

## Le programme électronucléaire Français<sup>1</sup>

Paul REUSS

### 1. LES TRAVAUX PRÉCURSEURS

Dès la découverte de la radioactivité par Henri Becquerel, en 1896, ouvrant une nouvelle science : la physique nucléaire, la France a joué un rôle actif dans les progrès qui ont suivi. Il suffit, pour s'en convaincre de se rappeler, par exemple, les travaux de Pierre et Marie Curie (1898 : découverte du polonium et du radium), puis de ceux d'Irène et de Frédéric Joliot-Curie (1934 : découverte de la radioactivité artificielle).

La radioactivité avait très vite trouvé des applications en médecine. On soupçonnait aussi dès cette époque que ces études à caractère fondamental pourraient peut-être déboucher sur des applications énergétiques car on savait que les réactions nucléaires mettaient en jeu des énergies considérables, typiquement un million de fois supérieures aux énergies mises en jeu dans les réactions chimiques.

Frédéric Joliot et ses collaborateurs manquèrent de peu la découverte de la fission. Le mérite en revient, en effet, à l'équipe allemande: la mise en évidence, par Otto Hahn et Fritz Strassmann, de baryum dans les produits de la réaction induite par des neutrons bombardant l'uranium fut correctement interprétée par Lise Meitner en 1938 : ces neutrons avaient provoqué des fissions de noyaux d'uranium en deux fragments de masse environ deux fois moindre... et notamment des noyaux de baryum. Et Lise Meitner expliquait que la fission, si elle se produit, libère une énorme quantité d'énergie.

Dès l'annonce de ces résultats, Joliot reprit l'expérience et mit en évidence un aspect supplémentaire qui va s'avérer fondamental: outre les deux fragments, la fission libère quelques neutrons, environ 3 en moyenne (à cause d'un artefact, le résultat de cette mesure fut un peu optimiste, le chiffre exact étant 2,4). Il comprit très vite le fait que ce nombre soit supérieur à un permet d'envisager une réaction en chaîne de fissions: les neutrons émis par les premières fissions pourront induire de nouvelles fissions, qui elles-mêmes libéreront des neutrons, pouvant induire d'autres fissions, et ainsi de suite. Même si une partie des neutrons est perdue, une telle réaction, après avoir été initialisée, pourra s'entretenir d'elle-même, voire se développer.

Le « théoricien » de l'équipe, Francis Perrin, introduisit la notion de taille critique: toutes choses égales par ailleurs, la probabilité de fuite des neutrons diminue si la taille du système augmente, donc la probabilité que le neutron provoque une fission s'améliore ; à partir d'une certaine taille, la réaction en chaîne auto-entretenu est possible.

Les conclusions de ces recherches furent rapidement tirées : dès le mois de mai 1939, Joliot et ses collaborateurs déposèrent trois brevets d'un « dispositif de production d'énergie », c'est-à-dire de la machine qu'on appellera plus tard un réacteur nucléaire. On trouve décrites dans ces brevets les deux applications de l'énergie nucléaire: l'application pacifique à la production maîtrisée d'énergie et l'application à un engin explosif susceptible d'atteindre une puissance très supérieure à celle de toutes les bombes classiques.

Quelques semaines plus tard, avec l'invasion allemande, l'équipe fut dispersée et ces brevets restèrent secrets pendant toute la durée de la guerre. Cela n'empêcha pas, comme on le sait, les recherches de se poursuivre de façon active ailleurs.

Aiguillonnés par la crainte que l'Allemagne nazie acquière un avantage décisif avec la réalisation d'une arme atomique (crainte qui, par la suite, s'avéra non fondée), les Américains se lancèrent dans le projet « *Manhattan* »

<sup>1</sup> On trouvera de plus amples renseignements dans les [articles](#) : "[Energie nucléaire](#)" et "[Les réacteurs nucléaires](#)" qui précisent, notamment, les principes physiques de l'énergie nucléaire et le principe de fonctionnement d'une centrale électronucléaire.

qui amènera, en 1945, à l'explosion expérimentale d'Alamogordo (désert du Nouveau-Mexique) et aux bombes qui anéantirent Hiroshima et Nagasaki.

Ces engins utilisaient soit de l'uranium enrichi à une teneur dépassant 90 % en isotope fissile, l'uranium 235, à comparer à 0,7 % dans l'uranium naturel, soit du plutonium 239 produit par irradiation de l'uranium 238 (non fissile) dans un réacteur. Le réacteur, en effet, c'est-à-dire le système imaginé par Joliot où se déroule une réaction en chaîne maîtrisée, fut réalisé, à Chicago, par Enrico Fermi et son équipe: la première « divergence », à une puissance de moins d'un watt, eut lieu le 2 décembre 1942.

D'autres machines beaucoup plus grosses furent ensuite construites à Hanford (État de Washington) pour fabriquer les quantités de plutonium nécessaires aux armes. La production d'énergie n'était pas l'objectif assigné à ces machines.

Mais dès la fin des hostilités le savoir-faire ainsi acquis fut valorisé dans des recherches destinées à la production d'électricité d'origine nucléaire. C'est ainsi que les principaux pays industriels, les États-Unis, le Canada, la Grande-Bretagne, l'URSS... et, comme nous allons le voir, la France, se sont lancés dans des programmes ambitieux de développement de l'énergie nucléaire à usage pacifique.

## 2. LA CRÉATION DU CEA ET LA PILE ZOÉ

Le général De Gaulle, alors au pouvoir, en avait perçu l'enjeu considérable : dès le 15 octobre 1945, il signa une ordonnance créant le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), plaça à sa tête un Administrateur Général, Raoul Dautry, et un Haut-Commissaire, Frédéric Joliot, et leur donna comme mission de mettre au point cette prometteuse source d'énergie.

Les chercheurs et techniciens rassemblés par Joliot s'installèrent à Fontenay-aux-Roses (d'autres centres civils du CEA furent par la suite créés à Saclay, Grenoble et Cadarache, ainsi que plusieurs centres de la Direction des applications militaires). Mission : réaliser au plus vite un prototype de réacteur.

Joliot savait que l'enrichissement de l'uranium était un objectif hors de portée à court terme. Il choisit d'utiliser l'eau lourde comme matériau « modérateur », c'est-à-dire pour ralentir les neutrons, ce qui est nécessaire si l'on envisage d'utiliser de l'uranium naturel ; la France, en effet, disposait encore du stock d'eau lourde constitué à la fin des années 1930 pour les expériences que nous avons évoquées (le principal autre modérateur possible est le graphite : ce fut le choix fait par Fermi qui ne disposait pas d'eau lourde).

Le "combustible nucléaire" sera de l'oxyde d'uranium placé dans des tubes d'aluminium. La puissance visée était modeste : c'est pourquoi ce projet fut baptisé « Zoé » comme puissance Zéro, Oxyde d'uranium et Eau lourde. Exploit scientifique et technique remarquable, la divergence eut lieu le 15 décembre 1948, trois ans après la création du CEA. Cette pile fut utilisée par les physiciens pendant plus de 25 ans ; après qu'on ait retiré les matériaux radioactifs, elle est aujourd'hui le centre d'un musée de l'atome attirant de nombreux visiteurs.

## 3. RECHERCHE SUR LES RÉACTEURS À EAU LOURDE

L'eau lourde est le meilleur modérateur : c'est la raison pour laquelle la France continua à s'intéresser aux réacteurs à eau lourde. Après Zoé (ou EL 1), deux autres réacteurs de recherche, EL2 et EL3, furent construits à Saclay.

Finalement, un réacteur industriel de 70 MWe (mégawatts électriques), EL4, fut construit à Brennilis (Monts d'Arrée) : il y fonctionnera de 1967 à 1985. Les études pour des réacteurs de plus forte puissance ne débouchèrent pas sur des réalisations industrielles.

## 4. LE PROGRAMME UNGG

Astreinte, à cette époque, à se limiter aux filières à uranium naturel, faute de maîtriser la technologie de l'enrichissement, la France s'intéressa aussi, et même davantage, aux réacteurs à graphite. Une filière dite "UNGG" (uranium naturel-graphite-gaz) fut mise au point : elle utilise l'uranium sous la forme de barreaux cylindriques métalliques gainés par du magnésium avec une structure en ailettes pour améliorer le refroidissement, placés dans des canaux, eux-mêmes cylindriques, aménagés dans un empilement de briques de graphite.

Le refroidissement est assuré par du gaz carbonique sous une pression de quelques dizaines de bars circulant dans les canaux. L'ensemble du coeur est placé dans un caisson supportant cette pression.

Divers concepts furent essayés : disposition horizontale ou verticale des canaux, caisson en acier ou en béton armé précontraint, générateurs de vapeur (échangeurs de chaleur entre le gaz carbonique et le circuit eau-vapeur) placés en dehors ou à l'intérieur du caisson.

Après la construction à Marcoule (Gard) de trois réacteurs de puissance modeste, G1, G2 et G3, qui ont permis de mettre au point la technologie UNGG, six centrales de grande puissance furent érigées sur les rives de la Loire et à Bugey (Ain). Elles sont aujourd'hui toutes arrêtées (voir le tableau de la page 5).

## 5. LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

Tous les réacteurs nucléaires sont plus ou moins susceptibles, lorsqu'ils fonctionnent, de régénérer une certaine quantité de matière fissile sous forme de plutonium, élément artificiel ayant des propriétés nucléaires similaires à celles de l'uranium 235, en particulier la capacité de subir la fission après l'absorption d'un neutron. Le mécanisme est le suivant : dans une réaction en chaîne équilibrée, une partie des neutrons doit être capturée sans induire de fission; en particulier, l'uranium 238 (l'isotope non fissile) peut capturer des neutrons et donner l'uranium 239 ; ce dernier se transforme rapidement par radioactivité (environ deux jours) en plutonium. En pratique, dans la plupart des réacteurs et, en particulier, dans tous les réacteurs à neutrons thermiques, la quantité de matière fissile ainsi régénérée est plus petite que celle qui est consommée dans la réaction en chaîne et, donc, la matière combustible s'épuise petit à petit.

L'intérêt des réacteurs à neutrons rapides (sans modérateur) est la possibilité de les rendre "surgénérateurs". Cela signifie qu'ils sont capables, lorsqu'ils fonctionnent et s'ils sont alimentés avec le combustible plutonium, de régénérer par conversion de l'uranium 238 davantage de plutonium qu'ils n'en consomment. La plus grosse partie du plutonium régénéré l'est dans des " couvertures ", c'est-à-dire des couches d'uranium 238 placées autour du coeur. Comme dans tous les autres réacteurs, le combustible proprement dit s'épuise: la surgénération ne se concrétise que si l'on retire et les matériaux du coeur pour en récupérer le plutonium résiduel, et les matériaux irradiés dans les couvertures. Dans ces conditions, ces réacteurs sont susceptibles, sur le long terme, de consommer tout l'uranium naturel, et notamment les 99,3 % d'uranium 238 qu'il contient, et pas seulement, comme le font les réacteurs standards, une partie des 0,7 % d'uranium 235 et une fraction infinitésimale de l'uranium 238, après conversion.

Cette particularité séduisante des réacteurs à neutrons rapides était connue dès les débuts des développements de l'énergie nucléaire. Elle fut, en particulier en France, souvent soulignée dans les discours officiels des années 1950 : construisons quelques réacteurs à neutrons thermiques, à uranium, non surgénérateurs; par retraitement du combustible irradié dans ces réacteurs, récupérons le plutonium; avec ce plutonium, constituons les charges de combustible pour quelques réacteurs à neutrons rapides; ensuite, grâce à la surgénération, l'inventaire en plutonium pourra s'accroître, ce qui permettra de démarrer de nouveaux réacteurs à neutrons rapides... et ainsi de suite jusqu'à équipement complet du pays.

Cette politique explique les deux grandes orientations prises en France :

- Le choix de la filière UNGG qui a un bon taux de conversion et qui s'accommode d'uranium naturel. (Il est clair que la possibilité de produire du plutonium pour un éventuel programme d'armement nucléaire a aussi joué dans ce choix ; rappelons que la décision d'acquiescer l'arme nucléaire fut prise par Pierre Mendès France en 1954).
- Le retraitement du combustible irradié pour en récupérer les matières énergétiques recyclables, en particulier le plutonium. (Par la suite, l'argumentation d'un tri en vue d'un meilleur conditionnement des déchets nucléaires a pris aussi une grande importance).

En pratique, ces orientations conduisirent aux réacteurs à graphite de Marcoule, à l'usine de retraitement également à Marcoule (plus tard, de nouvelles installations de retraitement furent construites à La Hague dans le Cotentin) et à un programme de recherche et développement sur les réacteurs à neutrons rapides.

Après le réacteur d'essai, Rapsodie, à Cadarache, non destiné à produire de l'électricité, deux centrales électronucléaires à neutrons rapides furent construites: Phénix (250 MWe) à Marcoule, couplée au réseau en 1973 et arrêtée en 2010 ; Superphénix (1200 MWe) à Creys-Malville (Ain), couplée au réseau en 1986, puis arrêtée en 1998 pour des raisons non pas techniques ni économiques, mais politiques (pour ne pas dire électoralistes).

## 6. LE PROGRAMME DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION

La France avait aussi tenu à acquérir une certaine compétence technologique sur la filière des réacteurs à eau, celle qui est mise en oeuvre non seulement pour des réacteurs électronucléaires, mais aussi pour la plupart des navires à propulsion nucléaire (sous-marins lanceurs d'engins, sous-marins d'attaque, porte-avions...). C'est la raison pour laquelle fut construit le réacteur Chooz A-1 dans les Ardennes (300 MWe) qui fonctionna de 1967 à 1991.

La France eut aussi une participation aux réacteurs belges de Tihange. Elle se lança également dans un programme de réacteurs navals que nous n'évoquerons ici que pour mémoire.

Cet acquis fut un des arguments en faveur de la décision prise par Georges Pompidou en 1969 de l'abandon de la filière UNGG au profit des réacteurs à eau, puis du lancement de l'ambitieux programme d'équipement en centrales à eau sous pression, sous le gouvernement de Pierre Messmer (1972-1974). Il fut, au départ, décidé de développer les deux sous-filières pressurisée et bouillante, mais la commande de deux REB (réacteurs à eau bouillante) en 1973 fut annulée deux ans plus tard et seuls des REP (réacteurs à eau sous pression) seront construits en France.

Ce tournant important fut parfois mal vécu par les techniciens qui avaient mis au point la filière UNGG. La décision fut prise au vu d'argumentations techniques, économiques et industrielles :

- **Techniques** : avec Bugey-1, la technologie UNGG avait sans aucun doute atteint une limite sur la puissance unitaire (environ 500 MWe).
- **Économiques** : les réacteurs UNGG sont, pour une puissance fixée, beaucoup plus gros que les réacteurs à eau, ce qui grève le coût de construction et handicape la filière au-delà, probablement, du surcoût venant de la nécessité d'enrichir l'uranium des réacteurs à eau alors que les réacteurs à graphite fonctionnent à l'uranium naturel.
- **Industrielles** : la filière PWR (en français: REP) s'appuyait sur le savoir-faire de puissants industriels américains, en particulier Westinghouse dont la jeune société Framatome acquit la licence avant de s'en dégager plus tard avec l'aide technologique du CEA pour proposer un produit purement français. Par ailleurs, la France avait maintenant, grâce au programme militaire, maîtrisé la technologie de l'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse et pouvait entreprendre la construction de l'usine Eurodif à Tricastin (Drôme).

Ajoutons aussi un argument lié à la sûreté : on sait que, pour les réacteurs à eau sous pression, trois barrières sont interposées entre les produits radioactifs et l'environnement : les gaines des éléments de combustible, enveloppe du circuit du caloporteur, l'enceinte du bâtiment du réacteur. Pour les réacteurs à graphite, cette troisième barrière n'existe pas à proprement parler, car le bâtiment du réacteur n'est pas conçu pour résister à un accident grave.

Rappelons que cette absence d'enceinte de confinement est la raison des conséquences dramatiques de l'accident de Tchernobyl ; c'est aussi pour cette raison que les réacteurs UNGG ont été arrêtés prématurément alors que technologiquement et économiquement leur exploitation aurait pu être poursuivie.

À la suite des décisions du gouvernement Messmer, le premier réacteur REP de grande puissance (900 MWe) démarra à Fessenheim (Haut-Rhin) en 1977. Cinquante-sept autres commandes d'EdF de réacteurs de 900 MWe, puis 1300 MWe, et 1450 MWe (modèle N4) pour les dernières, suivirent celles de Fessenheim-1. La société Framatome (devenue entre temps une composante d'AREVA), et EdF elle-même, surent efficacement répondre à cet ambitieux programme : le tableau en annexe 1 montre qu'il y a eu jusqu'à huit couplages au réseau par an.

Les réacteurs de troisième génération, tel l'EPR (European Pressurized Reactor), dont un exemplaire est en construction en Finlande, un en France (Flamanville) et deux en Chine, pourront prendre le relais lorsque les REP arriveront en fin de vie. À plus long terme, ce sont des réacteurs de quatrième génération utilisant beaucoup mieux l'uranium naturel qui seront sans aucun doute préférés.

## 7. GESTION AMÉLIORÉE DU COMBUSTIBLE

À l'origine, les REP ont été conçus pour fonctionner avec un uranium enrichi à 3,25 % (réacteurs de 900 MWe) ou 3,10 % (réacteurs de 1300 MWe) capable de fournir 33 000 MWj/t (1 mégawatt-jour par tonne =  $8,64 \cdot 10^{10}$ )

joules par tonne d'uranium) en gestion par tiers de coeur avec une durée de campagne approximativement annuelle : chaque année, le réacteur est arrêté pendant quelques semaines pour renouveler le tiers des assemblages de combustible (et faire les opérations de maintenance de la centrale) ; chaque assemblage est donc irradié dans le coeur pendant trois années.

Cette gestion a été aujourd'hui améliorée : avec un combustible un peu plus enrichi (environ 4,5 %), on obtient une énergie de l'ordre de 45000 MWj/t, soit sur trois campagnes plus longues (environ dix-huit mois), soit sur quatre campagnes restant approximativement annuelles.

Par ailleurs, presque tous les REP de 900 MWe sont aujourd'hui « moxés » : le tiers des assemblages standards à uranium enrichi est remplacé par des assemblages de combustible dit "**MOX**" constitué d'un mélange d'uranium naturel, voire appauvri, et de plutonium à raison de quelques pour cent de façon à obtenir l'équivalence énergétique ; le plutonium est celui qui est récupéré au retraitement du combustible standard usagé.

Actuellement, environ 8,5 tonnes de plutonium sont ainsi recyclées chaque année par EdF ; elles proviennent du retraitement de quelque 850 tonnes de combustible à uranium irradié, soit la quasi-totalité de ce qui provient des centrales. Les assemblages MOX français ne sont pas aujourd'hui retraités car ils sont gardés pour les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération ; autrement dit, le plutonium n'est recyclé qu'une seule fois. Mais des combustibles belges et allemands ont été recyclés plusieurs fois.

Le réacteur EPR, dont le premier exemplaire en France est FL-3, est prévu d'être « moxable » à 50 % et pourra l'être moyennant modifications.

## 8. CONCLUSION

Dans les statistiques mondiales, la France se trouve aujourd'hui détachée en tête en termes de pourcentage de nucléaire dans la production d'électricité (depuis l'arrêt de la centrale d'Ignalina en Lituanie) et en deuxième position en termes de puissance installée, juste après les États-Unis.

Ce très conséquent effort aura conduit à une réduction de la dépendance énergétique de notre pays, et de la facture associée; la réduction de l'émission de gaz à effet de serre également associée au passage des énergies chimiques fossiles à l'énergie nucléaire est aussi très significative.

Ce programme, avalisé par les principaux partis politiques, s'est réalisé sans réelle opposition. La durée de vie des centrales nucléaires sera vraisemblablement plus longue que celle qui avait été envisagée pour les calculs de rentabilité économique (30 ans). La question du renouvellement du parc se pose, certes, mais donc pas à très court terme : il est important d'utiliser ce délai pour élaborer les solutions les plus satisfaisantes sur les plans techniques, économiques et environnementaux, et pour expliquer les orientations de façon à obtenir l'adhésion indispensable de l'opinion.

## 9. RÉFÉRENCES

- [1] Paul Reuss. L'épopée de l'énergie nucléaire. Une histoire scientifique et industrielle.
- [2] EDP Sciences, collection Génie atomique, 2007.

## Annexe 1 : Parc des centrales nucléaires françaises

<b>Centrales du type UNGG Construites en France</b>			<b>Parc des réacteurs français à eau sous pression (deuxième partie)</b>		
Unité	P Electrique (MW)	Couplage réseau	Unité	P Electrique (MW)	Couplage réseau
Marcoule G-1	2	1956-1968	Gravelines B-4	900	14/06/1981
Marcoule G-2	38	1959-1980	Dampierre-4	900	18/08/1981
Marcoule G-3	38	1960-1984	Blayais -2	900	17/07/1982
Chinon A-1	70	1963-1973	Chinon B-1	900	30/11/1982
Chinon A-2	210	1965-1985	Cruas Meysse-1	900	29/04/1983
Chinon A-3	480	1966-1980	Blayais -4	900	16/05/1983
St. Laurent A-1	480	1969-1990	Blayais -3	900	17/08/1983
St. Laurent A-2	420	1971-1992	Chinon B-2	900	29/11/1983
Bugey-1	540	1972-1994	Cruas Meysse -3	900	14/05/1984
<b>Parc des réacteurs français à eau sous pression (première partie)</b>			Paluel -1	1300	22/06/1984
Unité	P Electrique (MW)	Couplage réseau	Gravelines C-5	900	28/08/1984
Fessenheim -1	900	06/04/1977	Cruas Meysse -2	900	06/09/1984
Fessenheim -2	900	07/10/1977	Paluel -2	1300	14/09/1984
Bugey -2	900	10/05/1978	Cruas Meysse -4	900	27/10/1984
Bugey -3	900	21/09/1978	Gravelines C-6	900	01/08/1985
Bugey -4	900	08/03/1978	Saint Alban-1	1300	30/08/1985
Bugey -5	900	31/07/1979	Paluel -3	1300	30/09/1985
Gravelines B-1	900	13/03/1980	Flamanville -1	1300	04/12/1985
Dampierre -1	900	23/03/1980	Paluel -4	1300	11/04/1986
Tricastin -1	900	31/05/1980	Saint Alban -2	1300	03/07/1986
Tricastin -2	900	07/08/1980	Flamanville -2	1300	18/07/1986
Gravelines B-2	900	26/08/1980	Chinon -B3	900	20/10/1986
Dampierre -2	900	10/12/1980	Cattenom -1	1300	13/11/1986
Gravelines B-3	900	12/12/1980	Cattenom -2	1300	17/09/1987
St. Laurent B-1	900	21/01/1981	Belleville -1	1300	14/10/1987
Dampierre -3	900	30/01/1981	Belleville -2	1300	04/10/1987
Tricastin -3	900	10/02/1981	Nogent -1	1300	21/10/1987
St. Laurent B-2	900	01/06/1981	Penly -1	1300	04/05/1990
Blayais-1	900	12/06/1981	Golfech -1	1300	07/06/1990
Tricastin -4	900	12/06/1981	Cattenom -3	1300	06/07/1990
			Cattenom -4	1300	27/05/1991
			Penly -2	1300	04/02/1992
			Golfech -2	1300	18/06/1993
			Chooz B-1	1450	30/08/1996
			Chooz B-2	1450	10/04/1997
			Civaux -1	1450	24/12/1997
			Civaux -2	1450	24/12/1999

Source : ELECNUC – Les centrales nucléaires dans le monde (CEA)