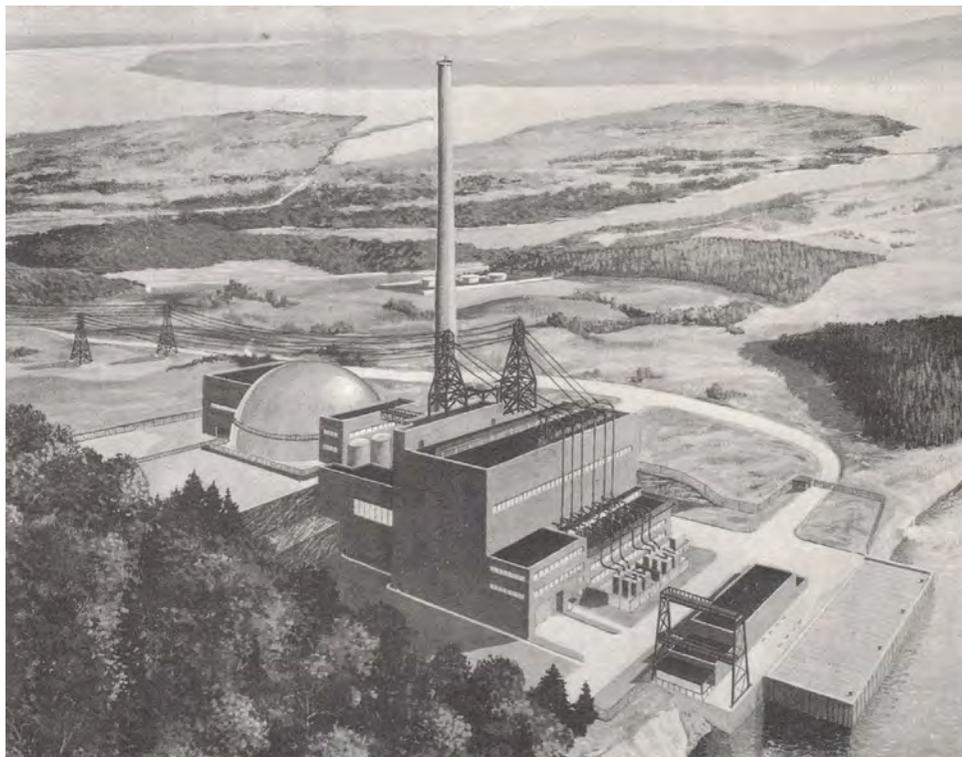


FIG. 1.39 – Vue d'artiste de 1956 du réacteur d'Indian Point (d'après [*Power reactors, 1957*]).

Le cœur (Figure 1.44) contient 120 assemblages combustibles sous forme de boîtier fermé (Figure 1.45, Figure 1.46) contenant chacun 206 crayons combustibles à pas carré. Entre quatre assemblages-boîtiers peuvent s'introduire 21 croix de contrôle qui rentrent par le bas du réacteur. Cette technologie de barres est celle retenue dans la filière BWR actuelle.

Les générateurs de vapeur (Figure 1.47) ont une configuration horizontale tout à fait inhabituelle par rapport aux GVs des REPs actuels. La séparation physique de la partie bouilleur et caisson de vapeur conduit à un important nombre de piquages de connexion qui sont autant de points faibles vis-à-vis d'un accident de rupture de tuyauterie de vapeur. Ce point faible a conduit au concept de générateur de vapeur à tubes en U. Babcock et Wilcox a d'ailleurs par la suite modifié ses générateurs de vapeur pour REP en adoptant le concept plus intégré de GV vertical à contre-courant dit « *one-through* » qui a été implanté sur les centrales de type TMI-2. Le secondaire permet de produire directement *via* la turbine 163 *kWe*, mais deux surchauffeurs à combustion de pétrole, qui récupèrent la vapeur en sortie de turbine rajoutent 112 *MWe* de puissance (la vapeur chauffe l'air en entrée des surchauffeurs), pour un total théorique de 275 *MWe*.

D'un point de vue sûreté, l'insertion des barres par le bas du réacteur nécessite une alimentation électrique et n'est donc pas passive comme la chute des barres par



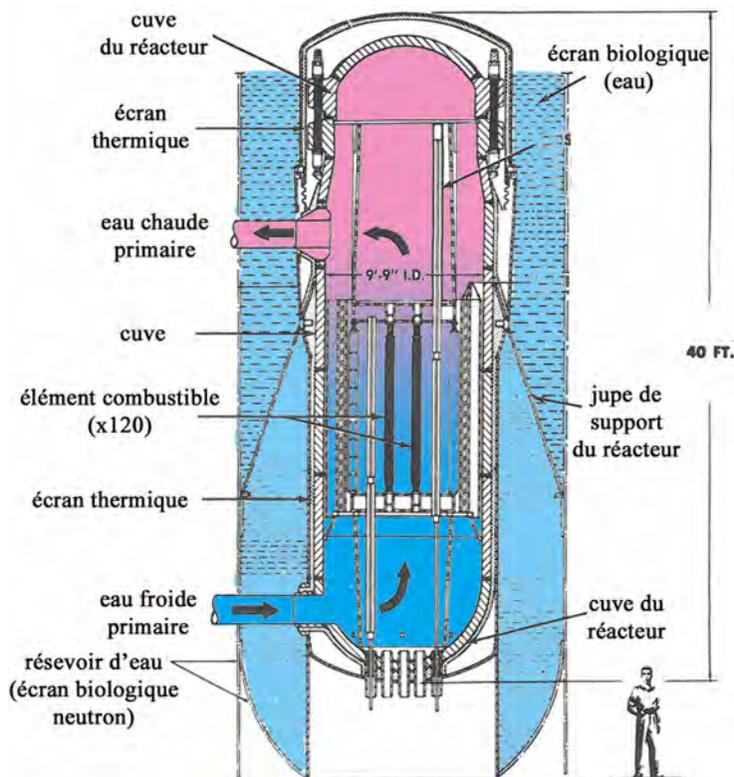


FIG. 1.41 – La cuve du réacteur d'Indian Point 1 (d'après [Power reactors, 1957]).

gravité dans les REPs modernes. D'autre part, la technologie des GV s'apparente plus à l'industrie des centrales thermiques conventionnelles. Les bouilleurs sont déjà d'une taille impressionnante au regard de la modeste puissance extraite. On notera aussi le fait que la branche froide se situe en dessous du cœur actif, ce qui provoque son dénoyage instantané en cas d'APRP sur branche froide. Les concepts suivants de REP auront à cœur d'améliorer ce grave défaut de conception en situant branches froides et chaudes au-dessus du cœur. Le dimensionnement thermohydraulique définit qu'il ne doit pas y avoir d'ébullition localisée à 125 % de puissance nominale, et que la température maximale au centre du combustible ne doit pas dépasser 5 800 °F, la température de fusion de l'oxyde d'uranium. Un APRP sur une branche quelconque laisse à l'opérateur un répit équivalent à la vaporisation du volume d'eau de la cuve. La protection biologique contre les neutrons est constituée d'un réservoir d'eau qui entoure l'ensemble de la cuve. Ce système, pourtant efficace, soulève le problème d'une éventuelle vidange du réservoir ou de l'échauffement par dépôt d'énergie (neutrons et photons), sans parler de l'inévitable corrosion de l'isolation thermique au contact.

Le réacteur a été couplé au réseau le 16 septembre 1962. Arrêté en 1970 suite à un important problème de fuite qui a nécessité une difficile opération de soudage en milieu actif, le réacteur a pu redémarrer jusqu'au 31 octobre 1974, où il a été définitivement fermé pour raison d'obsolescence des circuits ECCS [Nichols et al., 1980] p. 27. Deux

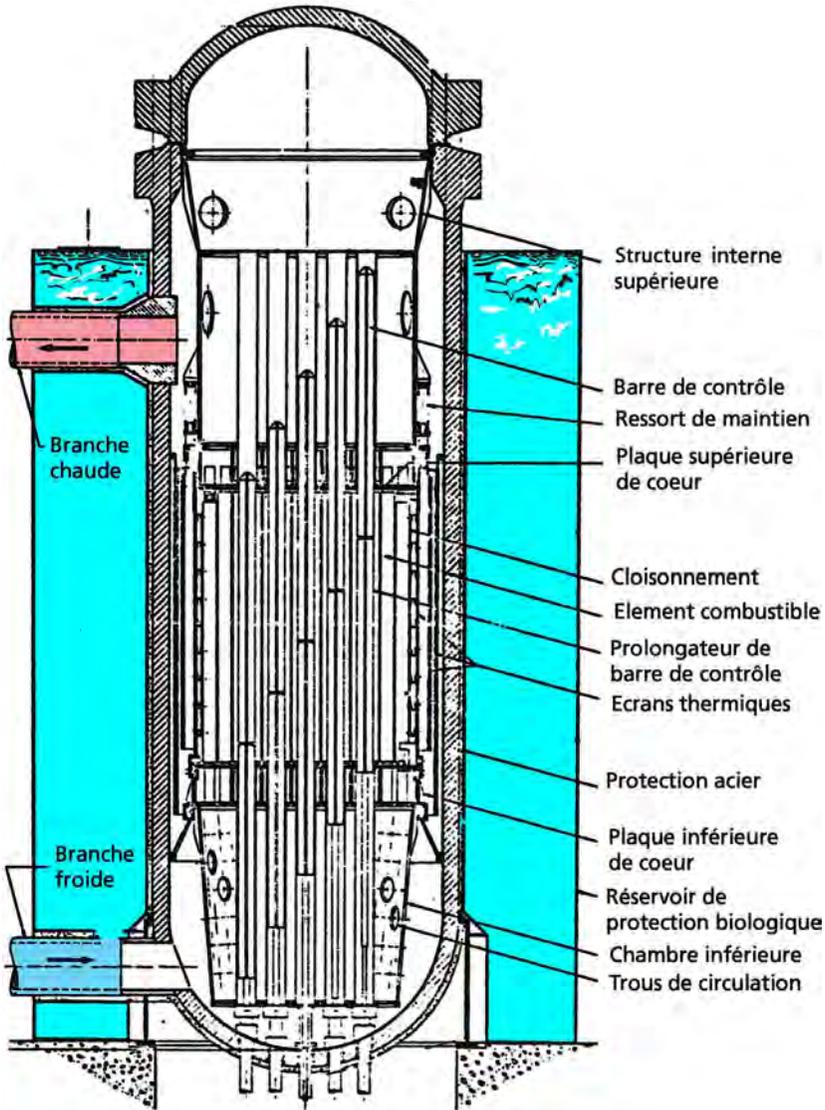


FIG. 1.42 – **Détail de la cuve d'Indian Point.** On notera la particularité de la chambre inférieure trouée pour laisser passer le fluide.

réacteurs REP de puissance, Indian Point 2 (1 020 MWe, 1974) et Indian Point 3 (1 025 MWe, 1976) ont été ensuite construits sur le site pour répondre à la consommation de la région de New York. Signalons que le 15 février 2000, une rupture de tube de générateur de vapeur sur Indian Point 2 a conduit à un faible relâchement à l'atmosphère, mais a immobilisé la centrale jusqu'en janvier 2001. Le site d'Indian Point étant situé à moins de 60 km du centre de New York, c'est le site nucléaire où la densité de population est la plus importante aux États-Unis (comparable à ce qu'on rencontre en Europe), ce qui génère une vive contestation en vue de faire fermer globalement le site.

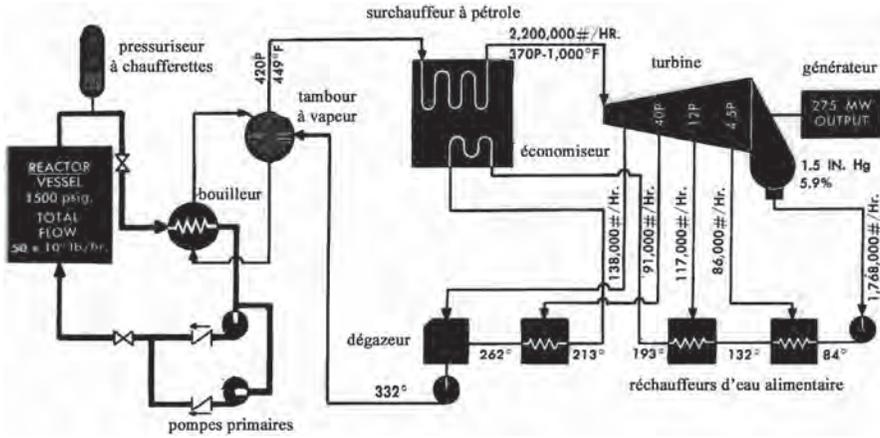


FIG. 1.43 – Circuits primaire et secondaire de la centrale d'Indian Point (d'après [Power reactors, 1957]). On notera la particularité de la vapeur produite saturée par le GV, mais qui est surchauffée par un équipement à combustible fossile (pétrole), un comble pour un réacteur nucléaire!

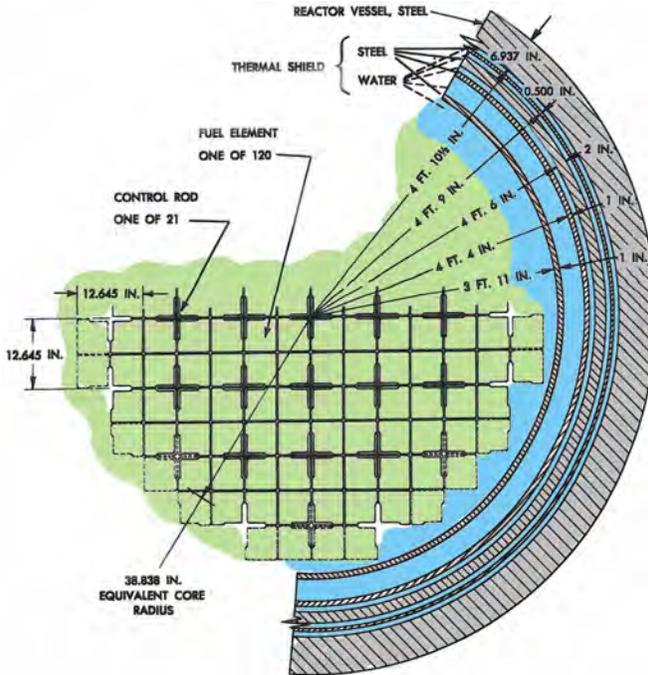


FIG. 1.44 – Coupe radiale du cœur d'Indian Point (d'après [Power reactors, 1957]).

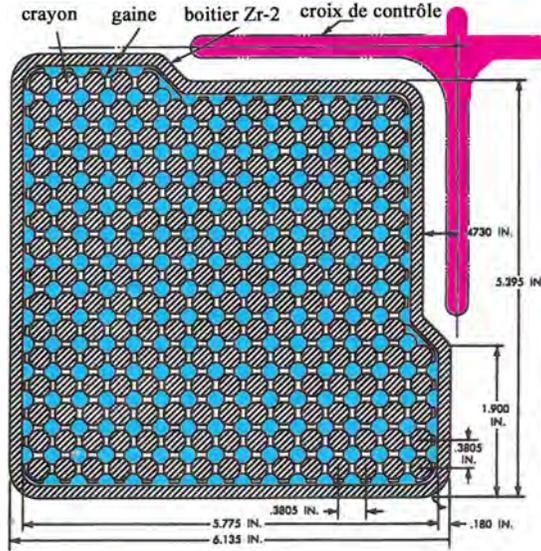


FIG. 1.45 – Coupe radiale d'un assemblage d'Indian Point (d'après [Power reactors, 1957]).

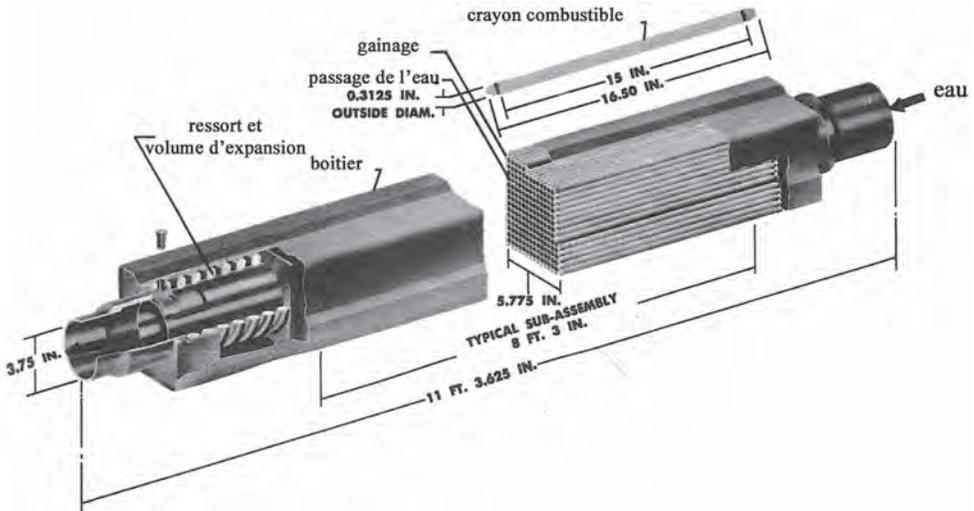


FIG. 1.46 – Assemblage combustible d'Indian Point (d'après [Power reactors, 1957]).

## 1.6 Le réacteur Yankee Rowe Atomic Electric Company (États-Unis)

[Power reactors, 1957]

Construit à Rowe dans le Massachusetts comme le troisième réacteur sur le sol américain, ce réacteur construit par Westinghouse en 1960, surnommé Yankee Rowe,

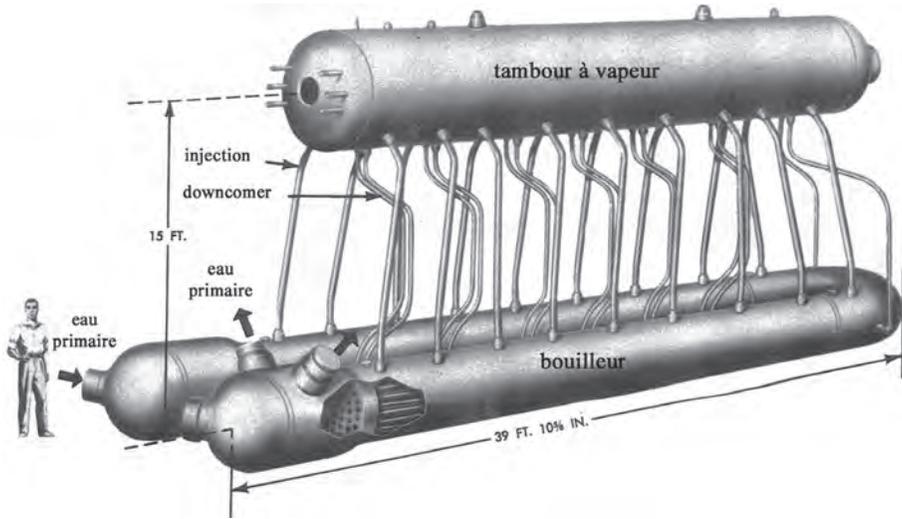


FIG. 1.47 – Générateur de vapeur de la centrale d'Indian Point (d'après [Power reactors, 1957]).

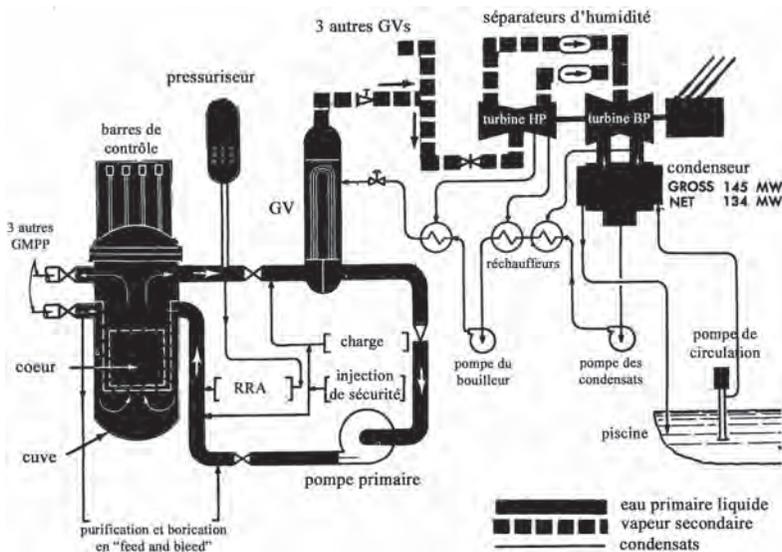


FIG. 1.48 – Circuits primaire et secondaire de Yankee Rowe (d'après [Power reactors, 1957], p. 17)

d'une puissance de 185 MWe (392 MW thermiques), est l'ancêtre direct de la technologie REP française actuelle, car conçu par Westinghouse (Figure 1.48, Figure 1.49). En effet, il comprend une insertion des barres en hafnium (quoique cruciformes) par le haut à travers un couvercle de cuve goujonné sur un corps de cuve cylindrique.

La cuve (Figure 1.50) en acier noir est un composant pesant 213 tonnes et de diamètre intérieur de 2,77 m. Branche froide (259 °C) et chaude (276 °C) sont situées

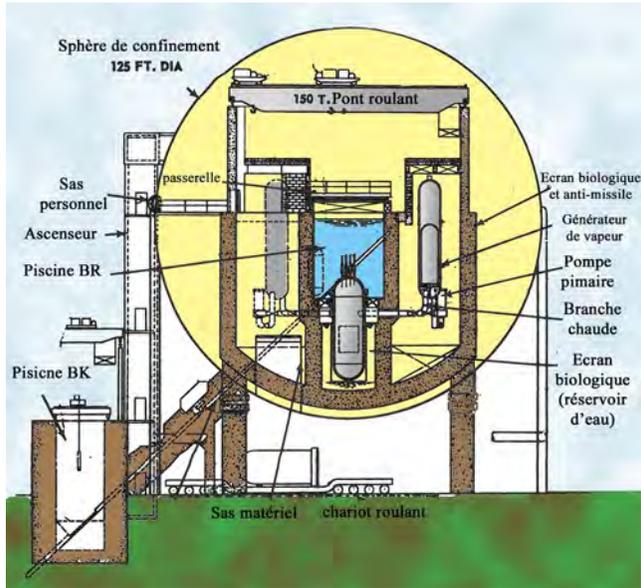


FIG. 1.49 – Le bâtiment réacteur de Yankee Rowe (d'après [Power reactors, 1957], p. 15). On notera le système d'évacuation assez curieux du combustible usagé par une gaine d'évacuation en pente vers la piscine BK, qui est en fait un puits de combustibles irradiés !

dans le même plan axial, au-dessus du haut du cœur actif, un down-comer dirige l'eau froide ( $5\,000\text{ kg/s}$ ) vers le bas pour assurer un écoulement vertical ascendant dans le cœur. Le combustible est constitué de pastilles d'oxyde d'uranium fritté enrichi à 2,6 % en  $^{235}\text{U}$  empilées dans une gaine en acier inoxydable. L'acier inoxydable est plus absorbant que le zirconium. Comme actuellement, la cuve est entièrement recouverte d'un beurrage en acier inoxydable de type 304. Le cœur et son circuit primaire sont contenus dans une sphère de confinement en acier, qui contient de plus un écran biologique en béton. 4 GV de technologie tubes en U extraient la puissance via 4 branches chaudes (Figure 1.51).

Le cœur (Figure 1.52, Figure 1.53, Figure 1.54, Photo 1.34) est constitué de 76 assemblages carrés contenant 305 ou 306 crayons cylindriques d'oxyde d'uranium enrichi de 0,8 mm de diamètre, gainés par de l'acier inoxydable de 0,5 mm d'épaisseur. Les assemblages ont 2 m de hauteur active. 24 croix de contrôle cruciformes assurent le contrôle du réacteur. La pression du primaire est de 2 000 livres par pouce carré, soit environ 140 bars. Le circuit primaire est placé à l'intérieur d'un bâtiment réacteur métallique de forme sphérique de 33 m de diamètre et de 22 mm d'épaisseur.

La mesure du flux dans le réacteur se fait de manière originale : on mesure l'activité de fils introduits par des câbles dans les assemblages afin de les irradier, puis de les retirer [Drevon et al., 1983] p. 199. Ce dispositif était délicat à manipuler et source d'indisponibilité.

La centrale de Yankee Rowe a été construite entre 1958 et 1960, puis a été exploitée depuis 1960 jusqu'au 27 février 1992 (32 ans, soit huit années avant l'expiration de la licence d'exploitation de 40 ans), où elle a été définitivement fermée pour des raisons économiques, dans la mesure où la cuve était en fin de vie et qu'un changement était

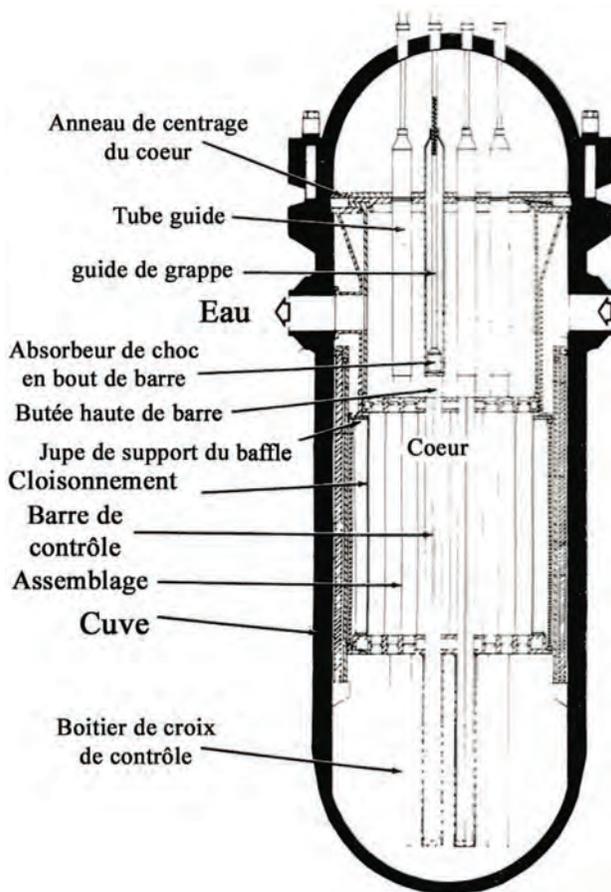


FIG. 1.50 – Cuve de Yankee Rowe (d'après [Power reactors, 1957], p. 14).

inimaginable. Des études approfondies ont été menées à partir de 1990, mais rien n'existait à cette époque sur l'historique précis du métal de base de la cuve et des soudures. En particulier, on ne disposait pas d'éprouvettes de surveillance placées en cuve, comme dans le cas du programme de surveillance français. Du coup, faute d'échantillons réels, la NRC a estimé que les calculs de fragilisation devaient être très conservatifs. Le niveau des exigences de la NRC a amené les propriétaires de la centrale à douter de l'intérêt économique de la tranche pour une puissance finalement faible. Elle a été largement amortie en produisant quelques 44 milliards de kilowatt-heures (avec un facteur de charge très satisfaisant de 74 %, soit 10 points de plus que la moyenne américaine!), puisque son coût de construction n'a été que de 60 millions de dollars en 1961. Mais son démantèlement a coûté plus de 15 fois son coût de construction, car l'absence de site de stockage définitif (le site de Yucca Mountain étant retardé) a nécessité de conserver le combustible utilisé sur place. Le démantèlement de la cuve et son analyse vont pouvoir produire un REX très intéressant pour le programme de durée de vie des cuves (Photo 1.35).

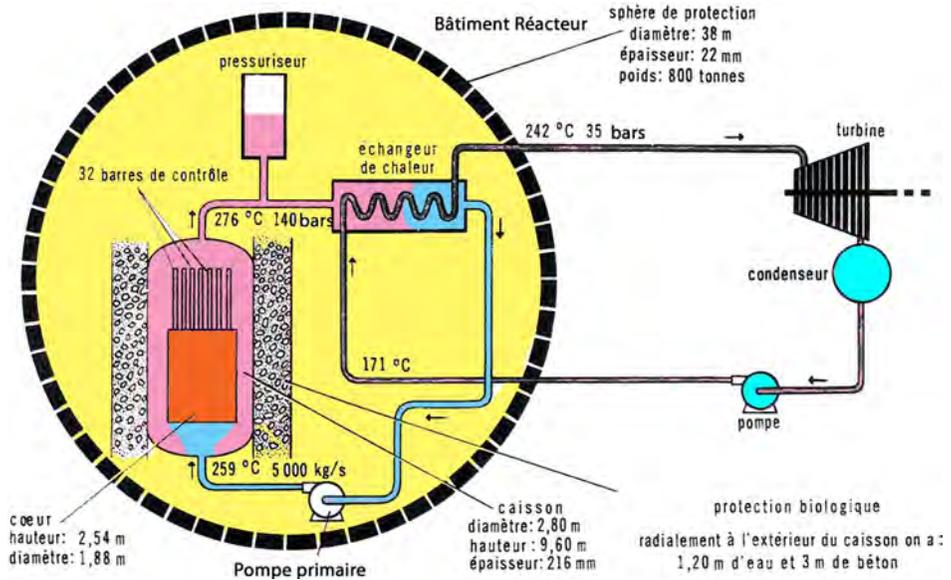


FIG. 1.51 – Schéma de principe de Yankee Rowe (adapté et corrigé de [La science contemporaine, tome 1, 1964], p. 263).

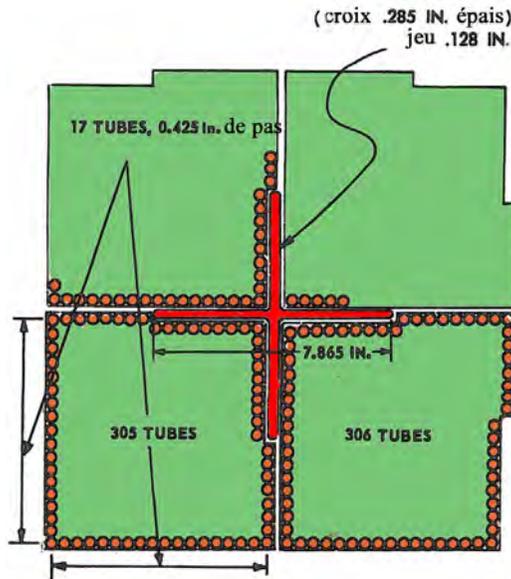


FIG. 1.52 – Assemblage combustible et croix de contrôle (d'après [Power reactors, 1957], p. 16).

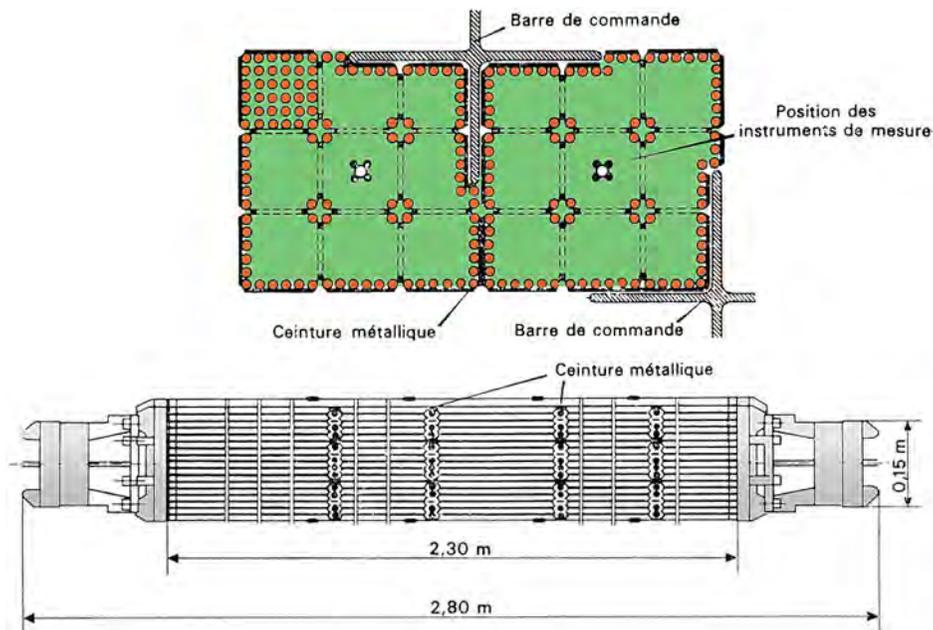


FIG. 1.53 – Schéma longitudinal d'un assemblage et coupe d'un motif d'assemblages autour d'une croix de contrôle (adapté de [Sauteron, 1965] p. 174).



PHOTO 1.34 – Une vue de dessus d'un assemblage combustible. Les « découpes » des rangées de crayons supérieures permettent l'insertion des croix de contrôle [Sauteron, 1965].

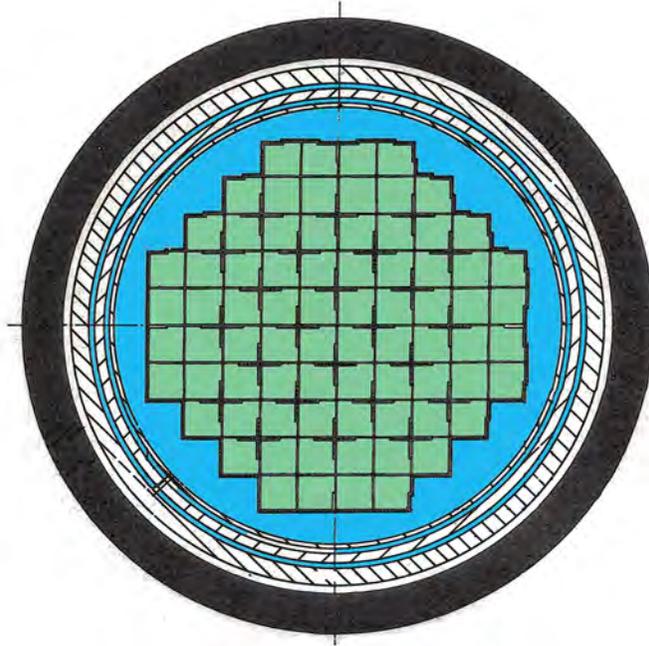


FIG. 1.54 – Coupe radiale du cœur de Yankee Rowe avec ses 76 assemblages (d'après [Power reactors, 1957], p. 16).



PHOTO 1.35 – Démantèlement de la sphère du réacteur de Yankee Rowe en date du 25 avril 2005.

## 1.7 Le Mobile High Power 1A (États-Unis)

Le MH-1A, autrement dit le *Mobile High power number 1A* a été le premier réacteur REP « flottant » (Photo 1.36). Le concept, développé et construit par l'US Army Facilities Engineering Support Agency de Fort Belvoir en Virginie, consistait en un réacteur REP à boucle et à uranium enrichi (7,1 % en  $^{235}\text{U}$ ), transporté par barge flottante. En l'occurrence, la barge en question était un ancien *Liberty ship* de la deuxième guerre mondiale, le *SS Charles H. Cugle*, rebaptisé le *Sturgis* en l'honneur du lieutenant général Samuel Sturgis<sup>39</sup>, chef des ingénieurs de l'armée pendant le programme nucléaire de l'armée américaine. Cette idée s'inscrit dans le cadre des recherches sur les réacteurs mobiles et transportables, tel que le petit réacteur à eau bouillante SL-1 (Stationary Low-Power Plant n° 1) qui fit 3 morts lors de l'accident du 3 janvier 1961 à Idaho Falls [Marguet, 2012] p. 42. Aménagé à partir de 1964, le *Sturgis* comporte une cale au milieu du bateau, qui contient un petit réacteur nucléaire de 10 MWe destiné à la production d'énergie électrique et non à la propulsion du bâtiment. Le réacteur a commencé à fonctionner le 25 janvier 1967. Une sécheresse ayant provoqué une baisse de la production hydroélectrique dans la zone du canal de Panama, sous protectorat des États-Unis depuis 1903, c'est à Gatun Lake dans la zone du canal qu'on installe en 1968, en remplacement de la station hydroélectrique, le bateau qui produira du courant électrique jusqu'en 1976, date à laquelle il fut rapatrié et mis sous cocon dans la James River aux États-Unis. Décommissionné en mars 2010, le réacteur a été démantelé en 2015 à Galveston, Texas.

Le réacteur (Figure 1.55), construit pour l'armée américaine par le constructeur aéronautique Martin Marietta, comporte 32 assemblages combustibles où de l'oxyde d'uranium enrichi sous forme de pastilles (93,9 % de densité théorique) est empilé dans un gainage en acier inoxydable type 348. Le cœur est divisé en une partie centrale de 12 assemblages qui comportent chacun 92 crayons combustibles et 8 crayons empoisonnés au gadolinium<sup>40</sup>. La dimension de chaque crayon est 1,288 cm de diamètre externe, pour 91,44 cm de hauteur active (96,52 cm avec les bouchons des crayons). La pression normale du circuit primaire est de 96,5 bars (1 400 psi), limitée à 110 bars. Le débit primaire est de 1,996 million de kg/h. La puissance linéique

<sup>39</sup> Samuel Davis Sturgis, 3<sup>e</sup> du nom (1897-1964). Issu d'une lignée d'officiers généraux, il entre à l'Académie militaire en 1918 où il est diplômé officier-ingénieur. Il sert aux Philippines en 1926, puis occupe divers postes d'ingénieur militaire aux États-Unis. Après avoir gravi tous les échelons, il devient *Chief of Engineers* avec le grade de lieutenant-général de 1953 à 1956. À ce poste, il supervise les aspects techniques nucléaires pour l'armée américaine.



Samuel Sturgis

<sup>40</sup> Bernard Turovlin, Martin R. Hum : *Core inspection program and maintenance on reactor internals at the MH-1A*, Transactions of the first conference of the European Nuclear Society "Nuclear energy maturity", April 21-25, 1975, Volume 20 TANSO 20 1-820, 1975, pp. 174-176.



PHOTO 1.36 – Le *Sturgis* remonte une rivière avec l'aide d'un escorteur. On voit à l'avant du bateau le système de connexion électrique.

maximale est de  $614 \text{ W/cm}$ . Le flux de chaleur moyen est de  $39 \text{ W/cm}^2$ . Le taux de combustion maximal atteint est de  $44\,000 \text{ MWj/t}$ . La longueur naturelle du cycle est de  $980 \text{ JEPP}$ . La réactivité est contrôlée par 12 croix de contrôle cruciformes, suspendues à un mécanisme de barres piloté par le haut par un renvoi d'engrenage perpendiculaire. Les croix de contrôle sont en acier inoxydable au bore (2,1 % en masse) enrichi en bore 10 à 92 %. Des problèmes de fissuration de la zone soudée des croix de contrôle sont apparus et ont nécessité leur remplacement. La cause a été identifiée comme une attaque caustique après analyse.

Un simulateur « full scope », performant pour l'époque, a été développé à Fort Belvoir à l'occasion de ce projet pour former les opérateurs et simuler le comportement du réacteur (Photo 1.37).

Les problèmes de miniaturisation d'un REP pour le faire tenir dans une cale de bateau ont trouvé leur écho dans les programmes SMR (*Small Modular Reactor*). Dans ce concept, on miniaturise les réacteurs, qu'on installerait en « ferme » (regroupement de réacteurs). Les réacteurs seraient standardisés à l'extrême et facilement interchangeables. En France, la DCNS (Direction des constructions navales et services), devenue Naval Group, forte de son expérience de réacteurs compacts de sous-marin, a proposé le concept Flexblue (Photo 1.38) de centrale nucléaire entre 50 et  $250 \text{ MWe}$ , installée à bord d'une coque immergée à entre 60 et 100 m de fond, à quelques kilomètres des côtes. L'alternateur serait relié à la terre par des câbles sous-marins comme pour une ferme d'éoliennes off-shore. Un système de ballast permettrait de faire émerger le sous-marin-conteneur pour la maintenance/rechargement. L'intérêt réside dans une source froide inépuisable (sauf dénoyage !) bien que fortement corrosive à cause du sel, mais l'impact thermique sur le biotope est forcément conséquent, au moins aux alentours proches de la coque. Le risque d'accident grave, que

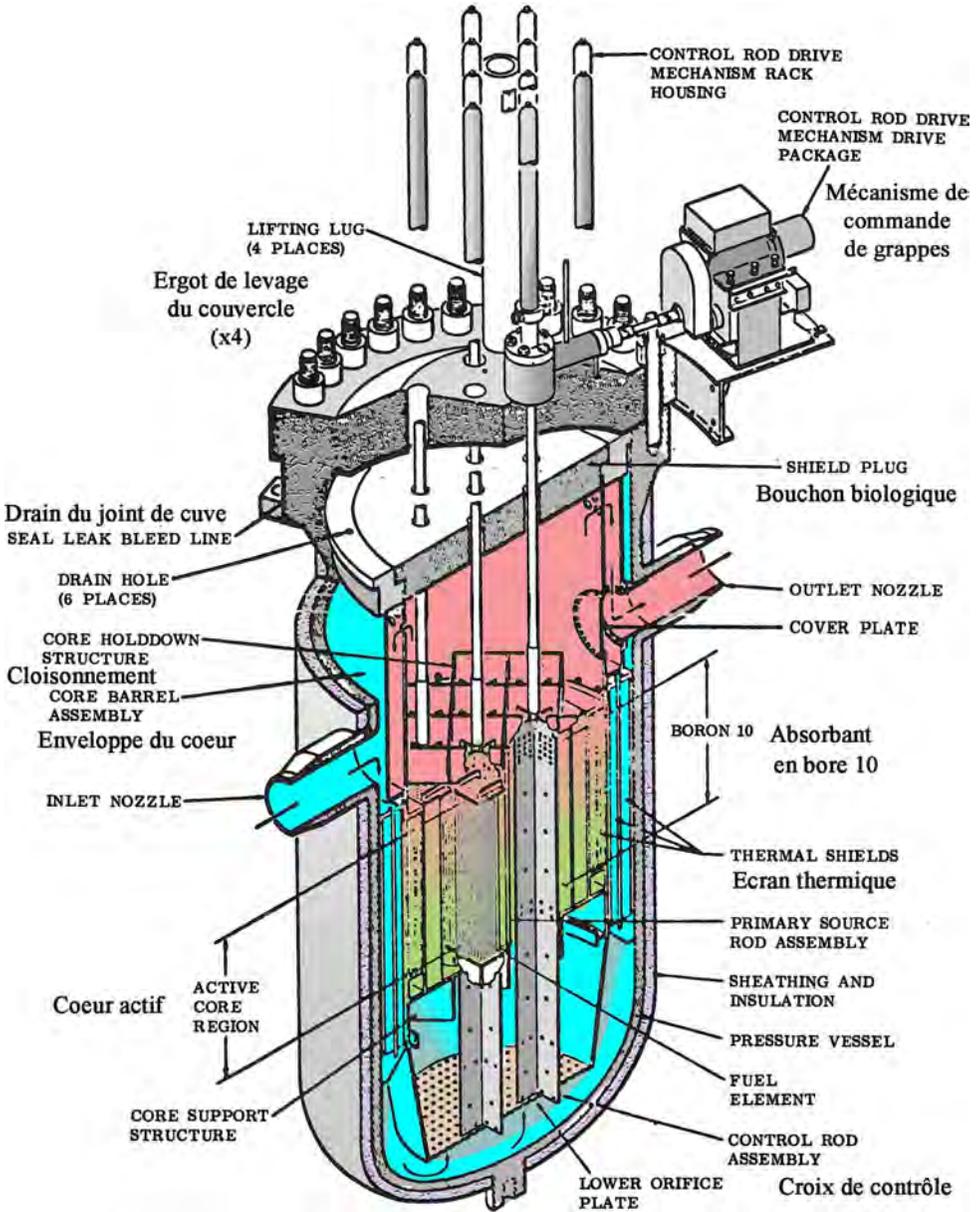


FIG. 1.55 – Un écorché de la cuve et du coeur du MH-1A (États-Unis).

l'isolement de toute présence humaine dans le conteneur en phase de fonctionnement rend quand même crédible, a pour le moins « refroidi » le concept depuis l'accident de Fukushima, si on m'accorde ce mauvais jeu de mot. Néanmoins, le concept, aussi curieux soit-il, nécessite probablement une étude plus approfondie, apportant des conclusions probablement utiles aux réacteurs nucléaires de vaisseaux spatiaux ou de colonies spatiales lointaines.

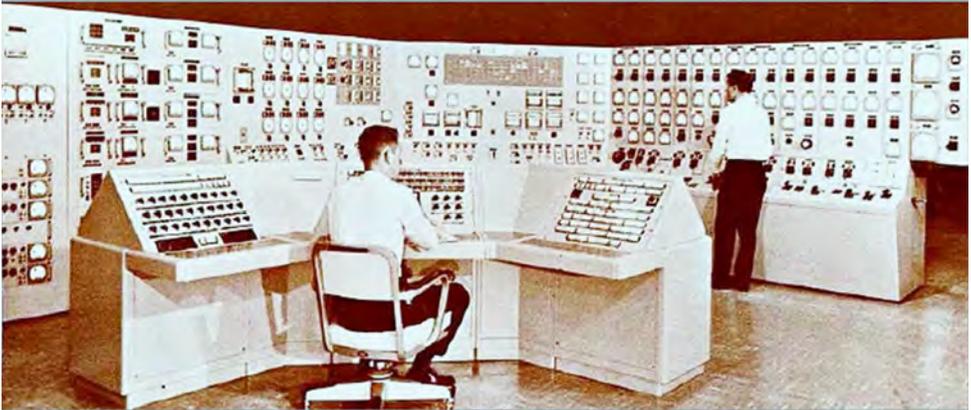


PHOTO 1.37 – Le simulateur du MH-1A à Fort Belvoir. On constate un effort poussé d’ergonomie et de représentativité.

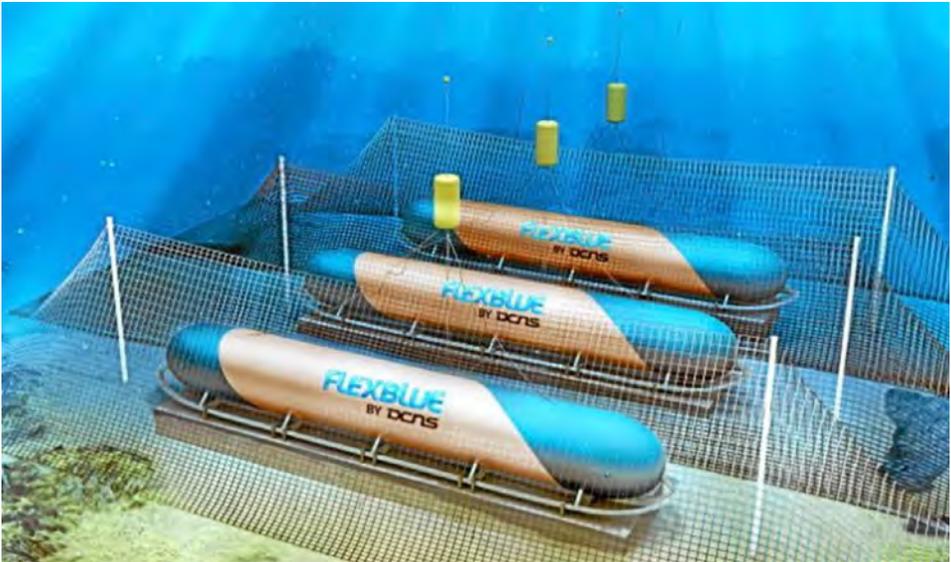


PHOTO 1.38 – Le concept Flexblue de DCNS. Difficile d’imaginer des conteneurs aussi proches en situation réelle à la vue de cette vision d’artiste.

En Chine, GCN et CNNC proposent deux projets concurrents de centrales nucléaires flottantes sur navire avec la société de construction navale CSIC, montrant toujours un intérêt pour le concept général. L’avenir dira quel succès on peut attendre d’une telle solution.

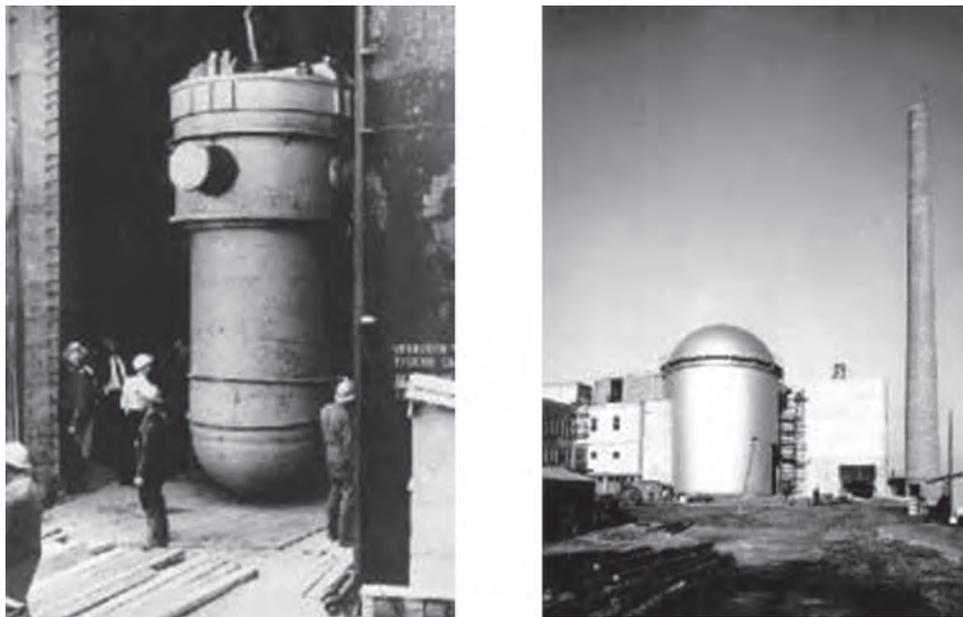


PHOTO 1.39 – La cuve et le bâtiment réacteur de BR3 (photos MOL).

## 1.8 Le réacteur BR3 de Mol (Belgique)

Le réacteur BR3 (Belgian Reactor n° 3, Figure 1.56) situé au centre de recherches nucléaires de Mol en Belgique, a été le premier réacteur à eau pressurisée à avoir été construit hors du sol américain. Sous licence Westinghouse et dans le cadre de l'initiative « *Atoms for peace* » pour obtenir du combustible à l'uranium enrichi, les travaux de construction du réacteur commencent à partir de 1956 (Photo 1.39) et le réacteur diverge en 1962. En décembre 1963, on a introduit pour la première fois au monde un combustible MOX, en remplacement d'un UOX. En 1964, on a modifié de façon importante les internes de cuve (Figure 1.57). Le réacteur est arrêté le 30 juin 1987 après 11 campagnes de production d'énergie, pour des problèmes de rentabilité après avoir produit une puissance de 11 MWe sur le réseau belge. À noter que la cuve a subi plusieurs traitements de recuit pour en améliorer les performances mécaniques.

En décembre 1989, la Commission européenne accepte un projet-pilote de démonstration du démantèlement d'installations nucléaires, financé par la Communauté européenne, le Gouvernement belge et un fond de liquidation du passif technique.

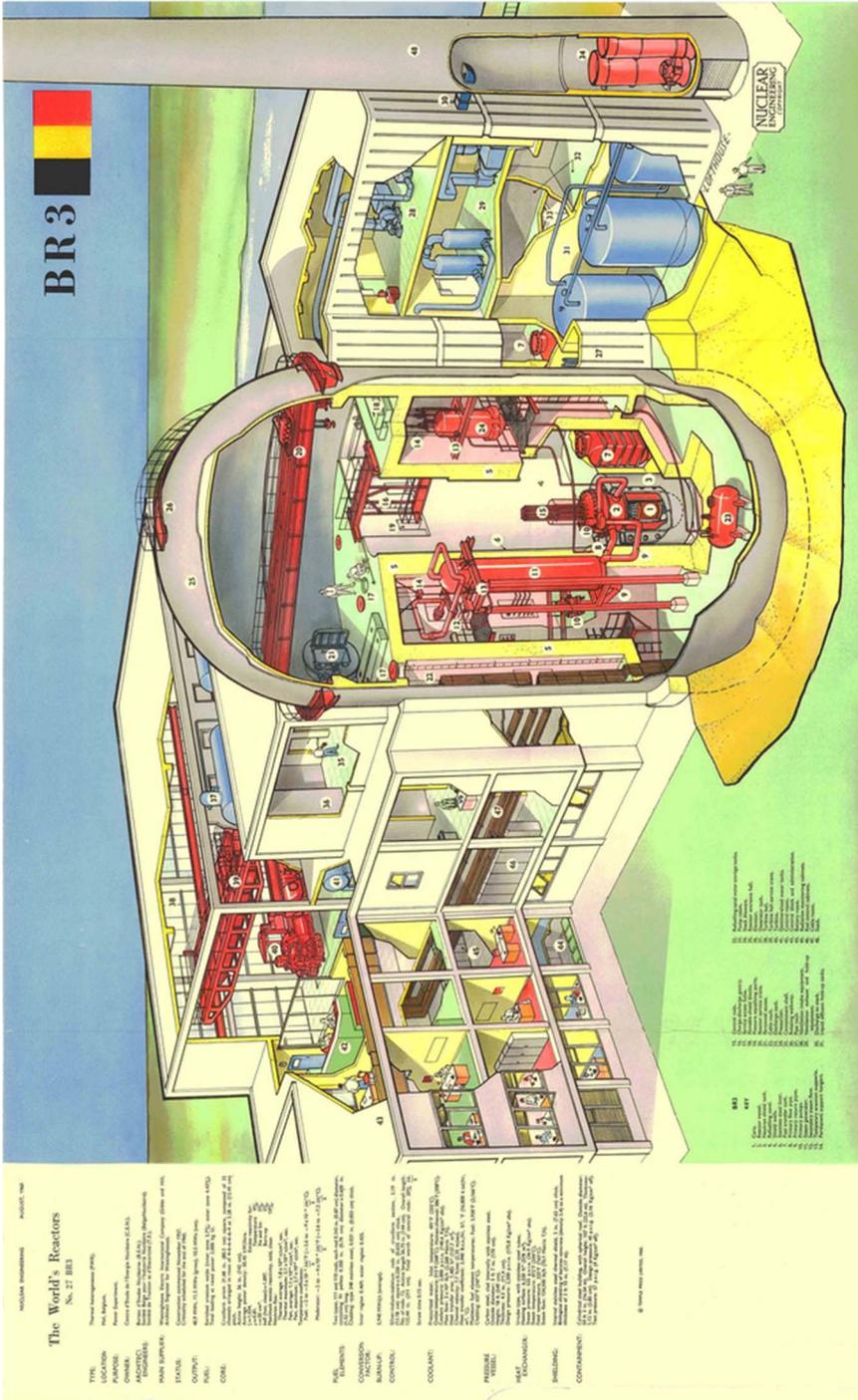


FIG. 1.56 – Le réacteur BR3 de Mol en Belgique (août 1960, Courtesy Nuclear Engineering International, with permission)

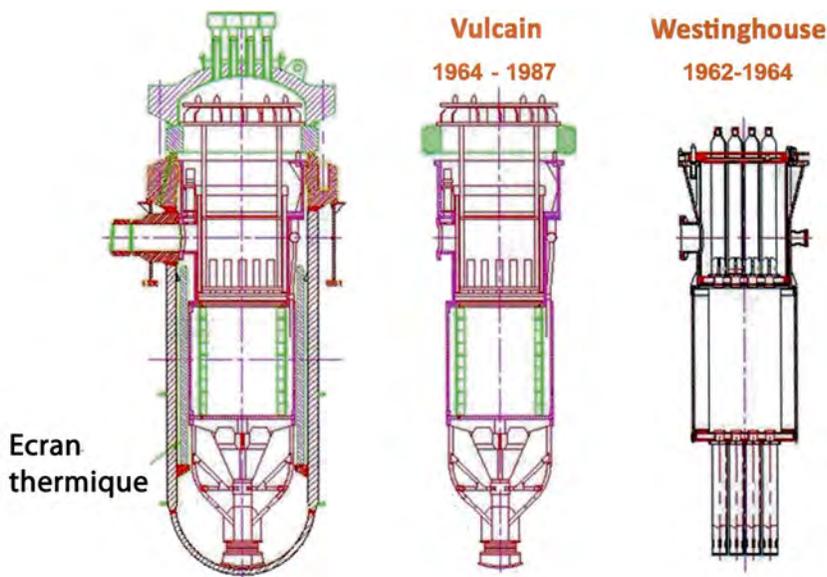


FIG. 1.57 – Cuve du réacteur BR3 avec ses différents internes au cours du temps (d'après<sup>41</sup>).

## 1.9 Le réacteur Enrico Fermi de Trino-Vercellese (Italie)

Cette centrale italienne (Photo 1.40) présente un grand intérêt vis-à-vis du choix de filière REP en France en tant que tranche jumelle de la Centrale des Ardennes. Trino-Vercellese est située entre Turin et Rome, dans la plaine du Pô. L'implantation de cette tranche a été décidée par la compagnie Edisonvolta en 1955, c'est-à-dire bien avant le choix de filière français. Les travaux, suite aux accords entre le Gouvernement italien et américain, ont commencé en 1959. La puissance initiale devait être de 615 *MWth* couplée à une turbine de 186 *MWe*. Mais Westinghouse, le constructeur, a proposé d'augmenter la puissance maximale à 843 *MWth*, produits par 120 assemblages (3 régions radiales d'enrichissement) et évacuée par 4 boucles (Figure 1.58, Figure 1.59) dont 3 sont requises au minimum, ce qui fait qu'un deuxième groupe de 86 *MWe* a été installé, portant la puissance électrique totale de la tranche à 272 *MWe*. Ces caractéristiques sont très proches du réacteur de Chooz A que l'on peut considérer comme son « *brother-reactor* », à l'image d'un *sister-ship*.

En ce qui concerne la source froide, le faible débit du Pô a conduit à installer 14 (petites) tours d'aéroréfrigérant, une technique qui va être utilisée sur certains sites de rivière en France.

Le réacteur est entré en service en octobre 1964 et mis en service industriel en janvier 1965 jusqu'en juillet 1990. Trino est la première centrale à utiliser un poison soluble, de l'acide borique, pour compenser la réactivité, associé à une gestion à 3 régions radiales. La concentration en bore critique est de l'ordre de 1 400 *ppm*

<sup>41</sup> Vincent Massaut : *R&D et D&D : un mariage impossible ? Le REX BR3 en Belgique*. RGN n° 5 pp. 87-95, septembre-octobre 2014.



PHOTO 1.40 – La centrale de Trino-Vercellese : la première centrale de type REP de Westinghouse en Europe, mais un succès sans lendemain en Italie.

(à xénon nul) et décroît pour une longueur de cycle d'environ 11 000  $MWj/t$  (Figure 1.60).

Après un premier cycle satisfaisant (octobre 1964-avril 1967), la centrale a subi un très long arrêt au début du cycle 2 entre le 29 avril 1967 et le 20 janvier 1970, suite à des dégradations de structures internes. La rupture de certaines fixations du bouclier thermique a conduit à ce que des débris métalliques soient venus se fixer sur les grilles dans la partie inférieure de certains assemblages. Ces corps étrangers provenaient des structures détruites au cours du premier cycle et non détectés au rechargement. Ces dégradations ont été imputées à un balancement de l'écran thermique suite à des fluctuations de pression dues à l'écoulement. Cela a conduit à la défaillance d'un tiers des boulons de fixations des attaches des secteurs du bouclier entre eux. Le déplacement du bouclier a entraîné la rupture de tubes-guides de l'instrumentation, la rupture des nacelles contenant des éprouvettes de métal de la cuve du programme de surveillance, et l'érosion des supports de l'écran thermique et des pions de centrage. D'importants travaux ont alors porté sur les structures du cœur : les tirants de fixation inférieurs et le bouclier thermique ont été retirés. Des dégradations suite à la vibration de l'écran thermique ont été constatées sur de nombreux réacteurs dont CHOOZ A en France. Pour réduire la fluence cuve après la suppression du bouclier thermique, 8 assemblages ont été remplacés par 8 assemblages fictifs non combustibles (*dummy*). Avec 112 assemblages combustibles à section carrée (gainés et boîtiers en acier inoxydable, Photo 1.41) et comportant 10 grilles axiales et 52 éléments combustibles cruciformes dont 28 sont des prolongateurs (*followers*, Figure 1.62) de barre de contrôle, la puissance a été réduite à 825  $MW_{th}$ , respectant un Rapport d'échauffement critique minimum (REC<sub>min</sub> ou DNBR) de 1,98.

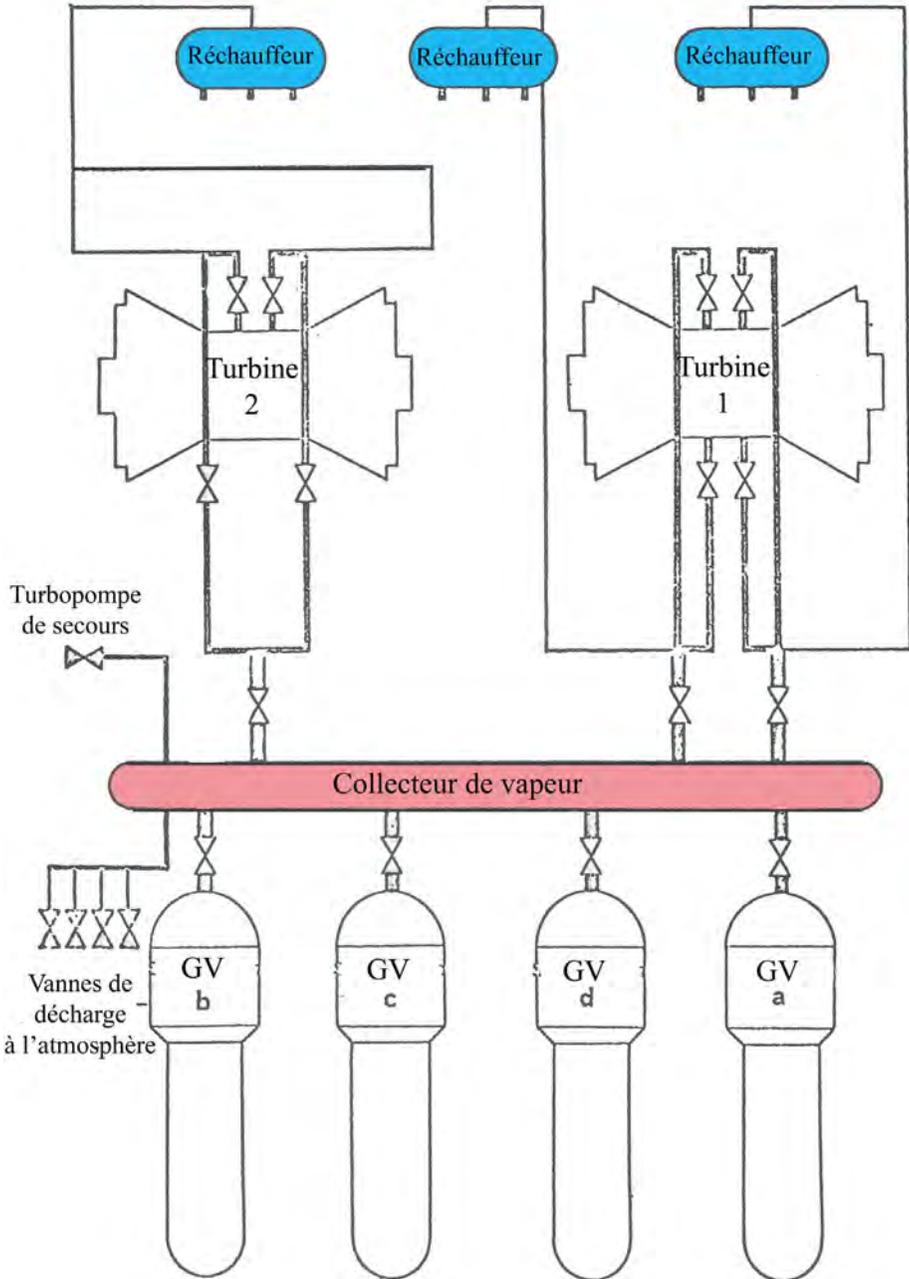


FIG. 1.58 – Schéma du secondaire de la centrale de Trino-Vercelese.

Le cœur (Figure 1.61) comprend 28 barres de contrôle dont 10 barres d'AIC situées dans la zone radiale intermédiaire pour assurer le pilotage. Le poids de l'ensemble des grappes est d'environ 6 300 *pcm*. Les barres peuvent s'insérer de 286 pas de 0,95 *cm* par pas. Le pilotage bénéficie d'une bande de manœuvre de 15 pas pour

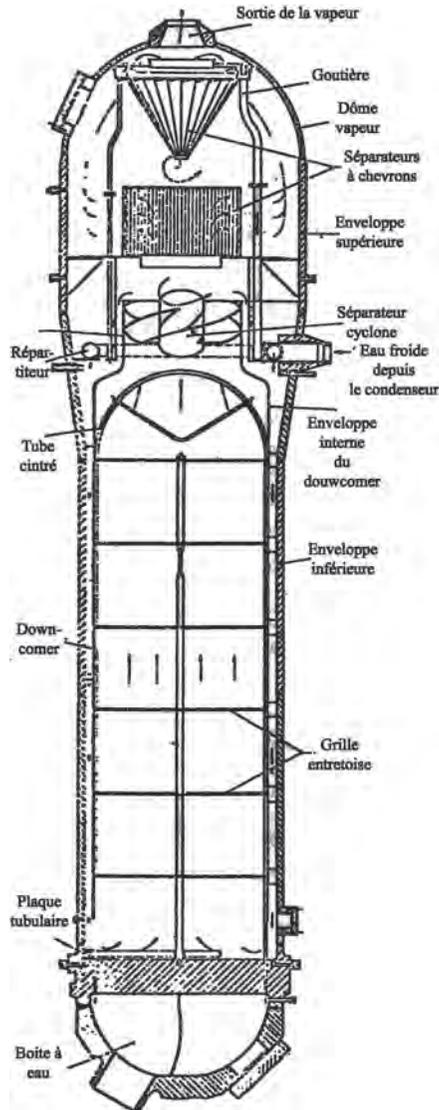


FIG. 1.59 – Un générateur de vapeur de Trino-Vercellese.

compenser les faibles variations de température ( $\pm 6^\circ F$ ) ou les faibles variations de concentration xénon. Au-delà de cette gamme, il faut faire varier la concentration en bore. La marge d'antiréactivité minimale s'établit en soustrayant le poids de la barre la plus antiréactive (soit 950 pcm) en supposant que celle-ci reste bloquée à la chute, et à appliquer une pénalité de 10 %, soit  $(6\,300 - 950) \times 0,9 = 4\,800$  pcm. Cette antiréactivité des N-1 barres doit compenser l'effet Doppler d'un passage à froid (environ 1 000 pcm), l'effet de vide (environ 50 pcm) et l'effet de redistribution axiale du flux en fin de cycle (dû au taux de combustion plus élevé en partie basse entraînant

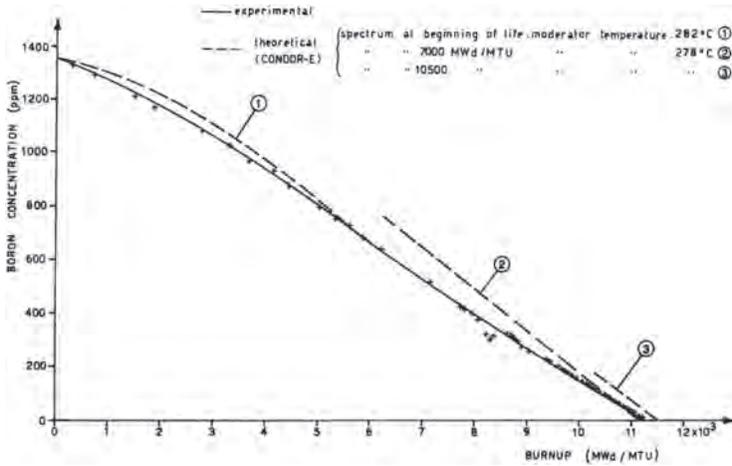


FIG. 1.60 – Comparaison expérience/calcul (Condor) de la concentration de bore au cours du cycle 1 de Trino-Vercellese (d’après<sup>42</sup>). À l’époque les calculs ne prennent pas encore de façon continue la variation de spectre due à l’épuisement, d’où des calculs avec des spectres différents en fin de vie.

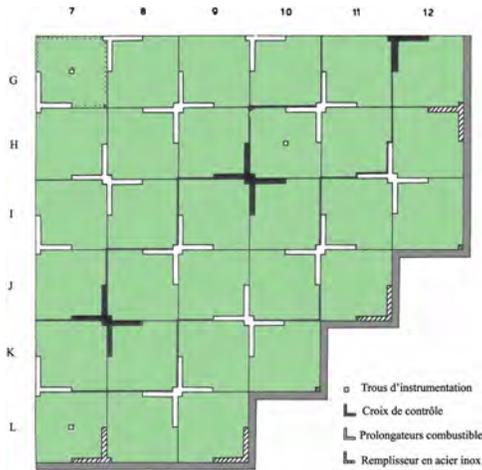


FIG. 1.61 – Vue du quart inférieur droit du cœur de Trino-Vercellese.

une concentration de produits de fission plus élevée<sup>43</sup>, environ 200 pcm); ce qui laisse une sécurité d’environ 3 500 pcm. On comprend mieux l’importance de ne pas trop

<sup>42</sup> F. Basile, G. Buionaurio, M. Claps et al. : *Research program integrative of the Enel program on the Trino Vercellese reactor, final report*, Rapport FIAT/Divisione Mare/Sezione Energia Nucleare FN-E-122, décembre 1972.

<sup>43</sup> Quand les barres chutent, la température du cœur et de l’eau (donc la densité) s’homogénéise du fait que le cœur passe à puissance nulle, il en résulte une augmentation du flux en partie haute où il y a moins de produits de fission absorbants. Cet effet augmente la réactivité des zones les plus réactives et finalement apporte de la réactivité en fin de cycle : c’est ce qu’on appelle l’effet de redistribution axiale du flux.

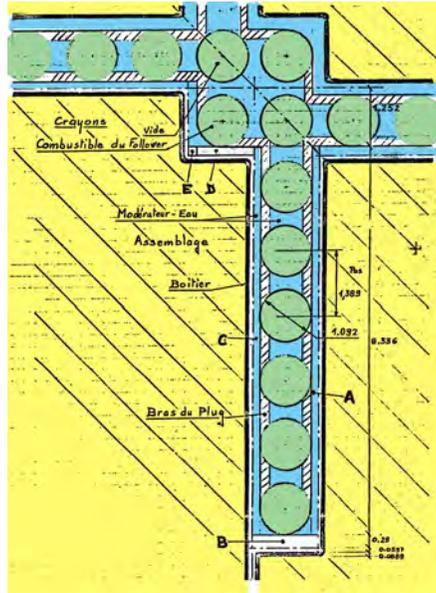


FIG. 1.62 – Structure très complexe des prolongateurs qui contiennent des crayons combustibles. L'idée est de garantir une certaine continuité radiale du réseau combustible.

insérer les barres de régulation pour ne pas augmenter cet effet de déséquilibre axial de taux de combustion.

Le premier cœur disposait d'une instrumentation interne de type « aeroball »<sup>44</sup> qui, curieusement, a été retirée du cœur à partir de la seconde charge sous l'argument un peu présomptueux, que les calculs étaient conformes avec les résultats expérimentaux dans la marge de  $\pm 2\%$ . Le gainage du combustible est de l'acier 304 à faible teneur en cobalt ( $< 0,02\%$ ). Le combustible des 3 premières charges, d'un enrichissement moyen de 4 %, a été fourni par Westinghouse. Pour le cycle 3, on a rechargé 40 assemblages enrichi à 4,7 % gainé en acier et dont les 5 crayons de coins ont subi une augmentation de gainage. Cette technique, employée à la centrale de Chooz A, diminue légèrement le rapport de modération de ces crayons et diminue leur puissance de 7 % et de 2 % pour les crayons les plus proches. Cette opération a permis de conserver le pic de puissance dans la région 2 d'enrichissement, en évitant de le déplacer en région 3. Au troisième cycle, les caractéristiques principales étaient les suivantes : 264,8 °C de température moyenne primaire pour une élévation axiale de température primaire de 31,7 °C. 31,7 bars de pression vapeur au collecteur. 163 MWe pour le groupe 1 et 89,6 MWe pour le groupe 2, soit un rendement de la tranche de 30,9 %.

<sup>44</sup> Le système « aeroball » consiste à insérer pneumatiquement dans un tube vide placé dans le cœur des billes de métal qui s'activent sous flux neutronique, qu'on extrait ensuite pour mesurer l'activité induite, d'où par remontage, on peut alors connaître le flux neutronique. Ce système, modernisé, est implanté dans l'EPR.

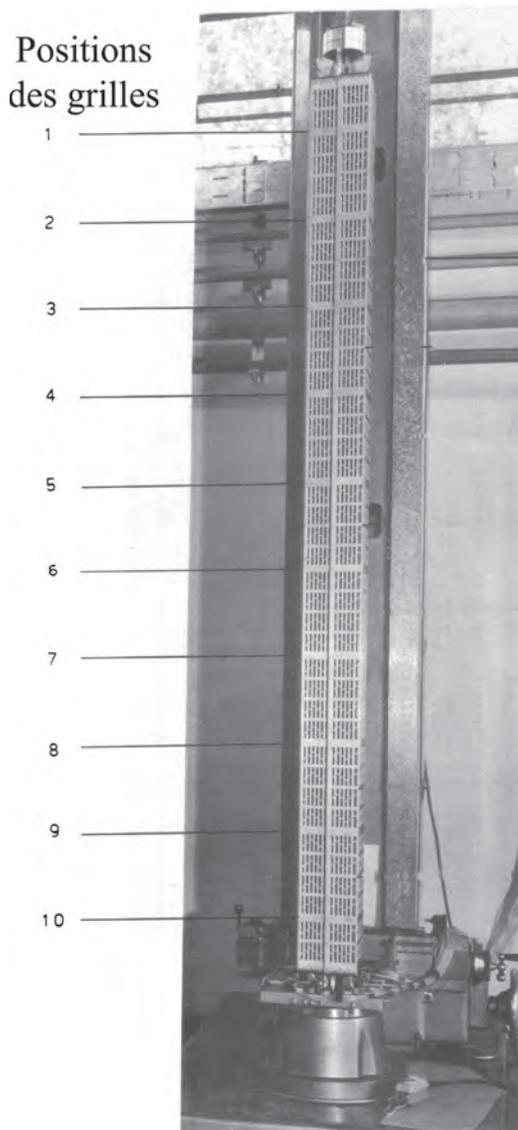


PHOTO 1.41 – Assemblage de la centrale de Trino-Vercellese. On remarquera la structure plus cloisonnée par rapport aux assemblages REP actuels.

On a pu expérimenter pour la première fois en Europe la tactique d'allongement de campagne ou *stretch-out*. On joue sur la température du primaire pour regagner de la réactivité alors que la concentration en bore est quasi nulle. Comme il n'y a plus de bore, on ne peut plus diminuer celui-ci pour continuer à fonctionner. Comme le coefficient de température modérateur est fortement négatif en fin de campagne, une baisse de la température du primaire (donc une augmentation de la masse volumique de l'eau s'accompagne d'une augmentation de la réactivité. Dans le diagramme température primaire/pression du secondaire (Figure 1.63), on note qu'une pression

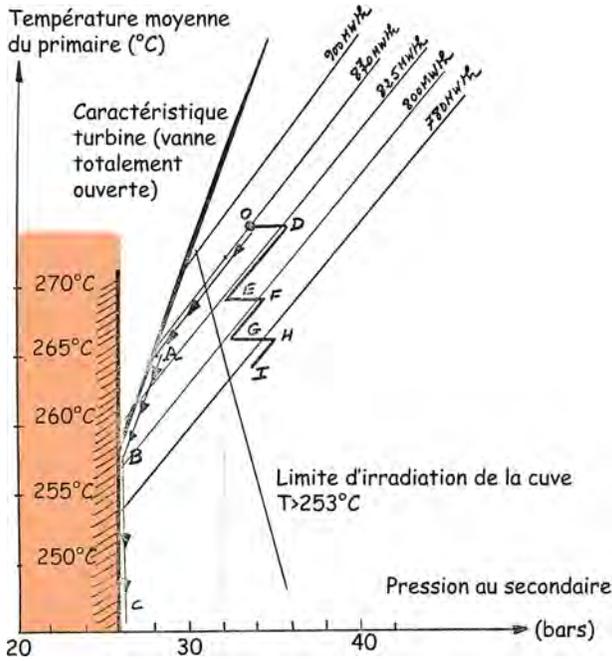


FIG. 1.63 – Tactique d’allongement de campagne vis-à-vis du point de fonctionnement primaire (réacteur de Trino-Vercellese).

inférieure à 26 bars conduit à une vapeur secondaire trop humide inadéquate au fonctionnement de la turbine. Cette zone est donc à exclure du fonctionnement. On trace aussi la caractéristique de la turbine avec vanne d’admission totalement ouverte. On peut aussi tracer un réseau de courbes correspondant à un cœur à puissance constante. Supposons que l’on parte du point de fonctionnement O à 870 MWth, on peut imaginer baisser la température du primaire en suivant un chemin OAB qui respecte la contrainte de pression supérieure à 26 bars. Cette méthode n’est acceptable que si on n’a aucune contrainte sur la température de la cuve. En réalité, pour des problèmes de fluence cuve, on ne veut pas irradier celle-ci à moins de 253 °C (problème de fragilisation de la cuve à basse température et de RTndt). Cette droite s’avère très limitante dans le diagramme, d’où l’idée de baisser la température en effectuant successivement des fonctionnements à température moyenne primaire constante conduisant à une baisse de la puissance et une augmentation de la pression du secondaire, puis des fonctionnements à puissance constante ramenant la pression aux 32 bars du nominal (parcours ODEFGHI...). Cette tactique est largement utilisée aujourd’hui sur le parc français pour tirer le maximum du combustible, et peut faire gagner jusqu’à 3 mois de fonctionnement. Par contre la puissance doit baisser par paliers successifs.

Un important programme EURATOM a été conduit de 1966 à 1972, piloté par l’ENEL. Il comprenait des analyses sur les deux premiers cycles de bilans de réactivité, des tests de pH du primaire, l’analyse du bruit neutronique et des analyses de combustibles irradiés. Un travail très important a été engagé par la section Énergie

nucléaire de la division Mare (!) de FIAT pour comparer les taux de combustion prédits par le code BURNUP (écrit pour l'occasion) avec les taux de combustion mesurés expérimentalement.

À la suite de l'accident de Tchernobyl, les Italiens se sont prononcés en 1987 par référendum pour un moratoire sur le nucléaire gelant les activités. Entre 1987 et 1990, les trois centrales nucléaires encore en activité : Trino-Vercellese (860 MWe, REP), Caorso (860 MWe, REB) et Latina (153 MWe, refroidi au gaz) ont été mises à l'arrêt après l'arrêt en 1982 de Garigliano (150 MWe, REB), sonnante le glas de l'aventure atomique italienne. La société d'État SOGIN, après la privatisation de l'ENEL, reste en charge du démantèlement de ces tranches. En août 2012, le ministère italien du Développement économique a ratifié le décret concernant l'arrêt définitif de la centrale de Trino-Vercellese. Son démantèlement devrait être fini en 2024.

## 1.10 Tihange (Belgique)

Le réacteur de Tihange est un réacteur construit en Belgique sur la rivière Meuse à 25 km au sud-ouest de Liège (Figure 1.64, Photo 1.42), pour être opéré conjointement par EDF et des compagnies belges (Electrabel, qui fait actuellement partie du groupe Suez). La construction a commencé en 1969 et la première tranche a été mise en service en 1975, comme première réponse au choc pétrolier de 1973. Tihange préfigure la centrale française de Fessenheim, sauf que le système de double enceinte ne sera pas repris sur le CP0 (mais à partir du P4).

Il s'agit d'un réacteur (Figure 1.65) de 870 MWe (2 660 MWth dont 97,4 % sont générés dans le combustible : 70,18 tonnes de métal lourd) de licence Westinghouse sur le type de Surry 1 ou Beaver Valley, et utilisant un combustible  $15 \times 15$  crayons de référence avant que Westinghouse ne passe à du  $17 \times 17$  crayons suite aux problèmes de densification et à de nouveaux critères d'étude de sûreté de l'APRP. Le circuit primaire comporte trois boucles et le réacteur est placé dans une cuve (Figure 1.66) de 13 m de hauteur totale pour 4 m de diamètre intérieur. Le premier cœur comportait 157 assemblages de 3 enrichissements : 52 assemblages à 1,95 % en uranium 235 (pastilles frittées à 95 % de la densité théorique d'oxyde d'uranium de hauteur 1,524 cm), placés à la périphérie, un autre tiers de cœur à 2,55 % puis un dernier tiers à 1,95 %. L'enrichissement d'équilibre est de 3,3 % pour une irradiation de décharge de 33 000 MWj/t. Le combustible est alors fabriqué par la société française CERCA à Romans (France). Le rapport de modération (volume d'eau sur volume d'oxyde d'uranium) est de 4,07. Le cœur contient 81 760 kg d'oxyde d'uranium, 16 469 kg de Zircaloy 4, 742 kg d'Inconel et 579 kg d'acier SS 304 et bien sûr 15 379 kg d'eau à 155 bars.

Le circuit primaire (Figure 1.69) comporte 3 pompes primaires (Figure 1.67) (4,63 MWe  $\times 3$ ) de 20 100 m<sup>3</sup>/h à 284 °C en entrée, 323 °C en sortie, et 155 bars, 3 générateurs de vapeur à tubes en U inversés, un pressuriseur de 40 m<sup>3</sup> et 3 branches chaudes et froides de diamètre interne de 700 mm à 787 mm pour une épaisseur de 68 mm à 85 mm. Les 3 GV's produisent en régime nominal 1 727 tonnes/h ( $\times 3$ ) de vapeur saturée à 269,1 °C à 54,4 bars. La vapeur de GV's est réunie à la sortie de l'enceinte dans un barillet commun qui distribue celle-ci en direction des corps HP des deux turbines (de 468 MWe bruts chacune). Le reste de vapeur est condensé

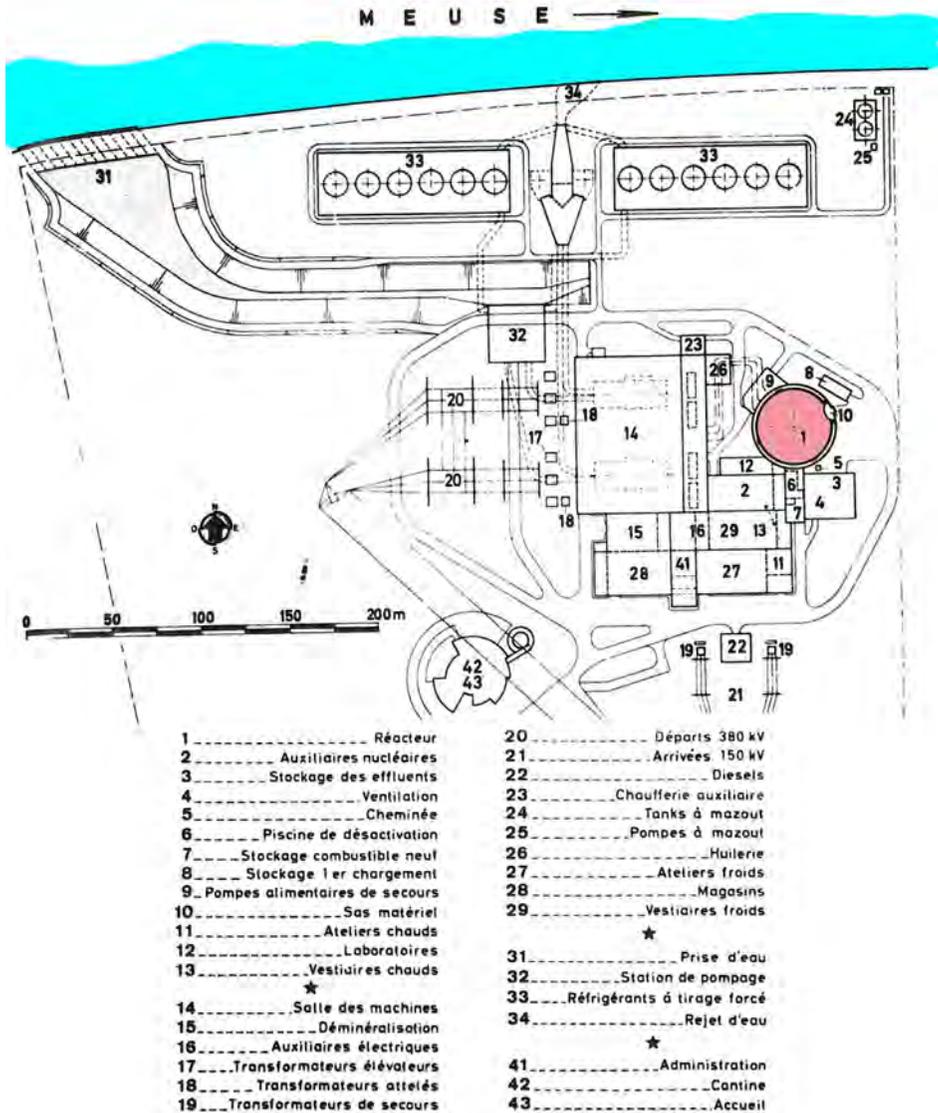


FIG. 1.64 – Implantation du site de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 57). La salle des machines et les auxiliaires nucléaires sont implantés en L autour du réacteur. Les circuits d'eau de la Meuse, avec la station de pompage et les réfrigérants atmosphériques, sont placés au nord. Le poste électrique a été placé au sud. Une cheminée de 160 m évacue les rejets de la ventilation.

dans un condenseur (pression 45 mbars). Les assemblages combustibles (Figure 1.72, Figure 1.73) comportent 205 crayons combustibles en un réseau à pas carré de 1,43 cm ainsi que 20 tubes guides (en Zircaloy 4, diamètre interne 1,30 cm, externe 1,387 cm) et un tube d'instrumentation central qui sont fixés aux sept grilles en Inconel 718 par des manchons en acier SS 304.



PHOTO 1.42 – Le site de Tihange. On a par la suite construit deux tranches supplémentaires sur le site de 70 ha de Tihange (1 008 MWe et 1 054 MWe). Les trois tranches fournissent près de 30 % du besoin énergétique de la région Wallonne.

Les crayons ont un diamètre de 1,072 cm (pastille : 0,929 cm en forme de diablo) pour une hauteur fissile de 365,8 cm. Les pastilles d'oxyde d'uranium sont empilées dans les crayons scellés par des bouchons aux extrémités et pressurisés à l'hélium. Un ressort hélicoïdal en acier, placé dans une chambre d'expansion, est chargé de reprendre la dilatation axiale des pastilles en température.

Deux types de barres sont présents dans le cœur. D'une part, des grappes à crayons longs constitués d'absorbant (argent 80 % – indium 15 % – cadmium 5 % de diamètre 1,0096 cm, gainé en acier SS 304, diamètre interne 1,0172 cm, externe 1,115 cm) sur presque toute la longueur de la barre (360,68 cm), soit 32 grappes de régulation et 16 grappes d'arrêt. D'autre part, des grappes à crayons courts dont l'absorbant ne se trouve que sur une petite partie de la longueur de la grappe (91,44 cm), soit 5 grappes. Huit autres positions sont prévues pour des grappes supplémentaires éventuelles. On trouve donc un total de 53 grappes + 8 éventuelles.

Le circuit primaire, de 275 m<sup>3</sup> (dont 259 m<sup>3</sup> d'eau liquide avec pressuriseur) comporte trois boucles incluant un générateur de vapeur (4 785 m<sup>2</sup> de surface d'échange, 20,6 m de hauteur, 3 388 tubes en U inversés, 30,5 m<sup>3</sup> d'eau primaire, 59 m<sup>3</sup> d'eau secondaire en charge, 107 m<sup>3</sup> de vapeur en charge, 1 727 tonnes/h de vapeur saturée à 55 bars/270 °C) par boucle, un accumulateur (41 m<sup>3</sup>, 1 900 ppm de bore, 45 bars)

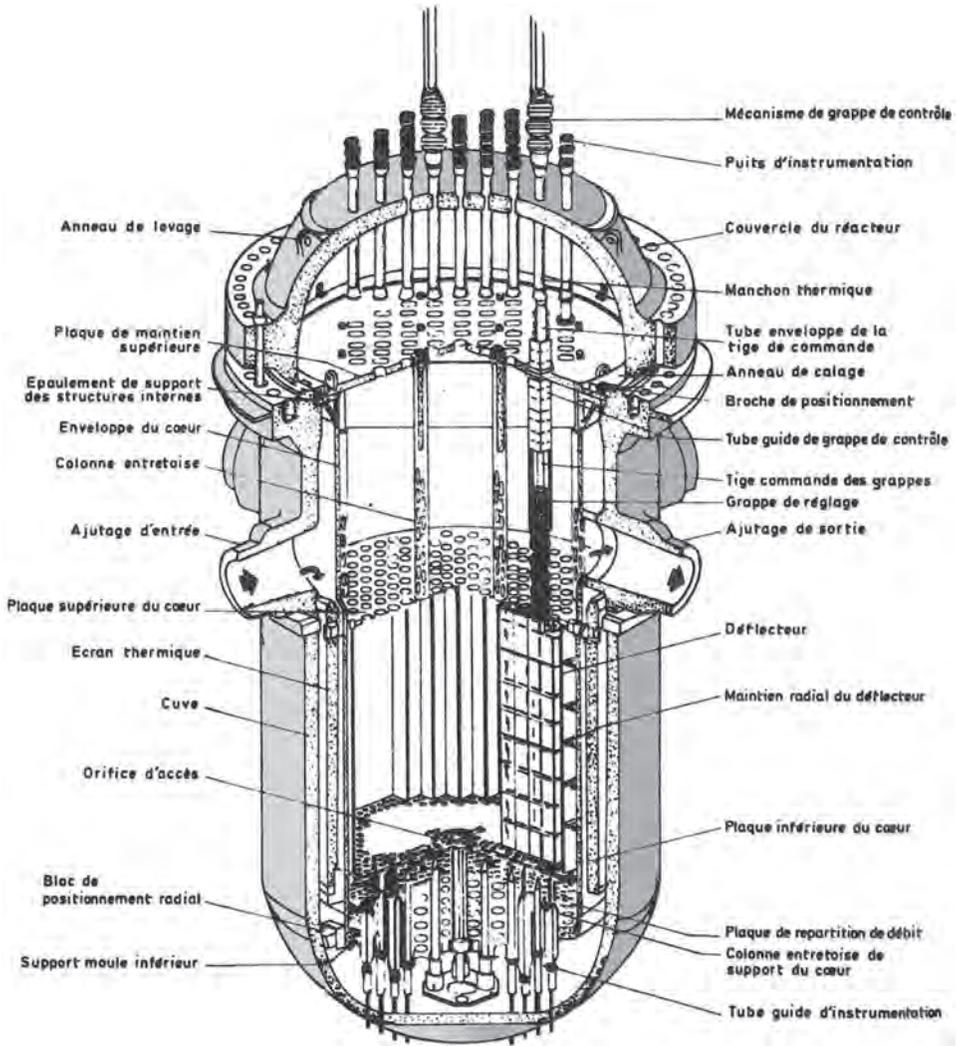


FIG. 1.65 – Cuve et internes du réacteur de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 58). Perte de charge de la cuve 3,312 bars, perte de charge dans le cœur 1,90 m, puissance linéique maximale 617 W/cm, flux thermique moyen entre 65,5 et 183,1 W/cm<sup>2</sup>, section de passage du cœur actif 3,88 m<sup>2</sup>.

par boucle qui débite en branche froide, une pompe primaire (débit 5,6 m<sup>3</sup>/s, hauteur manométrique 85 m, débit total des trois pompes 45 750 tonnes/h soit 43 700 tonnes/h dans le cœur actif) par boucle et un pressuriseur unique (23,8 m<sup>3</sup> d'eau + 15,8 m<sup>3</sup> de vapeur, pression nominale : 154 bars, pression de décharge : 161 bars, soupapes de sûreté : 171 bars). La vapeur produite par les GV est collectée dans un barillet commun qui distribue la vapeur vers les corps haute pression des deux turbines.

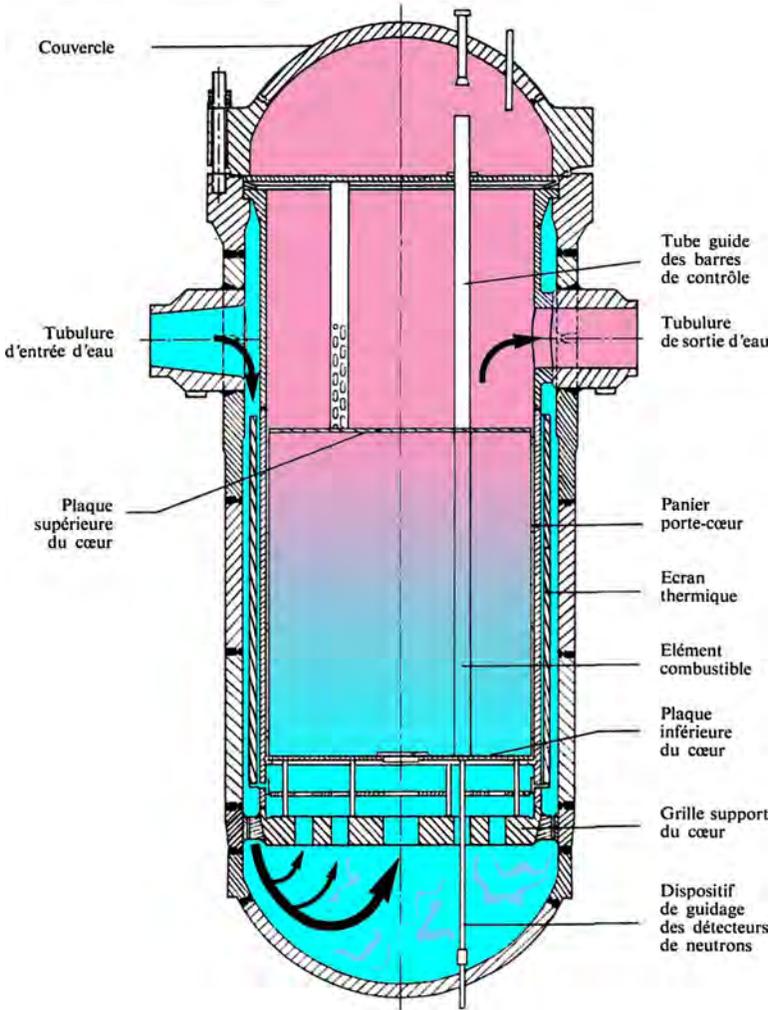


FIG. 1.66 – Coupe axiale de la cuve de Tihange (adapté de [Ladonchamps et Verdeau, 1972] p. 128). La technologie est très proche du palier français CP0.

Les trois tuyauteries froides du primaire ont 70 cm de diamètre interne et les tuyauteries chaudes 74 cm. La température moyenne à l'entrée du cœur est de 284 °C et de 321,5 °C en sortie. La température moyenne dans le cœur est de 304,5 °C et de 303 °C dans la cuve. La perte de charge dans le cœur est de 1,3 bar, dans la cuve de 3,3 bars, dans la branche chaude de 0,5 bar, dans le GV de 2,2 bars puis de 0,1 bar dans la tuyauterie d'aspiration des pompes (branche intermédiaire) et de 0,2 bar dans la tuyauterie de refoulement des pompes. Côté secondaire, la température de l'eau froide est de 225 °C et on produit en tout 5 270 tonnes/h de la vapeur sous 55 bars à 270 °C.

Le facteur de point chaud  $F_Q$  est de 2,25 quand le facteur d'accroissement d'enthalpie  $F_{\Delta H}$  est de 1,58. Le DNBR minimum est de 2,03.

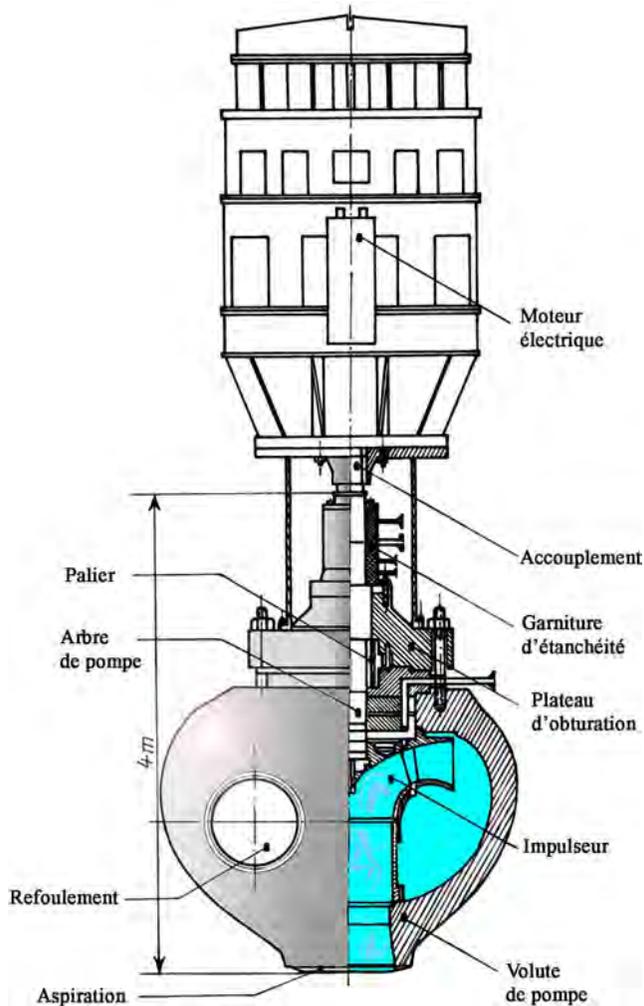


FIG. 1.67 – Pompe primaire de Tihange (5 MW, 20 000 m<sup>3</sup>/h, hauteur manométrique 77 m).

Le système d'injection de sécurité assure la protection contre une RTV et une protection supplémentaire est fournie par l'isolation du circuit d'eau d'alimentation et la fermeture des vannes de la ligne vapeur. L'arrêt du réacteur est enclenché en cas de surpuissance ou à la suite du démarrage du système de réfrigération de secours. En cas d'éjection de barre, l'arrêt du réacteur est déclenché sur signal de flux neutronique élevé et taux d'accroissement de flux élevé. Les deux pompes de charge de l'injection de sécurité (haute pression) peuvent injecter 34 m<sup>3</sup>/h à une pression de 188 bars. Les deux pompes d'injection basse pression peuvent injecter 680 m<sup>3</sup>/h à une pression de 20 bars. Le réservoir d'injection du bore contient un volume de 3,4 m<sup>3</sup> à 21 000 ppm de bore sous 10 bars.

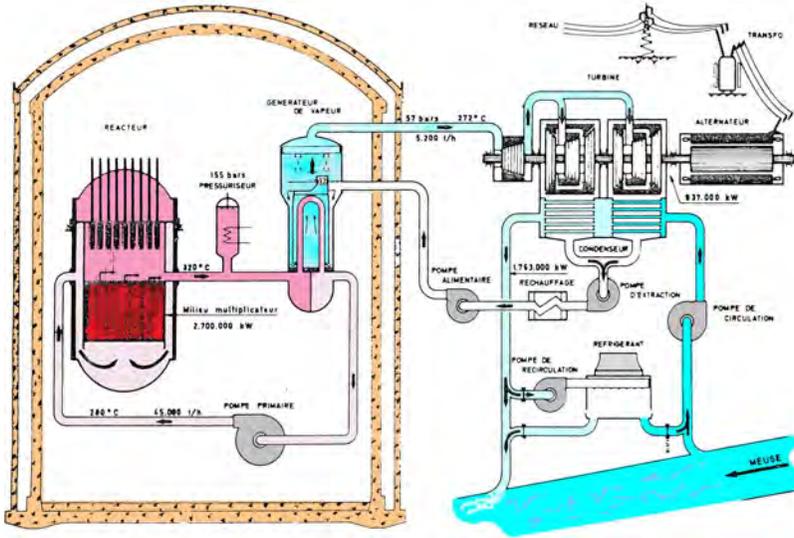


FIG. 1.68 – Schéma de la centrale de Tihange (adapté d'après<sup>45</sup>). Le bâtiment réacteur est entouré d'une enceinte étanche de 42 m de diamètre intérieur.

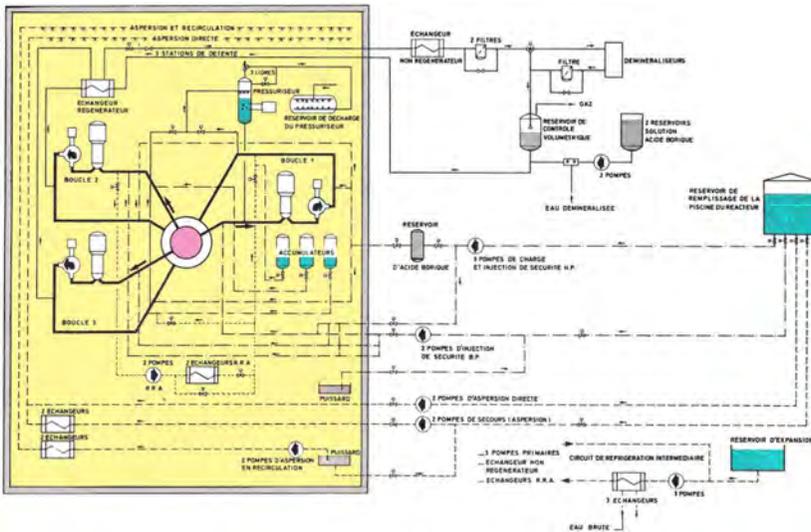


FIG. 1.69 – Circuits primaire et secondaire de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 62). Volume du circuit primaire 274 m<sup>3</sup>.

Côté production d'électricité (Figure 1.74), deux alternateurs de 540 MVA chaque produisent le courant envoyé à deux transformateurs élévateurs de 18 kV à 380 kV.

<sup>45</sup> H. Bonnet, A. Charlier, A. Renard, Cl. Vandenberg : PWR de 900 MWe chargé au Pu type Tihange, Études de l'état stationnaire et analyse d'accidents, description de la centrale et méthode, rapport BelgoNucléaire BN 7711-02 dans le cadre du contrat pour la CCE n° 013-76-11 RPUB, 1977.

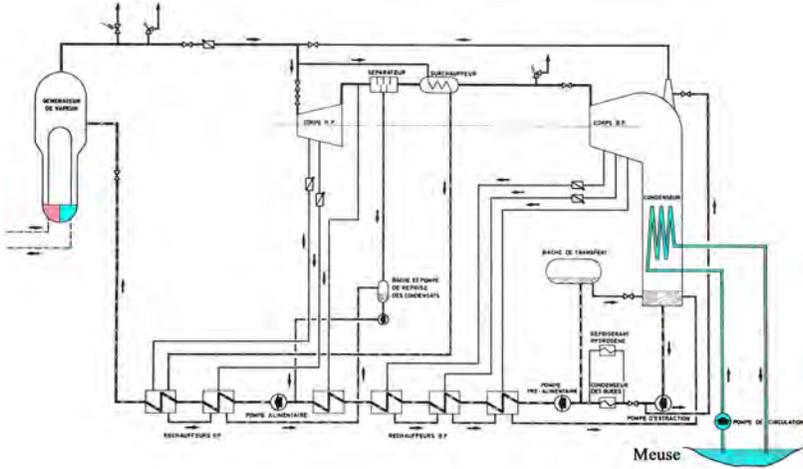


FIG. 1.70 – Circuit secondaire et turbine de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 62). Deux turbines avec chacune un corps HP et 2 corps BP, 1 500 tours/min, Deux condenseurs tubulaires refroidis par un débit de  $16,5 \text{ m}^3/\text{s}$  ( $\times 2$ ). Deux motopompes alimentaires, 4 réchauffeurs BP, 1 motopompe alimentaire et 2 réchauffeurs HP.

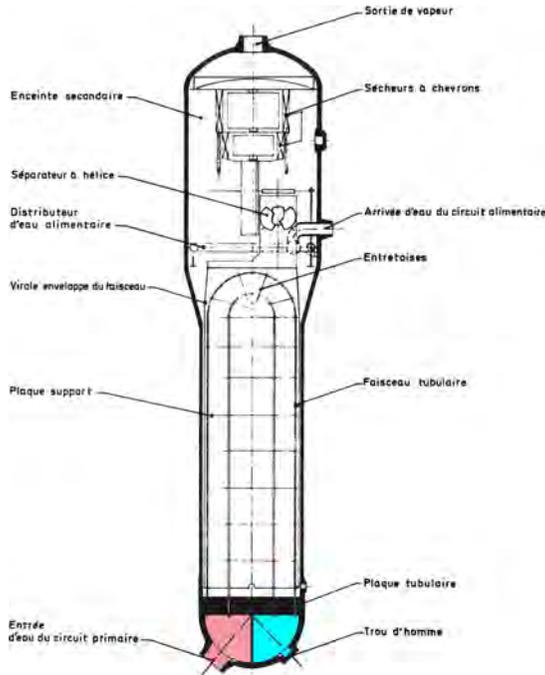


FIG. 1.71 – Générateur de vapeur de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 60). Plaque tubulaire 550 mm d'épaisseur, 3 388 tubes d'Inconel 600 de 22,2 mm de diamètre interne, 1,27 mm d'épaisseur, 320 tonnes, 21,2 m de hauteur, 4,50 m de diamètre au niveau du dôme.

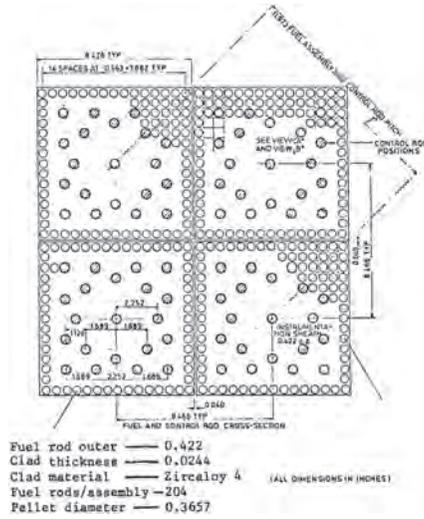


FIG. 1.72 – Coupe radiale d'un assemblage de Tihange (les cotes sont données en inches).

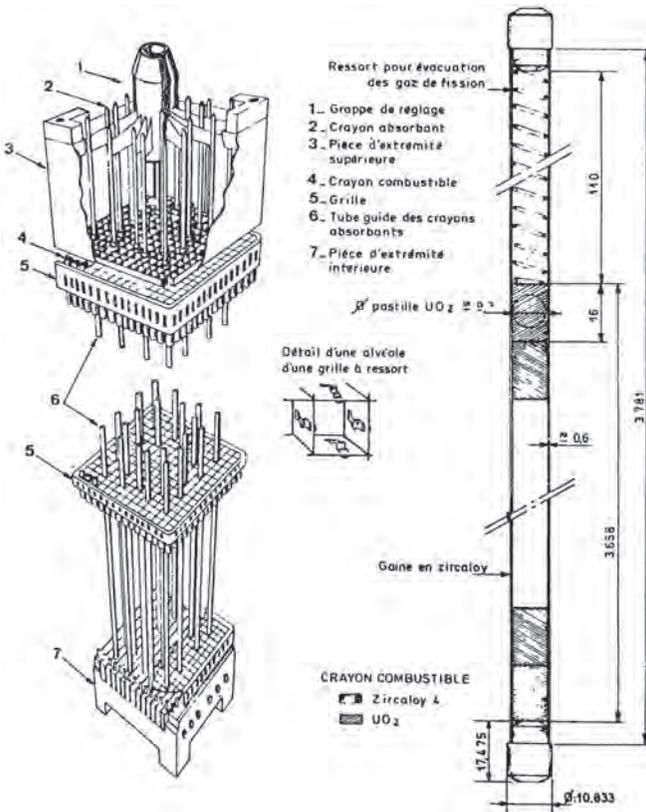


FIG. 1.73 – Vue d'un assemblage de Tihange et d'un crayon. Hauteur du cœur actif 366 cm, diamètre équivalent du cœur 3,04 m, rapport eau/uranium en volume 4,2.

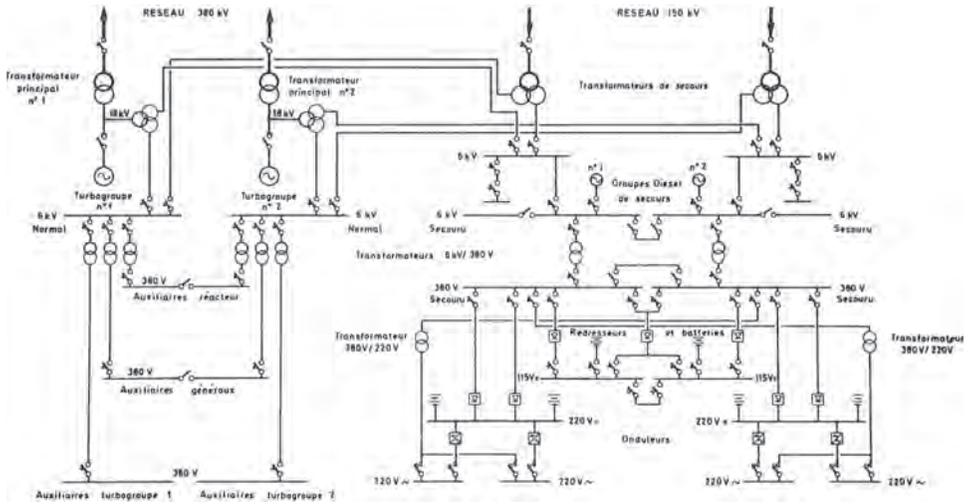


FIG. 1.74 – Schéma de l'alimentation électrique de Tihange (adapté de [Pintat et Chauvet, 1984] p. 63).

## 1.11 Sizewell B (Angleterre)

[Pressurised water reactor in UK, 1982]

En mars 1987, le Gouvernement britannique a approuvé la construction d'un réacteur REP, le premier en Angleterre, sur le site de Sizewell (Photo 1.43), au nord de l'unité Sizewell A existante. Le réacteur a atteint la criticité en janvier 1995. Le réacteur est un concept Westinghouse-Bechtel à quatre boucles de 3 425 MW<sub>th</sub> (standard dit « SNUPPS », couplé à deux turbines de 600-660 MW, et délivrant une puissance de 1 245 MWe.

Le cœur du réacteur est très proche de la filière P4 française avec ses 193 assemblages, mais de hauteur active 366 cm comme le CPY. L'assemblage combustible comporte selon un réseau classique de  $17 \times 17$ , 264 crayons actifs, 24 tubes guides et 1 tube d'instrumentation. Les barres de contrôle sont constituées d'argent-indium-cadmium. La pression à l'entrée de la cuve est de 158 bars, et de 155 bars en sortie. Le débit du primaire est de 18 750 kg/s. Les quatre générateurs de vapeur comportent 5 626 tubes en U, et délivrent chacun 477 kg/s de vapeur à 69 bars. La plaque tubulaire en acier inoxydable comporte des trous quadrifoliés pour éviter de l'érosion entre plaque et tubes. La cuve du réacteur (Figure 1.75) est identique à celle du concept Westinghouse, excepté le fait qu'elle est constituée de 4 viroles en forme d'anneau, ce qui évite des cordons de soudure verticaux. La cuve est placée dans un puits étroit, dans l'objectif de diminuer la dose du personnel pendant les opérations de rechargement.