

Commissariat à l'énergie atomique

e-den

Une monographie de la Direction
de l'énergie nucléaire

L'énergie nucléaire du futur : quelles recherches pour quels objectifs ?

Monographies DEN

Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire
Commissariat à l'énergie atomique,
31-33, rue de la Fédération
75752 Paris Cedex 15
Tél. : 01 40 56 10 00

Comité scientifique

Michel Alexandre, Michel Beauvy, Georges Berthoud,
Mireille Defranceschi, Gérard Ducros, Yannick Guérin,
Yves Limoge, Charles Madic, Gérard Santarini, Jean-Marie Seiler,
Pierre Sollogoub, Étienne Vernaz, Directeurs de Recherche.

Ont participé à la rédaction de ce numéro :

Fanny Bazile, Patrice Bernard, Bernard Bonin, Jacques Bouchard,
Jean-Claude Bouchter, Bernard Boullis, Franck Carré,
Jean Cazalet, Alain Marvy, Valérie Moulin, Emmanuel Touron,
Yves Terrien.

Directeur de la Publication : Philippe Pradel.

Comité éditorial : Bernard Bonin (Rédacteur en chef),
Bernard Bouquin, Martine Dozol, Michel Jorda,
Jean-Pierre Moncouyoux, Alain Vallée.

Administrateur : Fanny Bazile.

Éditeur : Jean-François Parisot.

Maquette : Pierre Finot.

Illustration de couverture : Véronique Frouard.

Correspondance : la correspondance peut être adressée
à l'Éditeur ou à CEA / DEN Direction scientifique, CEA Saclay
91191 Gif-sur-Yvette Cedex.
Tél. : 01 69 08 16 75.

© CEA Saclay et Groupe Moniteur (Éditions du Moniteur),
Paris, 2005 (brochure) et 2006 (CD-Rom).

La reproduction des informations contenues dans ce document
est libre de tous droits, sous réserve de l'accord de la rédaction
et de la mention d'origine.

Préface

Après un départ fulgurant au cours des années 50, où elle représentait pour beaucoup l'espoir d'une source d'énergie inépuisable et à coût compétitif, l'énergie nucléaire a connu, dans les années 80-90, un rejet de la part d'une majorité de l'opinion publique dans plusieurs pays, en Amérique du Nord et en Europe occidentale, suivi d'un brutal coup d'arrêt de son développement.

En effet, si les chocs pétroliers des années 1973 et 1979 ont marqué le début de programmes d'équipements massifs dans quelques pays lourdement pénalisés par les importations de pétrole – comme la France et le Japon –, ils ont paradoxalement été suivis d'une interruption des investissements nucléaires aux États-Unis, d'abord, puis en Europe occidentale. Pourtant, les tensions encore récentes sur le marché du pétrole et le début des inquiétudes sur le caractère épuisable des ressources naturelles auraient dû, au contraire, les renforcer.

Les raisons de cette pause sont certainement multiples et s'expliquent, en partie, par les accidents de Three Mile Island en 1979 et de Tchernobyl en 1986 qui eurent un fort impact sur les opinions publiques. Par ailleurs, les mouvements écologistes et les partis Verts firent de la contestation de l'énergie nucléaire un des thèmes principaux de leurs programmes, fortement relayée par la presse.

En France, alors que l'implantation des centrales nucléaires n'avait pas, à une exception près, suscité un véritable débat dans la population, une attitude de refus s'est fait jour à la fin des années 80 sur la question des déchets nucléaires. Face aux difficultés croissantes rencontrées par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) à la recherche d'un site pour l'implantation d'un laboratoire souterrain, le gouvernement de l'époque décidait de suspendre les travaux, établissait un moratoire d'un an et saisissait du problème l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST).

En reprenant l'essentiel des recommandations de l'Office, notamment la définition d'un programme de recherche diversifié, mais aussi les prémices d'un dialogue démocratique avec les populations concernées, la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets nucléaires a largement contribué à apaiser le débat. Or, s'il est maintenant bien admis que la gestion à long terme des déchets nucléaires existants est une nécessité, la poursuite du programme électronucléaire en France n'est pas encore assurée : c'est ainsi que la récente loi sur l'énergie du 13 juillet 2005 se contente de « maintenir l'option nucléaire ouverte à l'horizon 2020 ».

Pourtant, ce siècle devrait être marqué par la prise de conscience collective que la réponse aux besoins en énergie de notre génération ne peut pas se concevoir sans tenir compte du respect de l'environnement et sans préserver le droit des générations futures à satisfaire ces mêmes besoins. C'est le concept du développement durable auquel notre société sera inévitablement confrontée.

L'origine anthropique du réchauffement de la planète sous l'effet de l'accroissement considérable des rejets de gaz à effet de serre n'est plus aujourd'hui contestée. Seules les conséquences de ce réchauffement font encore l'objet de débats. Les nations industrielles, qui

sont en grande partie à l'origine de la situation actuelle, ont une responsabilité particulière qui doit les inciter à diminuer de manière volontariste les émissions de ces gaz. L'énergie nucléaire, qui échappe par nature à ce type d'émission tout en étant capable de produire une énergie relativement abondante, fiable et économiquement compétitive, devrait tout naturellement s'imposer.

La situation est contrastée au niveau mondial. D'un côté, certains pays européens, comme l'Allemagne et la Belgique, ont fait le choix de cesser progressivement l'utilisation de l'énergie nucléaire, même si aucune réversibilité à cet égard n'a été engagée. De l'autre, des pays comme la Chine, la Corée-du-Sud et, plus près de nous, la Finlande, investissent fortement dans le développement de cette filière. Par ailleurs, selon une récente déclaration du président Bush, les États-Unis seraient déterminés à lancer, avant la fin de la décennie, des projets de construction de nouvelles centrales nucléaires, un processus interrompu depuis plus de vingt-cinq ans.

En France, à la suite du débat national sur les énergies qui s'est tenu au premier semestre 2003, la loi d'orientation sur l'énergie adoptée en juin 2005 a consacré la décision de construire un réacteur démonstrateur EPR pour préparer la relève des centrales actuellement en service.

Plusieurs signes donnent donc à penser que la « renaissance » de l'énergie nucléaire pourrait être proche, notamment si le prix du baril de pétrole brut se négocie durablement à 70 dollars US ou plus. Néanmoins, l'avenir du nucléaire dans notre pays, comme dans d'autres, dépendra beaucoup de la capacité de celui-ci à traiter correctement les deux préoccupations suivantes :

- La première touche à son acceptabilité sociale ; il importe que l'utilisation du nucléaire se fasse dans des conditions de sûreté et de sécurité optimales, en produisant un minimum de déchets ultimes, et que ceux-ci soient parfaitement maîtrisés au plan de leur impact éventuel sur la santé et sur l'environnement ;
- la seconde concerne la disponibilité de ses ressources ; il est important de garantir l'approvisionnement en combustible sur le long terme, en préparant le recours à des filières plus économes de la matière fissile naturelle et surtout plus indépendantes des fluctuations de ses marchés.

Ces sujets sont au cœur des missions de la Direction de l'énergie nucléaire du CEA. Celle-ci est, en effet, un acteur majeur de la recherche visant à soutenir l'industrie nucléaire dans l'amélioration de la sûreté et de la compétitivité des réacteurs, à fournir aux pouvoirs publics les éléments de choix sur la gestion à long terme des déchets nucléaires et, enfin, à développer les systèmes nucléaires du futur, essentiellement les réacteurs à neutrons rapides, porteurs d'améliorations très prometteuses sur le plan de la gestion des déchets et de l'utilisation des matières premières.

Étant un fervent partisan d'une diffusion de la connaissance scientifique et technique la plus large possible, il me paraît de première importance que ces travaux de recherche, qui font appel à une grande diversité de disciplines scientifiques et qui se situent souvent au meilleur niveau mondial, soient présentés et expliqués à tous ceux qui souhaitent forger leur propre opinion sur l'énergie nucléaire. C'est pourquoi je salue avec une sincère satisfaction la publication de ces monographies DEN dont la consultation attentive sera très certainement une source incomparable d'informations pour leurs lecteurs que j'espère nombreux.

Je remercie tous ceux, chercheurs et ingénieurs, qui, en contribuant à la réalisation de ce dossier, ont eu à cœur de faire partager leur expérience et leur savoir.

Bernard BIGOT
Haut-Commissaire à l'énergie atomique



Avant-propos

Aujourd'hui, les problèmes d'énergie sont des problèmes globaux. C'est à l'échelle mondiale que nous partageons les ressources et les risques, en particulier ceux liés aux changements climatiques, du fait des émissions de gaz à effet de serre.

C'est pour cette raison que toute nouvelle **génération*** de production d'énergie nucléaire doit être pensée sur la base de prévisions sérieuses à l'échelle mondiale.

Les études récentes menées par le Conseil mondial de l'énergie ou par l'Agence internationale de l'énergie de l'OCDE nous donnent les grandes tendances :

- Une demande énergétique qui va croître de 50 à 60 % d'ici 2020 ;
- une demande qui va surtout augmenter dans les pays en voie de développement ;
- des énergies fossiles qui continueront à subvenir à la majorité de nos besoins ;
- enfin, malgré les efforts des États, des rejets en CO₂ qui seront probablement supérieurs aux objectifs de Kyoto.

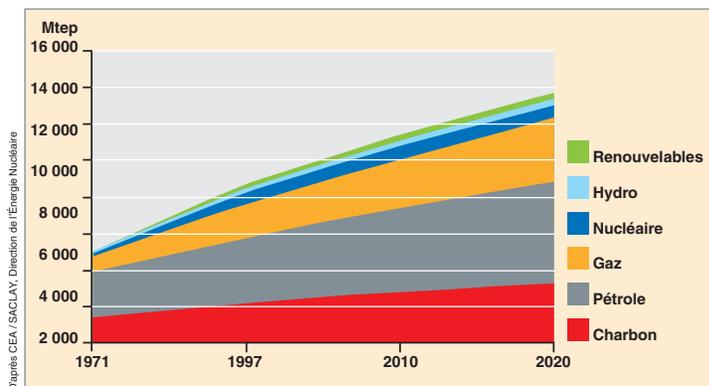


Fig. 1. La production mondiale d'énergie, 87 % d'origine fossile !...

Ces études montrent également qu'au-delà de 2020, plus encore qu'aujourd'hui, les impacts environnementaux seront à considérer en toute priorité.

L'énergie nucléaire a beaucoup d'atouts pour être une réponse énergétique satisfaisante, pour le long terme, du point de vue des ressources et de l'environnement. Nous pensons qu'elle aura à l'avenir, plus encore qu'aujourd'hui, sa place dans un « mix » énergétique.

À cela, deux conditions : d'abord que l'on sache répondre aux préoccupations de l'opinion publique. Ensuite, que l'on soit capable de proposer de nouveaux systèmes nucléaires, plus performants encore en termes de sûreté ou d'économie, mais, surtout, qui placeront en priorité absolue les critères de développement durable et de **non-prolifération***.

Mais rendre le nucléaire acceptable, c'est avant tout le démontrer « par la preuve ». De ce point de vue, le fonctionnement exemplaire des réacteurs nucléaires depuis plus de quinze ans, partout dans le monde, est un atout irremplaçable. Les taux de disponibilité sont excellents, les incidents, même mineurs, diminuent, et cela permet de gagner la confiance du public.

La **gestion des déchets*** est apparue ces dernières années comme le problème majeur du nucléaire pour l'opinion publique. Elle explique probablement à elle seule une partie de la défiance à l'égard du nucléaire, si bien qu'il peut ne pas y avoir de futur pour ce dernier, si nous ne lui apportons pas de solutions. Or, contrairement à l'idée souvent répandue, des solutions techniques existent...

En France, comme dans d'autres pays d'ailleurs, la gestion des déchets les moins actifs et de ceux qui ont la durée de vie la plus courte, est une réalité déjà mise en œuvre dans des centres de stockage industriels. Il faut avoir en mémoire que cela représente plus de 90 % du volume total des déchets nucléaires...

Reste la question des déchets de haute **activité*** et à vie longue, ceux qui, avec quelques pour-cent des volumes, concentrent l'essentiel de la **radio-activité***. Pour ces déchets, la recherche et développement (R&D) engagée en France, de façon encadrée par la loi, a permis d'obtenir de nombreux résultats. Cette R&D va permettre, à l'échéance de la loi, en 2006, de proposer au Parlement français différentes solutions techniques pour la gestion de ces déchets.

Notre premier objectif est de réduire à la source la quantité des déchets produits.

Notre premier objectif est de réduire à la source la quantité des déchets produits.

Il s'agit d'évaluer et d'établir la faisabilité de procédés permettant de séparer, puis de réduire significativement la quantité et la nocivité des déchets : c'est la **séparation*** et la **transmutation***. L'objectif est de réduire d'un facteur 100 la radiotoxicité des déchets en recyclant le plutonium et en transmutant les actinides¹ mineurs.

La France a déjà fait le choix de recycler le plutonium.

D'abord, parce qu'il s'agit d'une matière énergétique valorisable. Ensuite, parce qu'il est, au cours du temps, le principal responsable de la radiotoxicité des déchets. En sortie de réacteur, un combustible usé contient seulement 4 % d'authentiques déchets et 96 % d'uranium et de plutonium. En progrès constant, le **traitement du combustible usé***, puis son **recyclage***, sont des solutions déjà mises en œuvre de manière industrielle en France.

Dans ce domaine du recyclage, les recherches en cours visent la mise au point de nouveaux assemblages combustibles qui permettront de multirecycler le plutonium, soit dans les réacteurs à eau actuels, soit dans les réacteurs EPR dont le déploiement est envisagé en France. Cela permettrait de stabiliser, voire de faire décroître les stocks de plutonium produits par les réacteurs actuels.

Une fois le plutonium recyclé, une suite logique consiste à séparer puis à transmuter les actinides mineurs (Np, Am et Cm) qui sont, après le plutonium, les principaux contributeurs à la radiotoxicité des déchets. Les procédés de séparation, développés dans le prolongement de ce qui se fait à l'heure actuelle pour le plutonium, permettront de séparer ces actinides mineurs des produits de fission, considérés ainsi comme les seuls déchets ultimes à vitrifier. Quant à la transmutation, sa faisabilité scientifique est acquise, mais sa faisabilité technique reste à démontrer, et le CEA y travaille, dans une collaboration internationale, principalement européenne et américaine.

Les avantages de cette stratégie de séparation/transmutation sont très clairs : celle-ci permet de réduire fortement la radiotoxicité des déchets sur le long terme. Ainsi, si l'on prend comme référence la radiotoxicité de l'uranium utilisé pour produire les combustibles, nous arrivons au même niveau de radiotoxicité :

- Au bout de plusieurs centaines de milliers d'années, si l'on ne retire pas les combustibles ;
- au bout de 10 000 ans, si l'on retire / recycle le Pu suivant les solutions actuelles ;

1. Pour la signification de l'ensemble des termes techniques, reportez-vous au glossaire développé situé en fin d'ouvrage. Les termes en gras accompagnés d'un astérisque renvoient au glossaire (p. 103-106). (N.D.E.)

- au bout de quelques centaines d'années, si l'on ne laisse dans les verres que les produits de fission et que l'on recycle tous les actinides.

Il s'agit ensuite, pour les déchets ultimes, de proposer des solutions techniques qui permettent une gestion des déchets sur le long terme, soit par **entreposage***, soit par **stockage*** définitif.

Les travaux menés sur le **conditionnement*** devront permettre de proposer des procédés garantissant leur confinement durable et la possibilité de reprise en toute sûreté, dans une perspective d'entreposage de longue durée ou de stockage en formation géologique profonde.

Enfin, des études sont conduites sur les procédés d'entreposage de longue durée ou sur le stockage en couche géologique profonde en intégrant les exigences de réversibilité.

Là encore, nous commençons à engranger des résultats : des verres intacts à 99,9 % après 10 000 ans, de nouveaux concepts d'entreposage ou bien encore un nouveau laboratoire de recherche pour le stockage géologique profond.

En France, ces études sont conduites en respectant l'esprit du législateur et des décisions qui avaient été prises en 1991, pour éclairer, à l'échéance de 2006, les décisions du Parlement et du Gouvernement.

Il appartiendra alors aux politiques de faire les choix. Mais, sur le plan technique, nous saurons gérer les petites quantités de déchets en cause et leurs faibles volumes issus de la production d'énergie, dans des conditions sûres, dans des zones d'entreposage ou de stockage, pour des temps extrêmement longs et en assurant la traçabilité de toute l'information nécessaire.

Objectif : assurer une gestion des déchets dans le temps		
Directions choisies	Solutions techniques	Résultats
1. Conditionner	Matrices et conteneurs	1. Des verres intacts à 99,9 % après 10 000 ans
2. Entreposer et / ou	<ul style="list-style-type: none"> • Durabilité • Réversibilité • Flexibilité des solutions 	2. Premiers concepts d'entreposage
3. Stocker		3. Laboratoire de recherche ANDRA en construction

D'après CEA / SACLAY, Direction de l'énergie nucléaire

Fig. 2. Les déchets nucléaires : un enjeu majeur... et des solutions réalistes.

À l'heure actuelle, les différentes stratégies de gestion des déchets peuvent être mises en œuvre de manière complémentaire. Stockage direct réversible, comme cela va être le cas aux USA avec Yucca Mountain, entreposage en vue d'un recyclage ultérieur, par exemple pour donner de la flexibilité au système. Ou bien encore retraitement et recyclage immédiat, comme c'est le cas en France.

D'ores et déjà, le recyclage de tous les actinides apparaît comme une spécification forte pour minimiser les déchets et aller vers un développement durable de l'énergie nucléaire. Ce critère de minimisation des déchets est d'ailleurs très largement repris dans la définition des concepts de systèmes nucléaires du futur.

La question est maintenant d'imaginer les **systèmes nucléaires du futur**.

Avec une première question : de quel futur parle-t-on ? L'objectif est de mettre au point des systèmes déployables au plan industriel à l'horizon 2030-2040. À cela deux raisons : d'abord, il faut du temps pour proposer des systèmes réellement innovants. Si l'on anticipe des améliorations sur la sûreté et la compétitivité, c'est bien de ruptures technologiques qu'il s'agit en matière de combustible, de cycle, de **cœur*** de réacteur.

Ensuite, c'est la date à laquelle les études montrent une inflexion à la hausse d'un besoin de recours au nucléaire avec, en particulier, la réponse aux besoins en électricité mais aussi la production d'**hydrogène***, le **dessalement*** de l'eau de mer, etc.

Il semble déjà y avoir une convergence de vues au niveau international sur les critères auxquels devront répondre les systèmes nucléaires du futur. Ces critères, qui privilégient le développement durable, déterminent l'ordre dans lequel il faudra essayer de fixer les priorités de recherche.

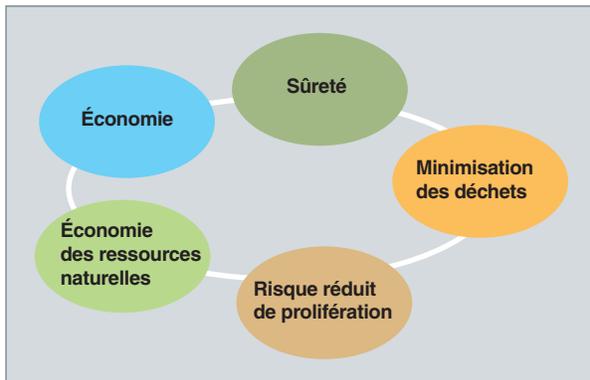


Fig. 3. Les systèmes nucléaires du futur : les cinq critères fondamentaux

Les recherches sur ce nucléaire du futur se développent dans un cadre largement international. Par exemple, dix pays autour de l'Union européenne participent à l'initiative américaine *Generation IV*. Ce travail international a déjà défini par consensus les systèmes nucléaires les plus prometteurs, et ébauché pour ces systèmes un plan de recherche et de développement commun.

Parmi les six concepts qui ont été sélectionnés après deux années de travaux préliminaires, la majorité ont un **cycle du**

combustible* fermé et la plupart ont un cœur à **neutrons*** rapides. C'est la conséquence des critères de développement durable : diminution des déchets et optimisation de l'utilisation des ressources naturelles.

Le CEA s'engage à travailler sur trois d'entre eux en particulier :

- Le concept **neutrons rapides*** refroidi au sodium, sur lequel le CEA a déjà une grande expérience côté réacteur mais qui demande des améliorations côté cycle du combustible ;
- le système à **caloporteur gaz*** à très haute température et à **neutrons thermiques*** pour la production d'hydrogène (RTHT) ;
- le système à caloporteur gaz et à neutrons rapides (RNR-G), qui offre une alternative prometteuse par rapport au sodium, tant côté réacteur que côté cycle.

Sur les réacteurs au sodium, le CEA a un programme de R&D important en partenariat avec des pays comme le Japon et la Russie. Nous tentons de tirer parti de l'expérience acquise et des avantages du sodium, tout en améliorant le système sur les points difficiles.

Différents concepts de réacteurs à gaz ont été étudiés dans les années soixante-dix et quatre-vingt. Depuis, des progrès considérables ont été accomplis, en particulier dans le domaine des matériaux à haute température. Notre capacité à atteindre des températures élevées, donc des rendements eux-mêmes élevés, remet ces réacteurs sur le devant de la scène.

La R&D en cours porte sur les matériaux, les technologies hélium, la modélisation en support aux développements.

Une partie, plus dédiée au RTHT, concerne les matériaux pour les hautes températures, les échangeurs, les cycles thermo-chimiques.

La recherche centrée sur les RNR-G va se focaliser sur les combustibles, très innovants pour ces réacteurs.

L'énergie nucléaire jouera, à n'en pas douter, un rôle important dans le futur pour répondre aux besoins énergétiques mondiaux. Cela suppose toutefois que les décideurs sachent trouver et mettre en œuvre les bonnes réponses à la question des déchets, et mieux prendre en compte les critères de développement durable.

Il va falloir innover, redoubler d'efforts pour proposer de nouveaux concepts dans un cadre totalement vierge cherchant à promouvoir la coopération internationale, le partage des tâches et des résultats. Et cela au sein du groupe de pays portés par une même foi en l'avenir d'un **nucléaire durable**...

Aux origines du nucléaire civil actuel

Il y a cinquante ans, en décembre 1953, en pleine guerre froide, le discours « *Atoms for Peace* » du président américain Eisenhower devant l'ONU incita à une profonde mutation du rôle de l'énergie nucléaire, jusque-là limitée à son usage militaire. Le président fit la promotion de son développement à des fins d'utilisation civile et pacifique pour qu'elle « serve les besoins plutôt que les craintes de l'humanité ». L'année suivante marque en Russie le début de la production commerciale d'électricité d'origine nucléaire. Ces initiatives ont influencé les politiques énergétiques puisque, durant ces cinquante dernières années, l'énergie nucléaire s'est largement développée à travers le monde : 440 réacteurs étaient en opération fin 2004, représentant environ 360 GWe installés dans plus de trente pays. La part du nucléaire dans la production d'électricité est de 16 % (30 % dans les pays de l'OCDE), ce qui représente également 7 % de l'énergie primaire.

La première génération de réacteurs comprend les premiers prototypes construits aux États-Unis, en Russie, en France et en Grande-Bretagne principalement. Cette première génération, développée dans les années cinquante et soixante, fonctionnait à l'uranium naturel, l'uranium enrichi n'étant pas encore disponible commercialement. C'est ainsi que la France a développé au cours de cette période la filière dite « Uranium Naturel Graphite Gaz ».

C'est ensuite la Génération II de réacteurs qui a été déployée entre 1970 et 1990 et qui correspond à la majorité du parc en exploitation dans le monde, aujourd'hui. Cette génération est née de la nécessité apparue dans les années soixante-dix de rendre l'énergie nucléaire compétitive et de diminuer la dépendance énergétique de certains pays au moment où des tensions importantes sur le marché des énergies fossiles se faisaient jour.

Cette époque fut celle du déploiement des réacteurs à eau sous pression (REP) et des réacteurs à eau bouillante (REB), qui constituent ensemble, aujourd'hui, plus de 85 % du parc électronucléaire mondial.

Les réacteurs à eau ordinaire, espèce dominante

Il faut souligner le retour d'expérience industrielle, durant ces dernières décennies, de l'ensemble de ces réacteurs de deuxième génération, qui capitalisent aujourd'hui plus de dix mille années de fonctionnement : il a notamment permis de

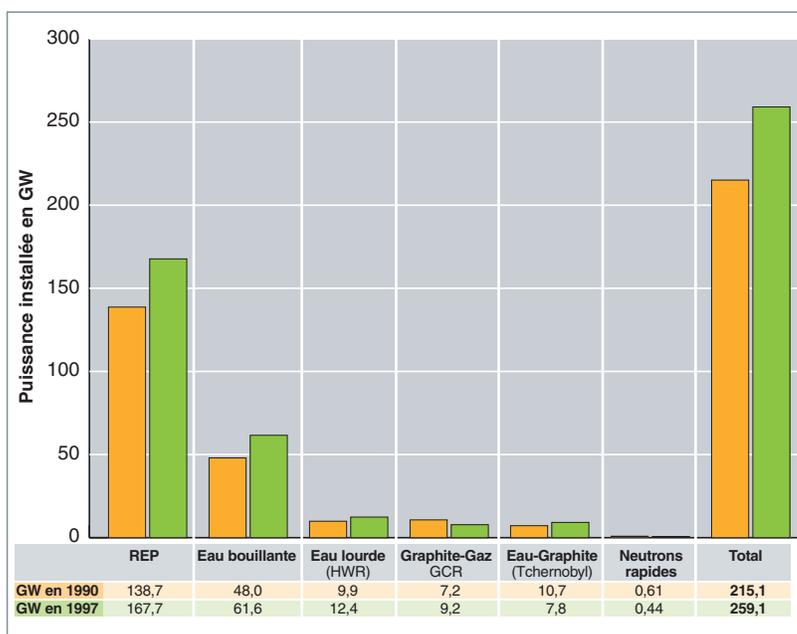


Fig. 4. Deux espèces principales de réacteurs à eau coexistent : les réacteurs à eau pressurisée (REP) et les réacteurs à eau bouillante (REB). Dans les premiers, l'eau du circuit primaire est sous forte pression, ce qui la maintient au-dessous du point d'ébullition, bien que la température soit largement au-dessus de 100° C ; dans les seconds, la pression est moins élevée, et l'eau bout au contact du combustible.

démontrer les performances de la production d'énergie nucléaire avec un coût du kilowatt-heure très compétitif par rapport à celui des énergies fossiles.

Globalement, cette maturité industrielle, cette compétitivité satisfaisante et ce retour d'expérience favorable ont fortement contribué à renouveler la confiance des électriciens dans l'énergie nucléaire. La bonne disponibilité de leurs centrales et la possibilité, pour certaines d'entre elles, de voir leur durée de vie étendue jusqu'à cinquante, voire soixante ans, renforcent encore cette tendance.



Fig. 5. Il existe 59 réacteurs en France, produisant une puissance électrique de 63 GWe. La France a remplacé par des REP tous ses réacteurs « graphite-gaz » de première génération.

Compte tenu de la durée de vie des réacteurs, et du temps nécessaire pour développer de nouvelles filières, les réacteurs à eau resteront certainement prépondérants dans le parc nucléaire mondial jusqu'en 2030, et probablement pendant toute la première moitié du xxi^e siècle.

Le fonctionnement d'un réacteur nucléaire à eau pressurisée

Un réacteur à eau pressurisée n'est autre qu'un dispositif élaboré destiné à chauffer de l'eau, avec à l'intérieur de la chaudière une pression de 150 bars et une température de $300^{\circ}C$. Le principe d'un tel réacteur est d'entretenir en permanence des réactions de fission de noyaux d'uranium ou de plutonium au sein d'un milieu, appelé « **cœur du réacteur*** ». Chaque fission, induite par les neutrons présents dans le cœur, dégage une énergie de l'ordre de 200 MeV^* , et produit deux ou trois neutrons supplémentaires, dont l'un sert à entretenir la **réaction en chaîne***, les autres étant absorbés dans (l'eau ou) les structures ou perdus hors du cœur.

Un réacteur à eau pressurisée est de la famille des réacteurs, dits « à neutrons thermiques », c'est-à-dire que les neutrons de grande énergie issus de la fission sont ralentis par chocs successifs dans un milieu que l'on appelle « **modérateur*** »,

pour atteindre l'équilibre thermique avec ce milieu. Ils ont alors une probabilité bien plus élevée d'induire de nouvelles fissions.

Dans un REP, l'eau est à la fois caloporteur et ralentisseur de neutrons.

L'eau circule au travers d'une forêt d'assemblages combustibles, longs fagots de minces tubes métalliques en alliage de zirconium, où sont empilées des pastilles céramiques d'oxyde d'uranium ou de plutonium.

Cette eau qui circule en circuit fermé dans un circuit primaire en acier très épais cède ses calories en faisant

bouillir l'eau d'un circuit secondaire dans un générateur de vapeur. La vapeur ainsi produite va actionner le turboalternateur.

Après s'être détendue dans les turbines, la vapeur est condensée grâce à un nouveau circuit d'eau, lui-même en contact thermique avec une source froide, atmosphère, rivière ou mer.

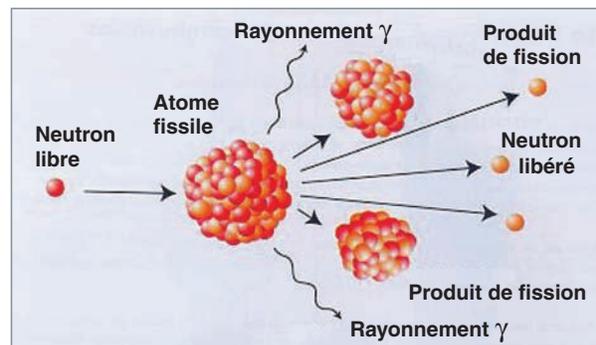


Fig. 6. **Fission*** nucléaire : sous l'impact d'un neutron, un noyau lourd tel que l'uranium 235 peut fissionner et donner deux noyaux plus légers (les **produits de fission***) et quelques neutrons. La réaction libère une énergie 200 millions de fois plus élevée que celle typiquement mise en jeu dans une réaction chimique entre atomes ou molécules.

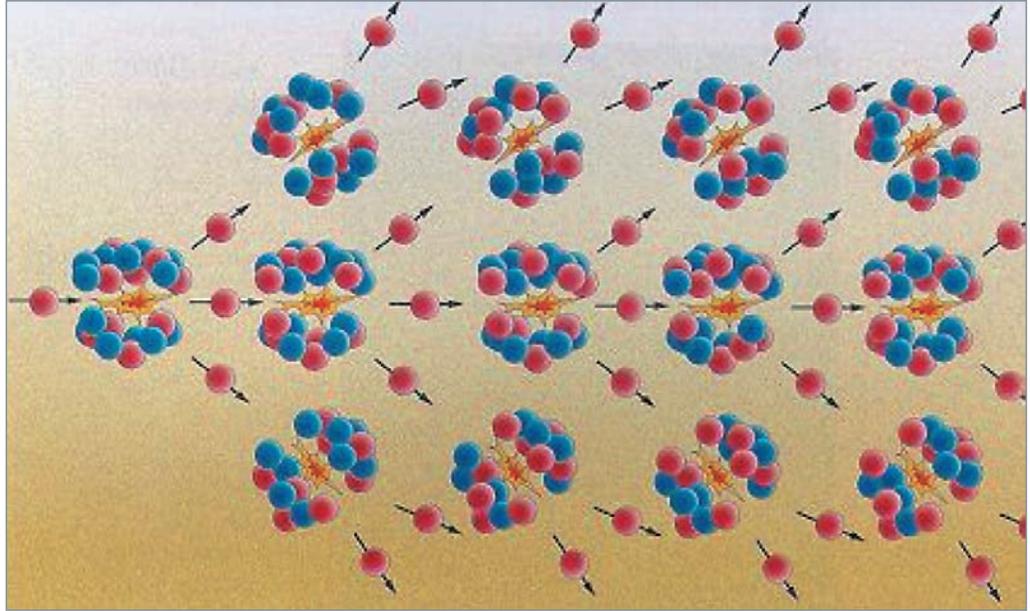


Fig. 7. Les neutrons produits par une réaction de fission peuvent induire de nouvelles fissions d'autres noyaux **fissiles*** présents dans leur voisinage et contribuer ainsi à l'entretien de la réaction en chaîne.

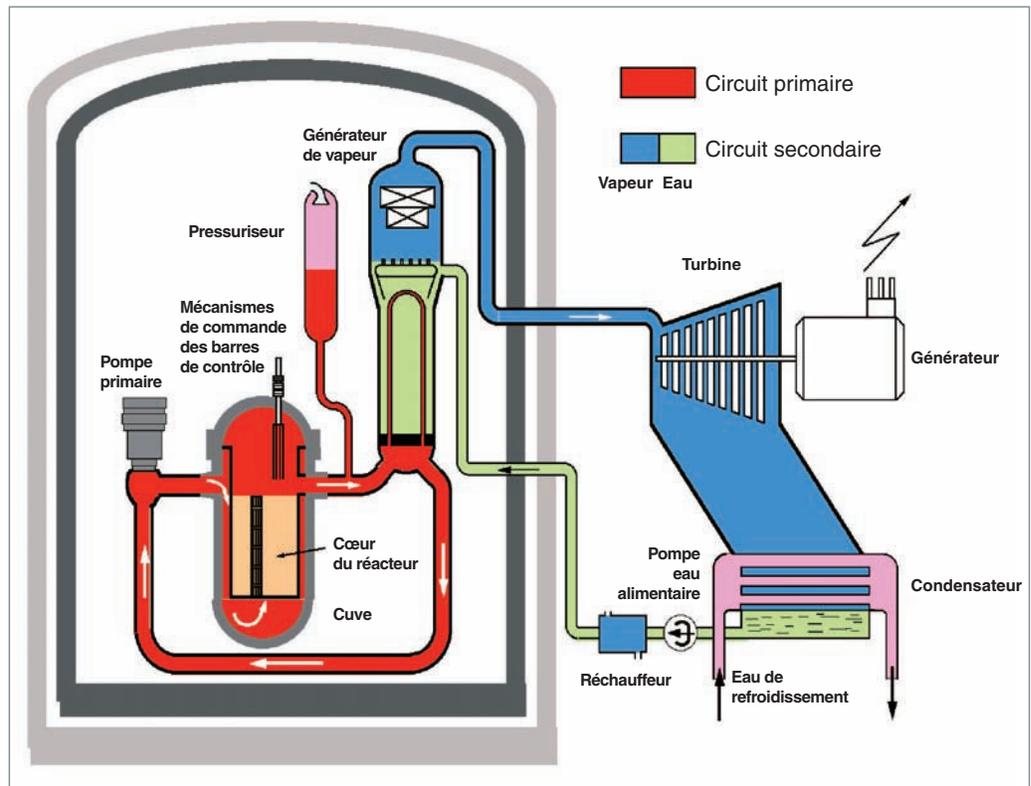


Fig. 8. Schéma d'un réacteur à eau pressurisée (REP).

Le combustible et son cycle

Le **combustible nucléaire** est conçu pour fournir la puissance attendue du réacteur, en utilisant au mieux la matière fissile. La conception de l'élément combustible doit, en outre, autoriser une certaine souplesse dans le fonctionnement du réacteur, afin de lui permettre de s'adapter aux variations de puissance imposées par le réseau. Cela doit se faire sans que les **radionucléides*** issus des réactions nucléaires soient libérés dans le circuit primaire du réacteur. Ces contraintes se rejoignent, en fait, pour imposer au combustible nucléaire des qualités d'étanchéité, de robustesse et de fiabilité.

L'assemblage combustible d'un réacteur à eau ordinaire est toujours constitué de « **crayons*** » contenant les matières nucléaires, arrangés en réseau à maille carrée dans une « structure » assurant notamment leur maintien mécanique.

Le **crayon combustible** est fait de **pastilles d'oxyde d'uranium** ou d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (d'un diamètre et d'une hauteur d'environ 1 cm) empilées dans des tubes de métal (**gaines*** en alliage de zirconium) fermés aux extrémités (étanchéité).



Fig. 9. Pastilles de combustible UO₂.

La robustesse et la fiabilité du combustible doivent permettre un long séjour en réacteur (actuellement **quatre ans**, avec un objectif de **six ans** vers 2010 pour les réacteurs français).

L'intégrité de la gaine est très importante, car c'est elle qui constitue la première « **barrière*** » entre les produits radioactifs et l'environnement. La gaine du crayon combustible doit

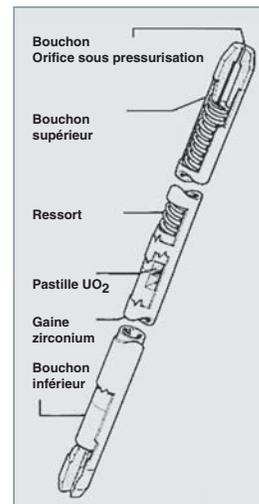


Fig. 10. Crayon combustible pour un réacteur REP.

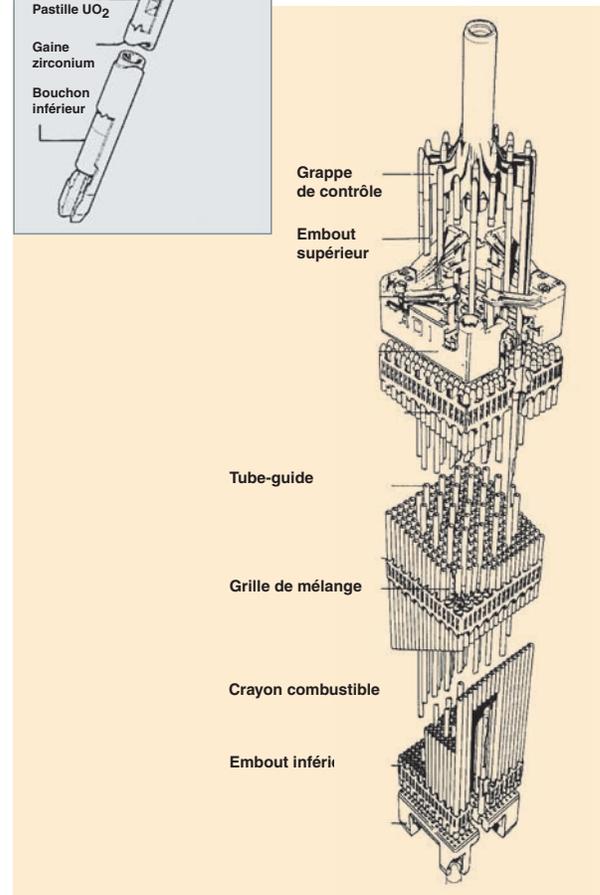


Fig. 11. Assemblage combustible 17 x 17 et grappe de contrôle.

rester étanche en situation incidentelle ou accidentelle, même en fin de vie du crayon combustible.

Or :

- Certains **produits de fission sont gazeux** : leur production augmente progressivement la pression à l'intérieur des gaines ;

- la composition chimique des pastilles est modifiée par l'apparition des produits de fission et des actinides ;
- la céramique combustible *gonfle* sous irradiation et impose une contrainte à la gaine qui la contient (*interaction pastille-gaine*).

L'irradiation du U 238 forme du Pu. **Seuls les isotopes* impairs du Pu et U 235 sont fissiles** aux neutrons ther-

miques. Dans un réacteur à eau, un certain nombre de neutrons sont absorbés par l'eau : il serait impossible d'entretenir la réaction en chaîne si on utilisait pour combustible de l'uranium naturel, qui ne contient que 0,7 % d'isotope 235 fissile. **Il est donc nécessaire d'enrichir l'uranium**, jusqu'à une teneur d'environ 4 % d'U 235 (voir *infra*, encadré et figure 17).

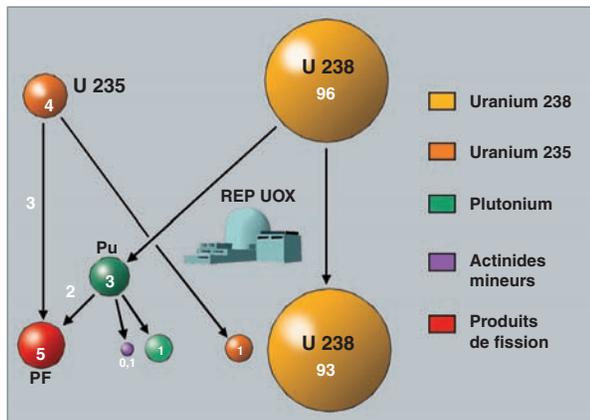


Fig. 12. Réactions au sein des assemblages combustibles standard dans les REP (45 000 MWj / t).

Le jeu combiné des fissions et des captures de neutrons dans le combustible d'un réacteur à eau peut être résumé ainsi (voir figure 12) : on part de 100 atomes d'uranium, dont 4 d'isotope 235 (fissile) et 96 d'isotope 238. Sur les 4, un seul survivra, et 3 subiront la fission.

Sur les 96 U 238 initiaux, 3 seront transformés en Pu et 93 survivront. Sur les 3 Pu formés, 2 subiront la fission et un seul survivra. Au total, il y aura eu 3 + 2 = 5 fissions : seuls 5 % du métal lourd seront donc consommés dans un réacteur à eau. Dans un réacteur à **neutrons rapides***, le schéma serait très différent avec une plus grande consommation de l'isotope U 238 fertile.

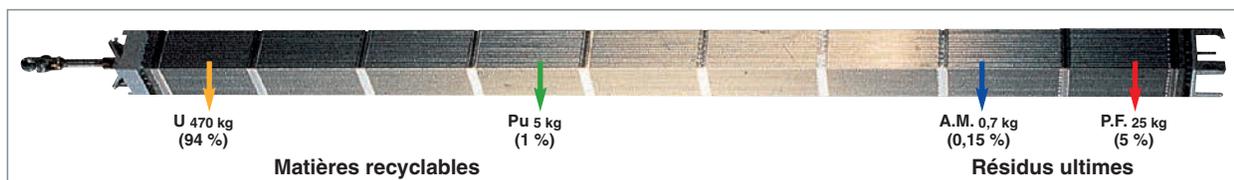


Fig. 13. Composition d'un assemblage de 500 kg d'uranium enrichi après son passage en réacteur.

On sort le combustible du réacteur lorsqu'il ne contient plus assez de noyaux fissiles pour entretenir la réaction en chaîne (généralement au bout de quatre ans, dans un réacteur à eau).

Après son séjour dans le réacteur, le combustible ne contient plus assez de matière fissile pour maintenir la réaction en chaîne, mais il n'est pas épuisé pour autant. Comme le montre la figure 12, il contient encore une quantité importante de matières fissile et **fertile*** qu'il est intéressant de récupérer. Il contient également des produits de fission et des actinides mineurs qui le rendent extrêmement radioactif et d'une manipulation malaisée.

La finalité du retraitement est double :

- Récupérer les matières énergétiquement valorisables ;
- séparer ces matières des véritables déchets et **conditionner*** ces derniers sous une forme inerte et sûre (**vitrification***).

En France, ces opérations sont réalisées dans l'usine Cogema de La Hague (Manche).



Fig. 14. L'usine de retraitement de COGEMA La Hague (Manche), dans laquelle sont réalisées les opérations de traitement du combustible et de conditionnement des déchets.

La majeure partie de la radiotoxicité du combustible utilisé vient du plutonium. C'est une raison supplémentaire pour le recycler et ne pas le laisser dans les déchets.

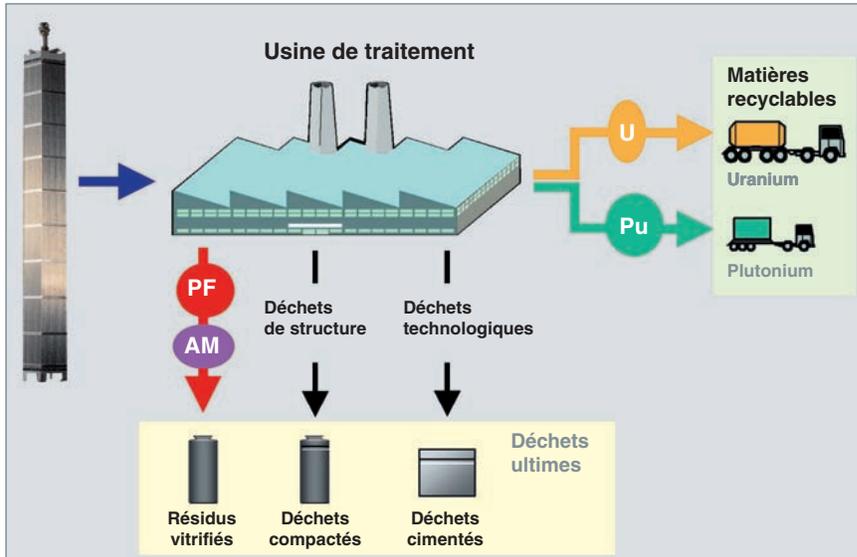


Fig. 15. Le processus de traitement du combustible usé et de conditionnement des déchets.

Le cycle du combustible

Ce n'est pas directement le minerai d'uranium qui constitue le combustible nucléaire. Pour que les **noyaux lourds*** puissent être utilisés dans un réacteur, ils doivent suivre un « cycle du combustible » qui combine de nombreuses étapes industrielles :

- L'extraction du minerai d'uranium ;
- la concentration du minerai ;
- la conversion des concentrés d'uranium en hexafluorure d'uranium (UF_6) gazeux ;
- l'**enrichissement*** isotopique de l'uranium sous forme UF_6 , pour augmenter la proportion de noyaux fissiles U 235, trop faible dans l'uranium naturel ;
- la fabrication du combustible (conversion du fluorure en oxyde d'uranium enrichi UO_2 , pastillage, **frittage*** des pastilles, crayonnage, assemblage des crayons en faisceaux).

Le combustible produit alors de l'énergie pendant quatre ans environ dans le réacteur. Les étapes ultérieures sont alors :

- L'entreposage temporaire, sous eau, du combustible usé ;
- la gestion du combustible usé. Cette étape diffère selon que l'on considère un cycle « fermé » ou « ouvert ».

Le cycle ouvert, qui n'est pas vraiment un cycle, se termine par la disposition finale du combustible usé, considéré alors en bloc comme un **déchet***. Le cycle ouvert est pour l'instant pratiqué aux États-Unis, en Suède...

Le cycle du combustible fermé est celui pratiqué en France, en Allemagne, en Suisse, au Japon... On y trouve les sous-étapes suivantes :

- Le traitement chimique du combustible usé pour récupérer les matériaux fissiles et fertiles qu'il contient encore, en vue de les recycler ;
- le recyclage du plutonium sous forme de combustible **MOX*** (acronyme de *Mixed OXide fuel*) ;
- le conditionnement des déchets, et, en particulier, la vitrification des déchets très radioactifs issus de la fission ;
- la disposition finale des déchets conditionnés.

Chaque installation du cycle, usine d'**enrichissement***, de fabrication ou de retraitement est dimensionnée pour alimenter plusieurs dizaines de réacteurs de grande taille.

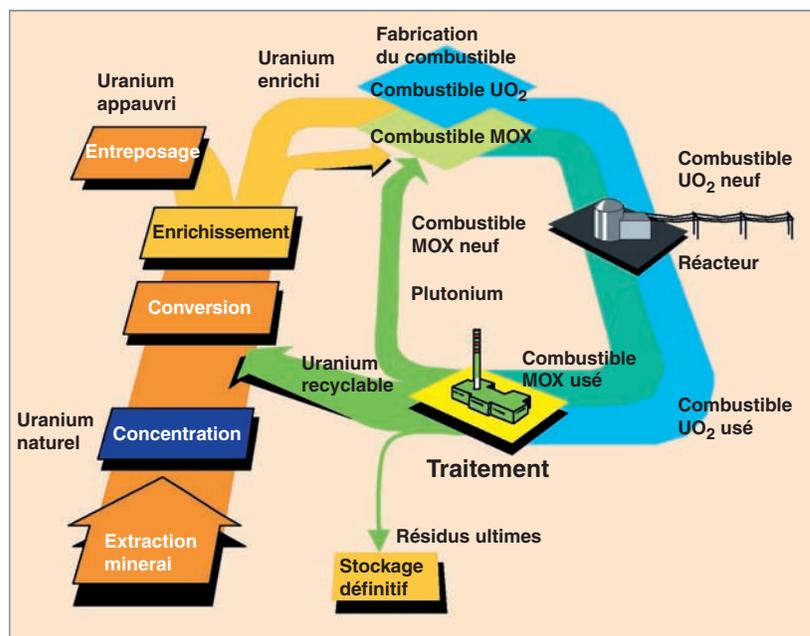


Fig. 16. Le cycle du combustible nucléaire.

L'enrichissement de l'uranium

Une étape importante du cycle est l'enrichissement de l'uranium. La séparation isotopique est une entreprise difficile car les isotopes séparables ont les mêmes propriétés chimiques et quasiment les mêmes propriétés physiques.

Deux techniques d'enrichissement principales sont mises en œuvre industriellement dans le monde : la **diffusion gazeuse** et l'**ultracentrifugation**. La première consiste à faire passer l'uranium, sous forme gazeuse UF_6 , dans un milieu poreux en exploitant le fait que l'isotope léger diffuse un peu plus vite que l'isotope lourd. Le processus élémentaire enrichit très peu, ce qui oblige à répéter l'opération un grand nombre de fois en cascade pour obtenir le niveau d'enrichissement adéquat.



Fig. 17. L'usine d'enrichissement Georges Besse, à Pierrelatte (Drôme).

Coûteuse en énergie, la diffusion gazeuse est en voie de remplacement au profit de l'**ultracentrifugation**, qui consiste à faire circuler le gaz UF_6 dans une centrifugeuse tournant à très haute vitesse. Les molécules les plus lourdes se concentrent à la périphérie, ce qui permet de séparer les deux isotopes. Chaque centrifugeuse a un débit de matière faible, cette technologie nécessite donc de faire travailler beaucoup de centrifugeuses à la fois.



Fig. 18. Une cascade de centrifugeuses pour l'enrichissement de l'uranium.

Pourquoi recycler le plutonium ? Le combustible MOX...

Aujourd'hui, on recycle le plutonium dans les réacteurs à eau, REP et REB, qui constituent l'essentiel du parc électronucléaire mondial. Cela permet à la fois d'économiser de l'uranium enrichi, auquel le plutonium se substitue en partie, et d'éviter que le plutonium ne finisse dans les déchets ultimes ou ne s'accumule « sur étagère » après avoir été séparé lors du traitement des combustibles usés. Ce recyclage se fait dans les combustibles MOX. La combinaison traitement / recyclage permet également de réduire significativement les quantités de combustibles usés entreposés en piscine.

Un combustible MOX, constitué d'une solution solide d'oxydes de plutonium et d'uranium, est extérieurement identique en tous points au combustible à uranium enrichi qu'il remplace. Les pastilles qui remplissent les gaines ont les mêmes dimensions : seuls changent leur composition et leur procédé de fabrication.

Dans le cœur d'un réacteur à eau, du fait notamment de la présence d'isotopes non fissiles du plutonium, il faut mettre environ deux fois plus de plutonium pour obtenir l'équivalence énergétique d'un assemblage enrichi en U 235 : pour remplacer de l'uranium enrichi à 4 %, il faudra un mélange contenant environ 8 % de plutonium et 92 % d'uranium appauvri. En fin de vie, le combustible MOX ne contiendra plus qu'environ 4 % de plutonium. Il y a donc consommation nette de plutonium : le recours au MOX permet de limiter la croissance de l'inventaire en plutonium dans le parc de réacteurs.

Le recyclage du combustible usé sous forme de MOX a débuté expérimentalement en Belgique au début des années soixante pour être ensuite industrialisé. L'Allemagne et la Suisse ont suivi, puis la France à partir de 1985. Aujourd'hui, le Japon se prépare, à son tour, à « MOXer » des REB et des REP, et les États-Unis y réfléchissent sérieusement.

En France, EDF a décidé de recycler progressivement son plutonium dans une partie des réacteurs de son parc. Les vingt réacteurs MOXés recyclent la totalité du plutonium effectivement extrait par traitement des combustibles EDF à l'usine UP2-800 de La Hague. Le « bilan plutonium » d'un REP MOXé est équilibré : il consomme dans ses assemblages MOX autant de plutonium qu'il en produit dans ses assemblages à uranium enrichi.

La rentabilité économique du MOX dépend beaucoup du taux d'irradiation autorisé, c'est-à-dire de la quantité totale d'énergie que peut fournir un combustible donné, d'où la recherche, menée actuellement, qui vise à augmenter ce taux. Aucun obstacle fondamental ne s'oppose à une durée d'irradiation longue pour le MOX, car le comportement des assemblages MOX en réacteur est très voisin de celui des combustibles à uranium.

Les déchets radioactifs et leur gestion actuelle

Origine des déchets radioactifs

Lorsqu'un neutron provoque la fission d'un noyau lourd, celui-ci se fragmente en deux morceaux inégaux. Ces fragments de fission sont rarement des noyaux stables. Outre les produits de fission, les neutrons provoquent la formation d'actinides et de produits d'activation, provenant de leur capture neutronique par des noyaux non fissiles, espèces radioactives que l'on retrouve en partie dans les déchets. La décroissance radioactive de ces différentes espèces peut être, suivant les cas, rapide, lente ou très lente, depuis des fractions de micro-seconde jusqu'à des milliards d'années. Ces différentes espèces, séparées au cours du retraitement, constituent la source essentielle des déchets de haute activité et à vie longue.

Toutefois, tout au long du cycle du combustible et durant le fonctionnement du réacteur, des matériaux inertes sont contaminés par des radionucléides résultant des réactions nucléaires en réacteur. Ceux-ci sont soigneusement isolés et conditionnés et constituent une autre catégorie de déchets, dits de « faible ou moyenne activité », beaucoup moins radioactive mais plus abondante. Dans cette catégorie, on trouve aussi des déchets contaminés par des radionucléides mais qui ont une autre origine que l'industrie électro-nucléaire et qui sont engendrés par l'industrie classique, la recherche ou la médecine.

Les différentes catégories de déchets radioactifs

Pour leur gestion quotidienne, les déchets radioactifs sont classés selon deux critères :

- Le niveau d'**activité***, c'est-à-dire l'intensité du rayonnement qu'ils émettent, ce qui conditionne l'importance des protections à mettre en place pour se protéger de la radioactivité ;
- la période **radioactive*** des produits contenus, qui permet de définir la durée de leur nuisance **potentielle**.

On distingue ainsi, en général, trois catégories de déchets radioactifs.

Catégorie A : déchets de période courte (période radioactive inférieure à trente ans) de faible et moyenne activité. Leur radioactivité (β et γ) sera redescendue à un niveau compa-

nable à la radioactivité naturelle d'ici trois cents ans. Ils peuvent venir des centrales et des usines du cycle du combustible, mais aussi des hôpitaux, des laboratoires, de l'industrie, etc.

Catégorie B : déchets de période longue (plusieurs milliers d'années et plus) de faible et moyenne activité (A). Exemple : les tronçons de gaines des crayons combustibles usés, après dissolution du combustible lui-même lors du traitement.

Catégorie C : déchets de haute activité et de période longue, émetteurs de rayonnements α , β et γ , dégageant de la chaleur pendant plusieurs centaines d'années et restant radioactifs beaucoup plus longtemps. Il s'agit soit des combustibles usés non traités (pour les pays ayant renoncé au « retraitement »), soit des conteneurs de verre issus du traitement et qui incorporent les produits de fission et les actinides mineurs.

En France, plutôt que de parler de catégories A, B ou C, l'ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) et la DGSNR (Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection) classifient ainsi les déchets, selon la filière mise en œuvre pour leur gestion à long terme :

	Période courte	Période longue
Très faible activité TFA	Stockage à Morvilliers (Aube) depuis 2003	Mise en sécurité pour les résidus miniers
Faible activité FA	Centre de stockage de l'Aube	Stockages dédiés à l'étude
Moyenne activité MA	(= déchets « A »)	(= déchets « B ») : loi du 30-12-1991
Haute activité HA	(= déchets « C ») : loi du 30-12-1991	

En quelle quantité ?...

En France, où l'électricité est pourtant aux trois quarts produite par l'énergie nucléaire, les quantités concernées représentent **moins de 1 kg de déchets radioactifs par habitant et par an**, soit 0,04 % des déchets industriels (2 500 kg/habitant/an). Cette quantité se répartit ainsi :

- 900 grammes de déchets « A », qui ne contiennent cependant que 5 % de la radioactivité totale ;
- 90 grammes de déchets « B » ;
- 10 grammes sont de type « C ».



Source : Andra

Fig. 19. Le centre de stockage de l'Aube, pour les déchets de catégorie A (période courte).

La production totale de déchets « A » (emballages compris) est d'environ 15 000 m³/an, un volume qui décroît régulièrement grâce aux efforts des « producteurs ». Dûment conditionnés pour former des « colis », ils sont envoyés au Centre de stockage de l'Aube (CSA). L'ANDRA empile ces colis dans des cellules en béton armé qui, après remplissage et comblement des vides par du gravier ou du mortier, sont fermées par une dalle de béton et enduites d'un polymère imperméabilisant. Ultérieurement, une couverture étanche sera déposée et le site recouvert de quelques mètres de terre. La capacité totale du CSA est de 1 million de m³, ce qui, au rythme actuel de production de ces déchets, lui assure un fonctionnement au moins jusqu'en 2050.

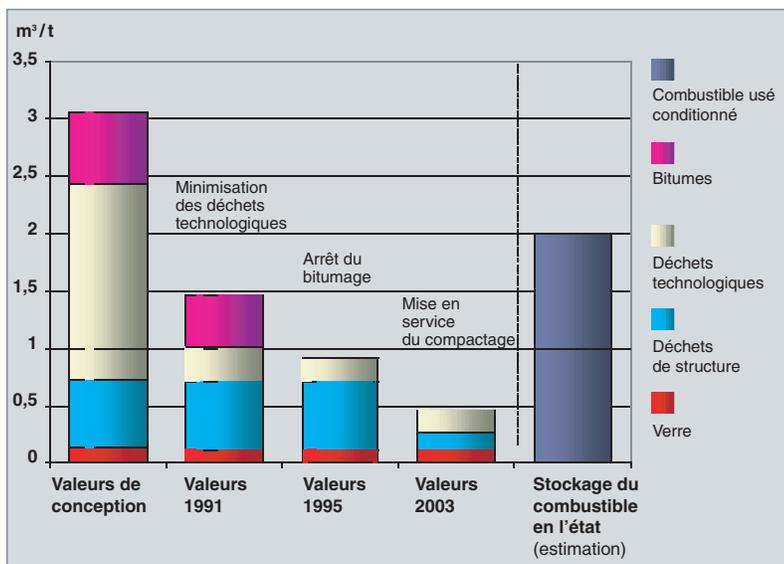


Fig. 20. Le volume de déchets conditionnés décroît régulièrement grâce aux efforts des producteurs.

La production annuelle de déchets « B » et « C », issus du traitement, à l'usine de La Hague, des combustibles usés des réacteurs français est de l'ordre de 700 m³ par an, dont moins de 200 m³/an pour les verres. Les déchets « B » et « C » sont aujourd'hui entreposés à La Hague (mais les déchets issus du traitement de combustibles étrangers sont réexpédiés à leurs propriétaires).

Le devenir ultime des déchets à longue durée de vie (« B » et « C »)

Une solution qui semblait s'imposer...

Des débuts de l'énergie nucléaire jusqu'aux années quatre-vingt, la plupart des spécialistes partageaient une vision commune de la gestion ultime, le stockage en couches géologiques profondes des déchets hautement radioactifs : pour les isoler définitivement de l'environnement humain (on dit aujourd'hui « de la biosphère »), on allait les enfouir de façon étanche, à profondeur suffisante, dans une couche géologique assez stable, isolées par des « barrières ouvragées » judicieusement agencées. Dans ces conditions, le temps nécessaire à la migration vers la surface des radionucléides contenus dans les déchets, après corrosion des **colis*** par les eaux souterraines, excéderait largement le temps nécessaire à la radioactivité pour décroître et revenir au niveau de la radioactivité naturelle...

Presque tous les pays dotés de réacteurs étudiaient des variantes de cette même solution, en fonction de la nature géologique de leur sous-sol et des qualités respectives de la couche envisagée : sel, argile, granite, basalte, etc. Dans le monde entier, une quinzaine de laboratoires souterrains ont été installés pour étudier sur place les caractéristiques de la couche qui accueillerait les déchets et le comportement de la barrière géologique. Les principaux thèmes d'étude portaient et portent encore sur « la résistance mécanique des roches », « le réseau de failles », « la physico-chimie et la vitesse de circulation des eaux souterraines », « les mécanismes et la cinétique de dégradation des colis », etc.

Cependant, malgré ces recherches, **aucun stockage de déchets de haute activité et à vie longue n'a encore été mis en œuvre dans le monde occidental**². En France, une loi promulguée le 30 décembre 1991 prescrit la poursuite de recherches sur la gestion à

2. Un stockage profond de déchets militaires de moyenne activité à vie longue a été ouvert et mis en service aux USA, en 1999, sur le site du Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) au Nouveau-Mexique.



Fig. 21. Entreposage de déchets vitrifiés sur le site de COGEMA La Hague (Manche).

long terme des déchets radioactifs de haute activité et de longue durée de vie.

Ces recherches mobilisent l'ensemble de la communauté scientifique nucléaire française et tirent parti des connaissances accumulées au plan international. Elles se déclinent selon trois grands axes :

- **L'axe 1** concerne les méthodes de séparation poussée des déchets des radionucléides à très longue durée de vie et les possibilités de leur transmutation par réactions nucléaires en espèces de durée de vie plus courte, voire, idéalement, en **nucléides*** stables. Le traitement des combustibles usés est un préalable obligatoire à toute séparation/transmutation ;
- **L'axe 2** concerne le stockage géologique et implique la construction de laboratoires souterrains pour étudier sur place des formations présumées favorables ;
- **L'axe 3** se concentre sur le conditionnement des déchets en vue de permettre, le cas échéant, leur entreposage en toute sûreté sur une longue durée.

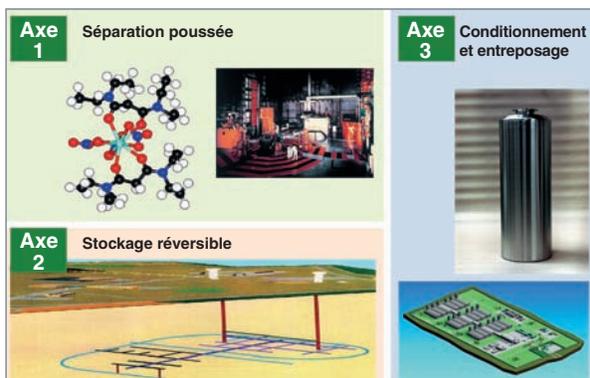


Fig. 22. Les trois grands axes de la recherche sur les déchets.

Le pilotage des recherches relatives aux axes 1 et 3 est confié au CEA, celui des recherches de l'axe 2 relève de l'ANDRA.

Les programmes de l'axe 1 ont permis la définition et l'expérimentation, à l'échelle du laboratoire, de procédés de séparation poussée, ainsi qu'un certain nombre de démonstrations expérimentales de la faisabilité physique de la transmutation de certains radionucléides à vie longue. La séparation/transmutation offre la perspective de réduire très significativement les quantités à stocker et, par conséquent, le coût du stockage, mais il restera toujours des déchets ultimes pour donner à penser que le stockage géologique demeure nécessaire.

Les recherches sur le stockage profond se traduisent par le creusement d'un laboratoire souterrain dans une formation argileuse du Bassin parisien, sur le site de Bure, à la limite des départements de la Meuse et de la Haute-Marne, sous la responsabilité de l'ANDRA. Le CEA est également associé à ces recherches, en tant que maître d'œuvre ou prestataire pour certaines expériences.

Les études sur le conditionnement à long terme des déchets se poursuivent, avec un large tronc commun entre stockage et entreposage.

Une commission nationale d'évaluation (CNE), composée d'experts nommés par le Gouvernement, suit l'avancement de ces recherches et en rend compte annuellement au Parlement et au Premier ministre.

En 2006, à l'issue de ces quinze ans de recherche et en fonction de leurs résultats, la représentation nationale se saisira à nouveau de la question et prendra les décisions nécessaires.

Le déclassé et le démantèlement des installations nucléaires

Les enjeux

Les installations nucléaires, quelle que soit leur nature – laboratoire, usine pilote ou de production, réacteur expérimental ou électrogène, installation de traitement des déchets radioactifs, etc. – ont une durée d'exploitation limitée. À mesure que leurs installations nucléaires prennent de l'âge, de nombreux pays vont être amenés à en cesser l'exploitation, à les déclasser et à les démanteler. La fin de vie d'une installation nucléaire peut être provoquée par l'achèvement des programmes expérimentaux prévus dans son installation, l'obsolescence des matériels et procédés, des considérations d'ordre économique (optimisation de moyens, coût de maintenance) ou de sûreté et sécurité (évolution de la réglementation).

Le **déclassé*** et le **démantèlement*** (D-D) visent à permettre la libération partielle ou totale d'un site nucléaire.

On peut distinguer trois étapes dans le déclassé d'une installation nucléaire : la fermeture définitive, la décontamination-démantèlement, puis la démolition et la libération du site. Dans le cas d'un réacteur, le combustible usé est retiré du cœur et entreposé ou retraité. Les circuits sont vidangés, les systèmes d'exploitation débranchés et les ouvertures sur l'extérieur condamnées et scellées. L'atmosphère de l'enceinte de confinement est contrôlée et l'accès à cette enceinte restreint ; des systèmes de surveillance sont installés. En général, la fermeture définitive intervient très peu de temps après l'arrêt définitif du réacteur.

Vient ensuite la décontamination de la surface des bâtiments et du matériel. Les techniques de décontamination servent à réduire la radioactivité de l'installation, à assainir les métaux et le béton dans le but de faciliter l'accès aux aires de travail et la manipulation des éléments et du matériel à démanteler, à permettre les travaux de découpage et à respecter les normes régissant l'évacuation des déchets. Tous les équipements d'exploitation sont démontés et, après contrôle de leur radioactivité résiduelle, recyclés ou entreposés provisoirement. Seules les structures du réacteur, en particulier la cuve et son blindage de protection, sont laissées sur place.

Enfin, dans une troisième étape, tous les matériels restants et l'installation elle-même sont démantelés, puis le site est déclassé et libéré pour d'autres utilisations. Dans certains cas, il peut s'écouler un délai très long, atteignant parfois plusieurs dizaines d'années, entre l'arrêt de l'installation et cette étape

finale. Ce long délai permet la décroissance radioactive et, par conséquent, une protection plus aisée des ouvriers procédant aux opérations de déconstruction. Il facilite aussi l'entreposage puis le stockage final des déchets radioactifs.

Le déclassé-démantèlement : un des grands chantiers du CEA...

Acteur historique de la recherche nucléaire en France, le CEA doit gérer l'héritage du passé. Il s'agit d'abord du travail de reprise et de conditionnement de déchets anciens. Le CEA a également de nombreuses installations de toute nature à démanteler dans ses propres centres. Les actions d'assainissement et de démantèlement constituent désormais un des impératifs importants de la politique du CEA.

Depuis début 2002, la partie des actions imputable au « rattrapage du passé » est couverte par un fonds dédié tiré de la participation du CEA au groupe AREVA. Cela concerne notamment la gestion des déchets anciens (dont la production est antérieure à 1992), des combustibles usés et des sources radioactives sans emploi, le démantèlement des installations mises à l'arrêt définitif, l'assainissement de l'environnement, la construction des installations de service et la fabrication des emballages de transport afférents à ces actions. L'utilisation du fonds dédié est contrôlée par un comité de surveillance, dont les membres représentent notamment les ministères de tutelle du CEA.

Les besoins de R&D dans le domaine nucléaire et les orientations prises pour les satisfaire conduisent le CEA à regrouper sur Cadarache (Bouches-du-Rhône) et sur le site de Marcoule (commune de Chusclan, Gard) la plupart des installations nucléaires expérimentales en exploitation à un horizon relativement proche (de l'ordre de dix ans). Le nombre des installations à traiter (une trentaine d'installations dans la décennie 2001 - 2010) fait que le programme de déclassé-démantèlement du CEA est très important en volume.

Le CEA aura achevé en 2012 le démantèlement et l'assainissement radioactif du site de Fontenay-aux-Roses et, en 2015, celui des installations du site de Grenoble.

Seuls le laboratoire chaud **LECI***, pour les programmes concernant les matériaux et les structures, et le réacteur ORPHÉE, pour les programmes de recherche fondamentale, demeureront à Saclay.

Cadarache, qui regroupera d'ici une dizaine d'années une part importante des installations nucléaires expérimentales, doit être à même de gérer localement l'ensemble des déchets produits sur le site et d'offrir ses capacités aux autres centres, pour les déchets qui ne leur sont pas spécifiques. C'est donc sur Cadarache que sont concentrés les efforts d'investissement en matière d'installations de services.

...et un important marché qui émerge

Les pratiques de déclasserment arrivent à maturité et peuvent être considérées désormais comme une phase maîtrisée du cycle de vie d'une installation nucléaire.

Quelques chiffres permettent d'apprécier l'étendue des enjeux commerciaux du D-D : plus de 500 centrales nucléaires ont déjà été construites et exploitées dans le monde, parmi lesquelles 108 ont été mises hors service à la date de janvier 2005. En plus des centrales, il y a aussi les usines connexes de fabrication du combustible et de retraitement du combustible irradié, dont une partie a déjà été ou sera prochainement mise hors service.

À titre d'indication du niveau global des coûts de D-D, l'organisme de réglementation des États-Unis exige que les exploitants disposent d'au moins 164 millions de dollars (valeur de 2000) pour déclasser et démanteler un réacteur classique à eau sous pression.

L'âge moyen des centrales nucléaires dans les pays de l'OCDE est d'une quinzaine d'années, par rapport à une durée de vie utile moyenne d'au moins trente ans. Le taux de mise hors service devrait culminer aux alentours de 2015.

La France se caractérise par le nombre important (six) de réacteurs UNGG qui ont été fermés, et par le nombre de centrales de R&D et de démonstration aujourd'hui arrêtées.

Les technologies d'aujourd'hui et celles de demain

Certaines techniques de démantèlement existent déjà et les projets de conception et de déclasserment d'installations bénéficient de nombreux retours d'expérience.

En général, les techniques de décontamination font appel à des procédés chimiques, mécaniques ou thermiques, ou à une combinaison de ceux-ci. Pour décontaminer des surfaces de béton ou de métal, on utilise par exemple la projection de granulés de glace carbo-

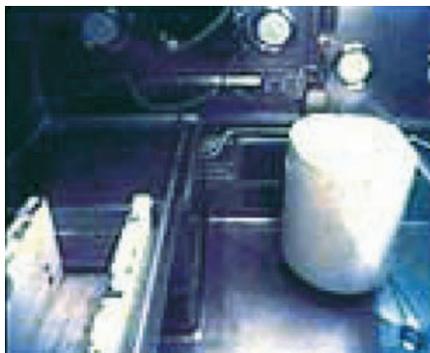


Fig. 24. Décontamination par gel de la cellule C2 (chaîne XEMO I) à l'Institut national des radioéléments (Fleurus / Belgique). État final.

nique à très haute vitesse et l'utilisation de gels chimiques ou de mousses décontaminantes.

Le démantèlement fait appel à des techniques de découpe des structures en métal ou en béton. On utilise, par exemple, des procédés mécaniques (tels que le sciage ou le jet d'eau à haute pression) ou thermiques (torche à plasma).

Les techniques de mesure radiologique sont utilisées pour dresser l'inventaire des stocks radioactifs dans l'installation, trier les matériaux et les déchets en fonction de leur catégorie, prendre les dispositions nécessaires pour protéger les travailleurs.

Le démantèlement utilise diverses techniques : blindages amovibles, sas et cellules temporaires, systèmes de ventilation et de filtration mobiles, vêtements spéciaux, scaphandres ventilés, masques...

Il utilise également des matériels de levage et de manœuvre, et met largement en œuvre des techniques télécommandées : télémanipulateurs, outillage semi-automatique permettant aux employés de travailler à une certaine distance des sources de rayonnement...



Fig. 23. Projection de mousse pressurisée



Fig. 25. Découpe d'une chaudière auxiliaire en combinaison ventilée ignifugée.
Démantèlement de la centrale EL4 des monts d'Arrée à Brennilis (Finistère), fermée en 1985.

Les déchets de démantèlement

Le démantèlement des installations nucléaires est à l'origine d'une quantité importante de déchets, principalement de faible activité. La Commission européenne estime que le déclassement d'une centrale nucléaire « moyenne » produit jusqu'à 10 000 m³ de déchets radioactifs. Le béton et d'autres matériaux de construction ne contenant qu'une très faible radioactivité représentent, en volume, la majeure partie de ces déchets.

La gestion et l'évacuation efficaces des déchets radioactifs est une condition essentielle de la réussite du D-D des installations nucléaires et représentent la majeure partie du coût de l'ensemble (de l'ordre de 60 %, toutes installations confondues, d'après une estimation allemande).

La quantité importante de déchets de démantèlement contenant seulement de très petites concentrations de radionucléides exige un soin tout particulier dans la réduction au minimum des exigences liées à leur évacuation comme déchets radioactifs. Cela conduit à faire soigneusement le « zonage déchets » de l'installation en définissant très précisément la frontière entre zones à déchets conventionnels et zones à déchets radioactifs.

Les déchets de démantèlement disposent aujourd'hui, en France, d'un centre de stockage spécifique (centre TFA, Très Faible Activité) à Morvilliers (Aube).

Le retour d'expérience en matière de déclassement-démantèlement

De nombreuses installations nucléaires ont déjà été déclassées et démantelées avec succès. Voici la liste des installations démantelées ou en cours de démantèlement en France :

• Les réacteurs de puissance

- La centrale des monts d'Arrée (EL4).
- Les réacteurs de la filière uranium naturel-graphite-gaz (UNGG).
- Le réacteur Chooz A D (centrale nucléaire des Ardennes).
- Le réacteur Superphénix.

• Les réacteurs de recherche

- Le réacteur Rapsodie.
- Le réacteur Harmonie.
- Les réacteurs Mélusine et Siloé.
- Le réacteur universitaire de Strasbourg.

• Les laboratoires et ateliers du CEA

- L'atelier pilote de retraitement AT1.
- L'atelier de fabrication de sources de césium 137 et de strontium 90 (ELAN IIB).
- Les ateliers de traitement de l'uranium enrichi (ATUE).
- Le laboratoire de découpage d'assemblages combustibles (LDAC).
- Le laboratoire de chimie du plutonium (LCPu).
- Le laboratoire d'études de combustibles à base de plutonium.
- L'accélérateur Saturne.
- L'accélérateur linéaire de Saclay (ALS).

• Les autres installations

- L'usine FBFC de Pierrelatte.
- L'irradiateur de la Société normande de conserve et stérilisation (SNCS).

Le bilan des opérations conduites jusqu'à présent montre que seuls de petits réacteurs de recherche ont fait l'objet d'un démantèlement total avec déconstruction complète des bâtiments ; les réacteurs de taille intermédiaire (G1, G2, G3, EL3, Rapsodie) n'ont fait l'objet que d'un démantèlement partiel, en raison notamment de l'absence de filières de stockage des déchets (graphite, sodium) associées ; plusieurs laboratoires, ateliers ou pilotes, ont été totalement démantelés. Enfin, une installation de traitement de minerai, qui avait produit près de 10 000 tonnes d'uranium sous forme métallique et oxyde, ainsi que du **thorium***, a été totalement démantelée.

L'analyse de ces opérations conduit à constater que le démantèlement des réacteurs et des installations de fabrication de combustibles (cellules chaudes et laboratoires plutonium) est sensiblement moins long que celui d'installations impliquant de la chimie (traitement de minerai, retraitement) et contaminées par des produits de fission. On reconnaît également, aujourd'hui, toujours d'après les opérations menées, que les volumes de déchets produits, de quelques centaines à plusieurs milliers de m³, peuvent être gérés convenablement.

Les démantèlements en cours au CEA ont une valeur d'exemple. L'expérience ainsi acquise sur des installations de petite ou de moyenne taille sera certainement très utile lorsqu'il faudra commencer à démanteler les centrales nucléaires ou certaines usines de l'amont et de l'aval du cycle nucléaire civil.

Sûreté du nucléaire : les enjeux

La conception, la construction et l'exploitation des installations nucléaires doivent prendre en compte les exigences d'une indispensable sûreté et leur impact, aussi bien sur l'homme que sur la biosphère, doit être maîtrisé. Il s'agit là d'un maillon essentiel de l'acceptation de l'énergie nucléaire par le public.

Le citoyen attache une grande importance aux risques du nucléaire

L'acceptation du risque nucléaire pose un problème de société. Dans le domaine médical, le risque est accepté car il est mis en balance avec les bénéfices escomptés. C'est rarement le cas lorsqu'on s'intéresse à la production d'énergie. Or, l'Académie nationale de médecine³ observe que « *le plus grave risque pour la santé est de manquer d'énergie* » (lien entre état sanitaire et dépense énergétique dans les pays en voie de développement, conséquences sanitaires des ruptures d'approvisionnement...) et recommande de « *maintenir la filière nucléaire dans la mesure où elle s'avère avoir le plus faible impact par kWh produit par rapport aux filières utilisant des combustibles fossiles, les biomasses ou l'incinération* des déchets ou même quand on la compare aux énergies éolienne et photovoltaïque* ».

La comparaison de données factuelles entre les risques nucléaires, les autres risques industriels, les risques provenant des autres activités humaines (transport, tabac...), les risques naturels... est instructive. Mais elle ne suffit pas à dissiper les inquiétudes sur les accidents, les déchets à vie longue, l'impact sur les générations futures. La perception des risques est éminemment subjective ; on ne perçoit pas de la même façon ceux qui découlent d'un choix (pratique de l'alpinisme) et ceux qui résultent d'un équipement imposé par la collectivité (centrale nucléaire).

L'acceptation du nucléaire par la société passe en tout cas par un effort permanent de communication et de transparence (notamment sur les incidents et accidents), et par l'indépendance d'une autorité forte de contrôle des exploitants.

Nucléaire et environnement

Il y a de la radioactivité partout dans la biosphère. Mais l'essentiel de cette radioactivité est d'origine naturelle. Elle provient des rayons cosmiques, du **radon*** issu des minéraux du sol et exhalé dans l'air que nous respirons, des rayonnements telluriques venant des isotopes des chaînes de l'uranium et du thorium présents dans les sols, du carbone 14 et du potassium 40 présents dans notre organisme et dans nos aliments. Cependant, on trouve aussi dans certains compartiments de notre environnement des isotopes radioactifs artificiels, provenant des essais nucléaires atmosphériques effectués lors de la guerre froide, des retombées de Tchernobyl, et enfin, pour une part très minoritaire, des activités nucléaires industrielles.

En fonctionnement normal, l'impact environnemental des installations nucléaires est faible : les rejets de centrale (tritium) sont difficilement détectables (et pourtant, on sait détecter la radioactivité à des niveaux très bas, mais la radioactivité naturelle masque aisément la contribution de la centrale) ; les rejets de l'usine de retraitement de La Hague sont plus importants et plus aisément détectables⁴ (iode 129 et tritium sont rejetés à la mer, krypton et tritium dans l'atmosphère). Ils comprennent aussi une part de rejets chimiques (nitrates, toutefois négligeables en comparaison de la « contribution agricole »). Mais les effets de dilution et de dispersion en milieu marin ou atmosphérique rendent négligeable l'apport radioactif de l'usine, comparé à la contribution naturelle à quelques kilomètres de distance de l'installation.

Tous les radionucléides ne se comportent pas de la même manière. Leur comportement dépend de leurs propriétés chimiques. Dans la plupart des cas, on observe une dispersion et une dilution des contaminants. Dans d'autres, on observe, au contraire, une concentration dans certains compartiments de la biosphère. Les phénomènes de reconcentration peuvent être d'origine biologique (cas du césium dans les champignons) ou avoir une cause physique ou chimique (les taches de **contamination*** observées dans le massif du Mercantour (Alpes du Sud), sont dues à des phénomènes de ruissellement).

3. Communiqué adopté le 1^{er} juillet 2003 à l'issue du colloque du 25 juin 2003 sur les relations entre les choix énergétiques et la santé.

4. L'usine de traitement de La Hague a rejeté, en 1997, environ 12 000 térabecquerels (tétra- = $\times 10^{12}$, soit multiplié par un million de millions) sous forme de rejets liquides (11 900 TBq de tritium et 1,8 TBq d'iode 129) et 300 000 térabecquerels sous forme gazeuse (principalement du krypton 85).

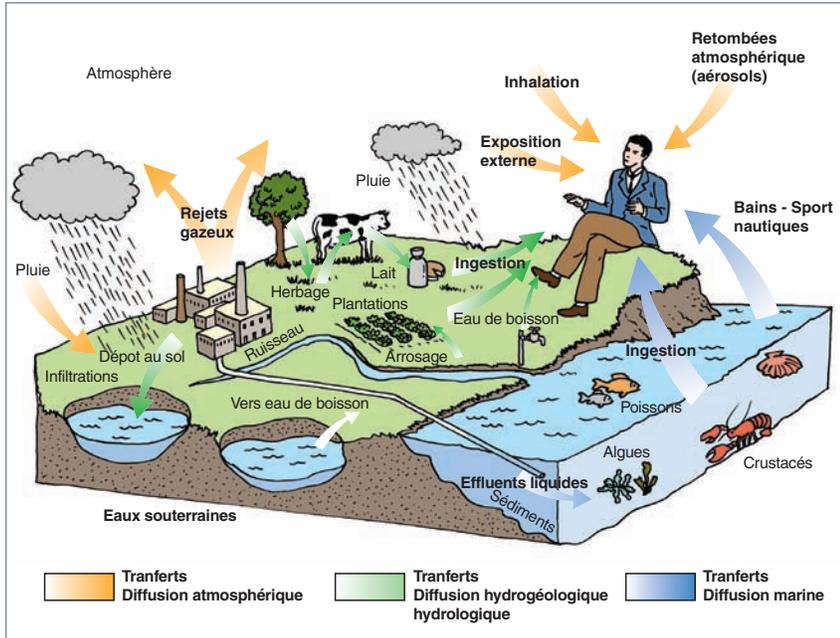


Fig. 26. L'étude des transferts de contaminants radioactifs dans la biosphère est l'objet de la **radioécologie***. On considère différents compartiments de la biosphère : sols, lacs, fleuves, atmosphère, végétaux, animaux, et l'homme...

Nucléaire et santé

Nous sommes tous exposés à la radioactivité naturelle, et les effets de la radioactivité sur l'organisme ne sont pas de nature différente selon que la radioactivité est d'origine naturelle ou artificielle.

Le contrôle de l'exposition aux rayonnements est l'objet de la radioprotection. La réglementation française actuelle impose une limite de **dose de 20 mSv*** sur douze mois consécutifs

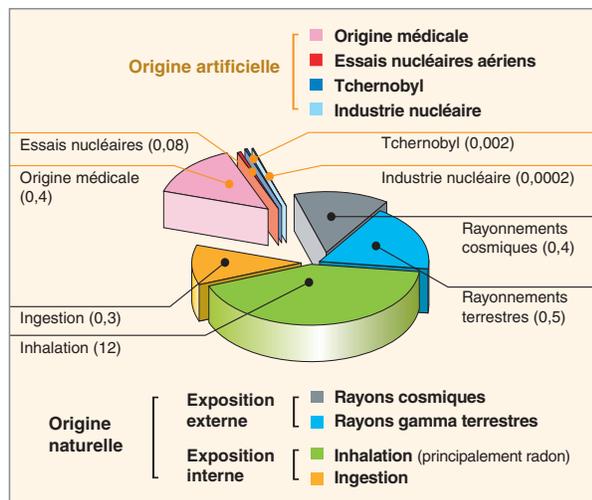


Fig. 27. La répartition de la **dose radioactive*** (moyenne française), en mSv.

(décret de mars 2003) pour l'exposition des travailleurs, et de 1 mSv/an (décret de mars 2001) pour l'exposition du public. À titre indicatif, l'irradiation naturelle moyenne est de 2.5 mSv/an, mais il faut préciser que les limites de dose ci-dessus concernent les doses **ajoutées** par l'activité humaine.

En comparaison avec les doses naturelles, l'impact dosimétrique des installations nucléaires est faible. Une centrale nucléaire rejette dans l'environnement dix fois moins de radioactivité qu'une centrale à charbon ou à fioul de même puissance : la dose collective est de 1,6 à 2,6 homme-sievert par gigawatt-an pour une centrale nucléaire, contre 20 pour une centrale à charbon. L'impact des usines du cycle (retraitement, mines) est plus important : selon le dernier rapport de la Commission Nord-Cotentin, la dose induite par les rejets de l'usine de La Hague sur la population la plus exposée est de 0,06 millisievert par an, soit environ vingt fois moins que la dose due à la radioactivité naturelle.

Si l'effet des fortes doses relevant de situations accidentelles graves est bien connu, la problématique des faibles doses de rayonnements reste un sujet de recherche biologique et médicale (relation entre le risque et la dose, effet de seuil), avec un volet épidémiologique. Il en est de même des effets héréditaires des radiations.

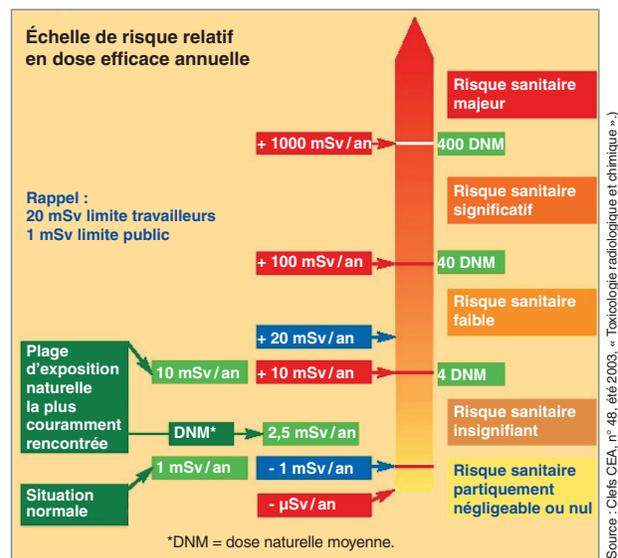


Fig. 28. Échelle de correspondance des niveaux d'exposition et des effets sanitaires.

Sûreté et... démonstration de sûreté

Dans l'industrie nucléaire comme dans toute activité humaine, le risque zéro n'existe pas. L'objectif de la démarche de sûreté n'est donc pas d'éliminer totalement les risques associés aux activités nucléaires. De façon moins ambitieuse mais plus réaliste, il est de prévenir les risques d'accident et d'en limiter les conséquences dans l'hypothèse où l'accident surviendrait néanmoins. La notion de « sûreté » est prise en compte très tôt, dès la phase de conception des installations. La spécificité de l'industrie nucléaire provient de la mise en œuvre de matières radioactives, qui sont susceptibles d'être dispersées dans l'environnement voire d'atteindre l'être vivant, et qui sont à l'origine de rayonnements ionisants aux effets multiples (irradiation, énergie thermique, radiolyse...).

L'étude de risques fait l'objet d'une démarche classique :

- Analyse technique de la sûreté et de la fiabilité de l'installation ;
- évaluation des risques liés à la dispersion de matières radioactives ou chimiques (impact sur l'homme et l'environnement) et à l'exposition des travailleurs et du public aux rayonnements (c'est tout le champ de la radioprotection) ;
- gestion des risques, comportant aussi bien le respect de la réglementation relative à la radioprotection que la mise au point de procédés de décontamination de sols et sites contaminés après un accident.

La réglementation française requiert essentiellement des **calculs déterministes** (on postule des incidents ou accidents). Des objectifs de sûreté ayant été définis, on imagine les défaillances possibles, qui peuvent être d'origine externe ou interne (séisme, incendie, perte d'alimentation électrique, arrêt de pompe...), on simule le comportement de l'installation, et on s'assure enfin que les conséquences sont acceptables. Toute la difficulté réside dans l'exhaustivité de la liste des scénarios envisagés...

Un ensemble de principes, de concepts, de méthodes a été développé aussi bien au stade de la conception qu'à celui de la construction ou de l'exploitation. Ainsi, la **défense en profondeur*** consiste à interposer plusieurs « lignes de défense » (suite d'actions, d'équipements ou de procédures, regroupés en niveaux dont chacun a pour objectif de prévenir les dégradations susceptibles de conduire au niveau suivant et de limiter les conséquences de la défaillance du niveau précédent) vis-à-vis des agressions pouvant affecter les fonctions de sûreté.

Cela est généralement assuré par la redondance et la diversité des barrières (système de multibarrières successives et étanches). On dispose alors de plusieurs moyens d'arrêter la

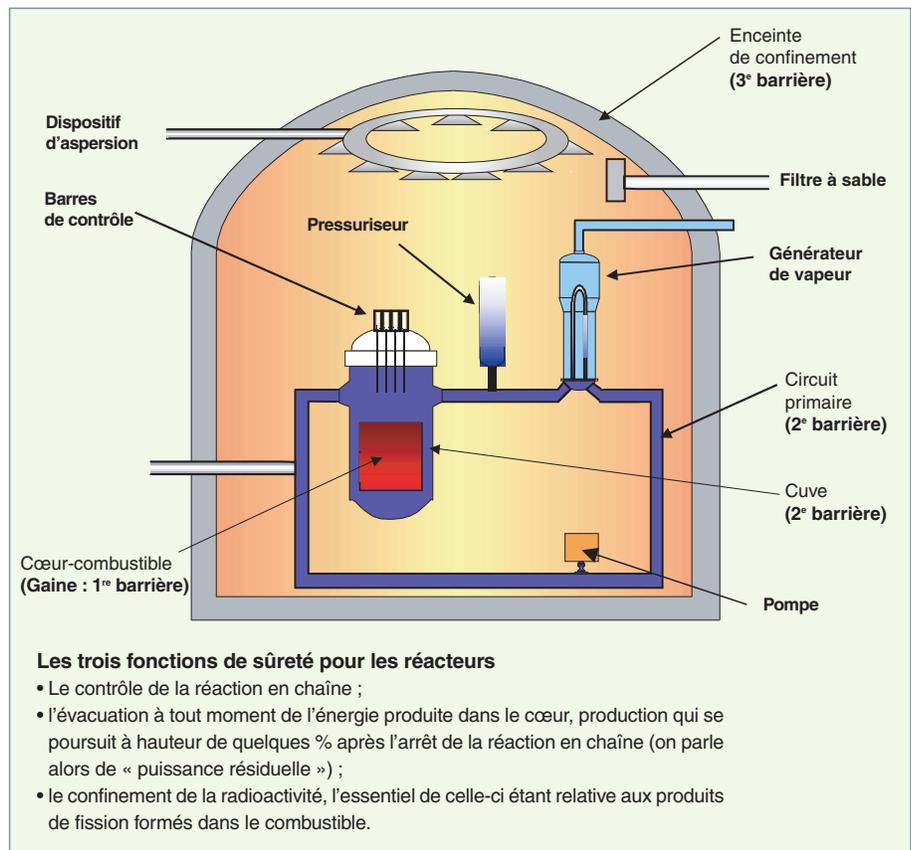


Fig. 29. Les trois barrières de confinement d'un REP.

réaction en chaîne, de systèmes redondants et diversifiés d'évacuation de la puissance résiduelle, de plusieurs barrières entre les produits radioactifs et l'environnement. On s'efforce de rendre ces différents moyens aussi indépendants que possible les uns des autres, et de prévoir pour chacun d'entre eux une surveillance permanente ou périodique destinée à garantir leur disponibilité.

De plus en plus, cette approche est complétée par une **évaluation probabiliste de sûreté** (EPS), qui vise à évaluer la probabilité de destruction des barrières, les rejets radioactifs associés, leurs conséquences sur la population environnante. On se heurte ici à la difficulté d'évaluation de la probabilité d'événements extrêmement rares. Grâce aux études probabilistes de sûreté réalisées dans les années qui ont suivi l'accident de Three Mile Island (Pennsylvanie, États-Unis, à proximité de la ville de Middletown, le 28 mars 1979), les exploitants ont pris des dispositions ayant effectivement réduit d'un facteur 10 à 100 la probabilité d'un accident de **fusion du cœur***.

Un autre point de vue est la prise en compte du **facteur humain** comme axe de progrès de la sûreté, et cela de la phase de conception jusqu'aux phases de démantèlement, assainissement et gestion des déchets des installations nucléaires. L'analyse des incidents significatifs et des accidents montre, en effet, qu'une part non négligeable des erreurs susceptibles d'avoir un impact sur la sûreté des installations est liée à des activités autres que la conduite en salle de commande (maintenance, essais, opérations de chargement...).

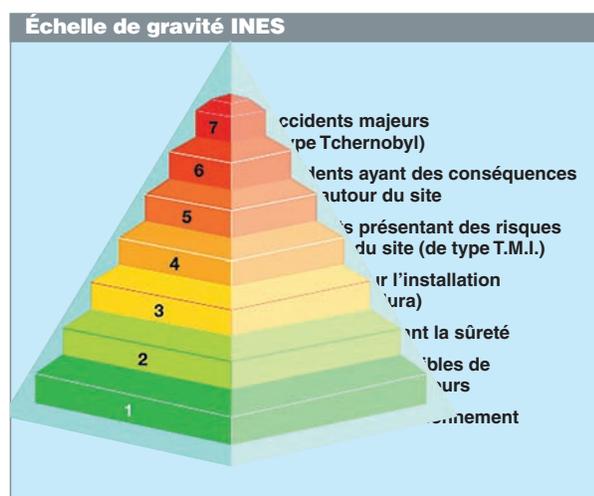


Fig. 30. L'échelle INES* de gravité des incidents ou accidents nucléaires. Entre 1995 et 2005, le parc électronucléaire français a fait l'objet d'un millier de déclarations d'incident de niveau 1, d'une quarantaine d'incidents de niveau 2. Aucun incident ou accident de niveau supérieur n'a été déclaré.

Le **retour d'expérience** constitue un élément majeur dans la progression de la culture de sûreté des installations nucléaires. L'enregistrement systématique comme l'analyse des incidents et, *a fortiori*, des accidents (Three Mile Island, Tchernobyl, Tokaï Mura⁵) doit permettre d'améliorer le fonctionnement et, par-là même, la sûreté. Mais les accidents graves sont généralement, et heureusement, peu nombreux,

ce qui ne permet pas de les exploiter de manière fiable avec les outils mathématiques existants. Il est donc important de s'intéresser également aux incidents et aux quasi-incidents, définis comme les événements qui auraient pu conduire à un accident, ou encore aux événements dans lesquels l'intervention humaine a permis de rattraper à temps une situation incidente. Aussi les exploitants nucléaires ont-ils entrepris d'échanger leurs meilleures pratiques et de s'informer sur tous les incidents significatifs, au sein de la *World Association of Nuclear Operators* (WANO) ; les autorités de sûreté des différents pays ont, elles aussi, établi des relations étroites qui faisaient défaut avant la catastrophe de Tchernobyl ; et l'AIEA⁶ a fait adopter par l'ensemble des pays nucléaires un ensemble de principes et de règles de sûreté communs.

Les risques liés à la prolifération nucléaire

L'enjeu consiste à développer les utilisations civiles de l'énergie nucléaire, sans pour autant amoindrir la sécurité du monde en permettant à certains pays ou organisations de se doter plus facilement d'armes nucléaires⁷. Les risques correspondants doivent être examinés sous deux angles...

Les moyens techniques utilisables pour se procurer la matière fissile nécessaire à la confection d'une bombe

Le moyen le plus facile de se procurer la matière nécessaire à la confection d'une bombe est l'enrichissement de l'uranium. Un raccourci consiste à récupérer l'uranium très enrichi utilisé dans les combustibles des réacteurs de recherche : c'est pourquoi les Américains ont décidé un embargo sur les combustibles enrichis à plus de 20 %, règle généralement appliquée aujourd'hui (il y a cependant quelques exceptions). Un moyen plus difficile est celui mis en œuvre par le Royaume-Uni et la France dans les années cinquante : produire du plutonium dans des réacteurs « brûlant » de l'uranium naturel à des taux d'irradiation très faibles, permettant de produire du plutonium de qualité militaire. L'extraction du plutonium nécessite des installations complexes de retraitement. Les grands réacteurs de puissance utilisant de l'uranium enrichi sont mal adaptés à la production de plutonium militaire, car il faudrait limiter très fortement l'irradiation du combustible et le retraiter. Ce ne serait pas impossible, mais ce serait une opération de grande ampleur, très onéreuse, et difficile à cacher.

6. Agence internationale de l'énergie atomique. (N.D.E.)

7. Seuls sont évoqués ici les risques de prolifération des armes nucléaires. Les bombes « sales », associant des radionucléides à un explosif chimique, présentent des risques très réels, mais il serait infiniment plus facile à des terroristes de s'emparer de sources radioactives industrielles ou médicales, couramment utilisées et moins protégées que les matières fissiles de l'industrie nucléaire.

Les moyens techniques et les politiques de contrôle

La clé de voûte de la lutte contre la prolifération nucléaire est le Traité de Non-Prolifération (TNP), signé par la plupart des pays (mais pas par tous). Les pays signataires s'obligent à accepter le contrôle par l'AIEA de leurs installations nucléaires et des matières fissiles en leur possession (seuls les cinq membres permanents du Conseil de sécurité de l'ONU⁸, qui possédaient déjà l'arme nucléaire en 1968, conservent le droit de ne pas soumettre leurs programmes militaires au contrôle international). Les contrôles menés par l'AIEA sont sans aucun doute difficiles lorsqu'il s'agit de petites installations telles que de petites unités d'enrichissement de l'uranium. En revanche, ils sont efficaces pour les grandes installations de retraitement du combustible et les réacteurs de puissance. Plus préoccupant est le cas des pays qui n'ont pas signé le TNP ou qui décident d'en sortir. Mais les risques correspondants de prolifération ne sont pas directement liés à l'utilisation civile de l'énergie nucléaire. Les quelques pays qui ont développé leurs propres armes nucléaires l'ont d'ailleurs fait par des moyens spécifiques, et non par détournement d'installations civiles.

Les risques liés aux attentats terroristes

Cette question est fréquemment évoquée, plus particulièrement depuis les attentats du 11 septembre 2001. De manière générale, les installations nucléaires figurent parmi les installations industrielles les mieux protégées contre les risques terroristes, du fait même de leur caractère massif et ramassé, et des dispositions de défense en profondeur évoquées plus haut.

Les risques liés aux transports de matières nucléaires

Les matières nucléaires font l'objet de beaucoup de transformations : conversion, enrichissement, fabrication de combustible, irradiation en réacteur, retraitement..., toutes opérations réalisées, en général, en des lieux différents, ce qui nécessite beaucoup de **transports***, par rail, route, air ou mer.

Environ 300 000 colis de matières radioactives sont transportés chaque année en France pour les besoins de l'industrie, nucléaire ou non, du secteur médical et de la recherche scientifique, ce qui représente moins de 2 % de l'ensemble des colis de matières dangereuses transportés.

Les tonnages à transporter sont faibles, ce qui ne dispense pas de prendre des précautions pour limiter le risque de dissémination de radioactivité lors de ces transports.

Les risques liés au transport sont de quatre types : **irradiation, contamination, criticité** pour ce qui concerne la protection des personnes, des biens et de l'environnement, **vol** ou **détournement** pour ce qui concerne la sécurité des matières.

Une part importante des précautions porte sur la robustesse des conteneurs. Aucun accident majeur dû au transport n'est à déplorer depuis le début de l'ère nucléaire.

Les risques liés au stockage des déchets nucléaires

L'attention se focalise depuis une décennie sur les risques liés à l'entreposage (temporaire par définition) et au stockage (définitif ou réversible) des déchets nucléaires de haute activité et (ou) à vie longue.

Techniquement, quatre périodes sont à considérer :

- Pendant quelques dizaines d'années (un siècle dans le cas de l'entreposage de combustible usé MOX), les déchets nucléaires sont caractérisés par une radioactivité très élevée provenant à la fois des produits de fission et des actinides de période relativement courte (curium dans les verres, curium et plutonium 241 dans les combustibles usés). Parallèlement, il y a un dégagement de chaleur qui nécessite un refroidissement ; on est là dans le domaine des techniques industrielles utilisées aujourd'hui dans les entreposages de déchets de haute activité.
- Le début du stockage coïncide avec le début de la deuxième période, lorsqu'il n'est plus nécessaire de refroidir les déchets. La radioactivité des produits de fission décroît jusqu'à une valeur faible, et ce sont les actinides présents (neptunium, américium et curium dans les verres, neptunium, américium, curium et plutonium dans les combustibles usés) qui dégagent de la chaleur. Ce dégagement dimensionne à la fois les colis de déchets (la **charge thermique de chaque colis** étant limitée) et le site de stockage (la **charge thermique par unité de surface** étant limitée).
- Dans une troisième période, qui dure plusieurs dizaines de milliers d'années, voire 100 000 ans, l'essentiel de l'inventaire en radiotoxicité des déchets provient des **actinides mineurs*** (pour l'essentiel, dans les verres, le neptunium et, au début de cette période, l'américium et le curium) et du plutonium lorsque celui-ci leur est incorporé (cas des combustibles usés). La **radiotoxicité potentielle*** des déchets ne redevient inférieure à celle du minerai d'uranium d'origine que vers la fin de cette période. Entre-temps, la sûreté d'un stockage géologique doit être assurée avant tout par le confi-

8. Représentant la Grande-Bretagne, les États-Unis, la France, la Chine et la Russie. (N.D.E.)

nement des déchets placés dans des conteneurs de stockage, eux-mêmes entourés de barrières ouvragées ; la barrière géologique n'intervient qu'en cas de défaillance de ceux-ci. Les travaux en cours sur les conteneurs, les barrières ouvragées et en laboratoire souterrain visent à valider les analyses de **sûreté*** relatives à cette période.

- Au-delà de 100 000 à 200 000 ans, l'analyse de sûreté considère que le confinement rapproché est perdu et que c'est alors la barrière géologique qui joue le rôle essentiel de protection. Un grand nombre de modélisations du comportement à très long terme de ces radionucléides, faites dans différents pays et confrontées dans des programmes internationaux, ont conclu que les doses reçues par l'homme se chiffrent en de faibles fractions de celles imputables à la radioactivité naturelle.

Au cours des deux premières périodes, les problèmes posés seront essentiellement nationaux. Ils portent sur la sécurité et la sûreté de l'entreposage ou la sûreté passive du stockage.

À plus long terme, l'accumulation de radionucléides dans les stockages devrait, en revanche, être considérée comme un legs aux générations futures de la planète⁹. Le risque environnemental associé aux déchets peut être important s'ils sont mal gérés (exemple de certains sites ex-soviétiques comme Tchéliabinsk). S'ils sont bien gérés, l'impact des déchets sera probablement minime, local et différé. Aucune démonstration de sûreté ne pourra jamais en être apportée directement, à cause des échelles de temps en jeu. Le rôle de la science devra probablement être un peu plus modeste : construire la confiance, par un faisceau concordant d'indications montrant que tous les avatars susceptibles d'affecter le stockage ont été prévus jusque dans leurs conséquences... Bref, que ce dernier est d'une conception robuste et maîtrisée.

La confiance, une prudente construction...

La maîtrise des risques n'est pas seulement technique et scientifique : elle a aussi une forte composante sociétale. La démarche de construction de la confiance ne doit pas s'arrêter, une fois acquise la conviction des experts. Il faut ensuite passer de l'incertitude scientifique à la négociation du risque. La sûreté nucléaire appelle des décisions politiques prises démocratiquement, c'est-à-dire avec l'avis de citoyens dont la logique intellectuelle est différente de celle des scientifiques. Scientifiques et citoyens ont beaucoup à se dire...

9. Il ne faut pas mettre sur le même plan les déchets nucléaires ultimes stockés dans des endroits bien choisis et les rejets de gaz carbonique. Pour les déchets nucléaires, les risques resteront locaux car ils ne concerneraient à tout moment que le voisinage géographique du stockage, autrement dit un nombre limité de personnes, alors que les rejets de gaz carbonique sont incontrôlés et que leurs effets portent sur le climat de l'ensemble de la planète.

L'énergie dans le monde

Depuis la maîtrise du feu, le développement de l'humanité s'est accompagné d'une consommation accrue en énergie. Aujourd'hui encore, le niveau de consommation d'énergie en général, et d'électricité en particulier, sont des indicateurs – assez grossiers – de développement.

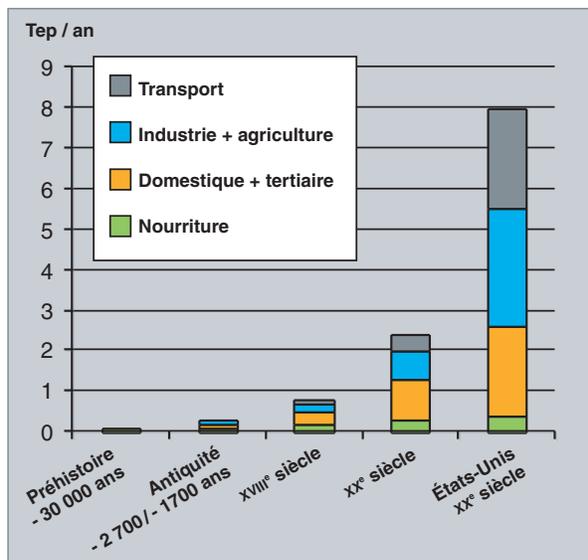


Fig. 31. Les différents usages de l'énergie, au cours des âges, exprimés en « tonnes d'équivalent pétrole » (tep*) par an et par personne.

L'utilisation de l'énergie

L'habitat représente environ un tiers de la consommation énergétique de l'humanité. Il pourrait y avoir de grandes économies d'énergie dans ce secteur : l'utilisation massive de l'énergie solaire thermique permettrait de produire une bonne part de l'eau chaude sanitaire et du chauffage des habitations comme du secteur tertiaire. Malheureusement, le taux très lent de renouvellement de l'habitat ralentit les progrès qui peuvent être faits dans ce secteur énergétique.

Les transports constituent une part importante de la consommation globale d'énergie... et une source majeure de pollution. Dans ce secteur, les hydrocarbures liquides paraissent difficiles à remplacer à court terme, même si des véhicules hybrides, associant un moteur thermique et un moteur électrique alimenté par des batteries, ont commencé assez rapi-

dement à voir le jour. L'hydrogène et les piles à combustible arriveront à maturité dans un avenir probablement plus lointain et risquent de souffrir de la concurrence des carburants de synthèse fabriqués à partir du charbon, dont les réserves sont encore considérables. L'utilisation de l'hydrogène seul, sans passer par une pile à combustible, est aussi une voie qu'il ne faut pas négliger pour les véhicules terrestres mais aussi aériens ou maritimes.

Une forme d'énergie particulière : l'électricité...

L'électricité occupe une part croissante dans la consommation d'énergie de tous les pays développés, en raison de son usage privilégié dans les domaines de l'éclairage, de l'information et de la communication, et grâce à des avantages spécifiques liés à sa souplesse d'utilisation dans les moteurs et les contrôles. L'électricité est une énergie propre dans les phases de transport, de distribution, et d'usage final : pas de pollution, pas de gaz à effet de serre, sauf l'ozone. Elle l'est également dans la phase de production s'il s'agit de nucléaire, d'hydraulique, de solaire ou d'éolien.

À côté de ces atouts, l'électricité présente une faiblesse considérable : **elle ne se stocke pratiquement pas**, sauf en quantités minimes et à un coût élevé dans des accumulateurs. On peut la stocker indirectement (stations de pompage, volants d'inertie...), mais cela reste marginal. Il faut donc la produire à tout moment en fonction de la demande immédiate : c'est l'exemple absolu du « flux tendu » !...

Conséquence de la difficulté à stocker l'électricité, si un réseau est alimenté par une source intermittente et aléatoire, ce qui est le cas de beaucoup d'énergies renouvelables, il faut prévoir en réserve une source de capacité égale prête à venir la suppléer.

La consommation mondiale d'énergie primaire

Il est à peu près certain que la consommation énergétique augmentera dans les cinquante prochaines années, en raison de l'augmentation de la population mondiale et de l'accroissement du niveau de vie des pays en développement. Les combustibles fossiles (charbon, pétrole et gaz) seront encore dominants. La production de pétrole devrait, d'ici une dizaine

Énergie : les unités de compte...

Il est important de préciser à quel stade d'utilisation on comptabilise l'énergie. Quand on fait le bilan à la source (mine de charbon, puits de pétrole, barrage hydraulique, etc.) on parle d'« **énergie primaire*** » (ce que nous ferons dans la suite de ce texte). On peut aussi comptabiliser l'**énergie utile** ou l'**énergie finale**. Du fait des rendements de transformation et des pertes diverses, il faut presque trois fois plus d'énergie **primaire** que d'énergie **utile**, directement liée au service recherché.

Quand on évoque la consommation énergétique d'un pays, on la comptabilise généralement en **tonne d'équivalent pétrole** (tep ; en anglais, *toe*). Grossièrement, 1 tonne de charbon vaut 0,667 tep et 1 MWh de gaz vaut 0,077 tep.

Les choses se compliquent quand il s'agit d'exprimer en tep l'énergie produite par une source d'électricité primaire, qui ne provient pas de la combustion d'un combustible fossile (électricité hydraulique, nucléaire, éolienne, etc.). La France s'est ralliée en 2002 aux conventions de l'Agence internationale de l'énergie (AIE) :

- Le MWh nucléaire (ou géothermique) « vaut » **0,26 tep**, quantité de pétrole qu'il aurait fallu brûler pour le produire dans une centrale thermique.

à une vingtaine d'années, culminer la première puis décroître. Les besoins augmentant, la question sera de savoir comment combler ce manque par des sources d'énergie plus respectueuses de l'environnement. La question n'est pas d'opposer

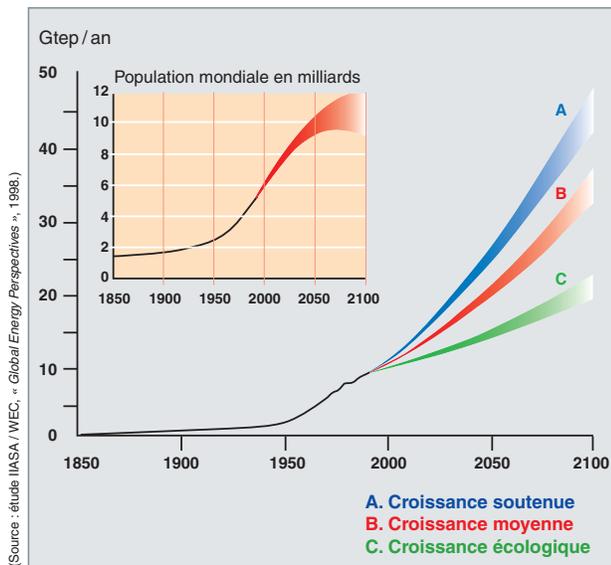


Fig. 32. La population terrestre avoisinait le demi-milliard d'individus au début de l'ère chrétienne. Elle a atteint le milliard vers le milieu du XIX^e siècle puis, par une accélération fantastique de la démographie, le chiffre actuel de six milliards en cent-cinquante ans seulement. La population mondiale croît désormais à un rythme plus modéré, mais, sur la vitesse acquise, nous atteindrons sans doute les dix milliards au cours de ce siècle.

les sources d'énergie mais de trouver le meilleur usage pour chacune d'entre elles afin d'atteindre le panachage énergétique le plus efficace.

Aujourd'hui, les habitants de la Terre consomment en moyenne **2,3 tep par personne**, chaque année, ce qui conduit à une consommation annuelle cumulée d'énergie primaire, toutes sources confondues, de 9 milliards de tep, **9 Gtep / an**.

Cette moyenne de 2,3 tep / an par personne cache une très grande disparité régionale, qui reflète la grande division Nord-Sud en matière de développement : alors qu'un Américain consomme 8 tep chaque année, un Européen ou un Japonais se contente de 4 tep, tandis qu'un Indien vit avec seulement 0,4 tep par an.

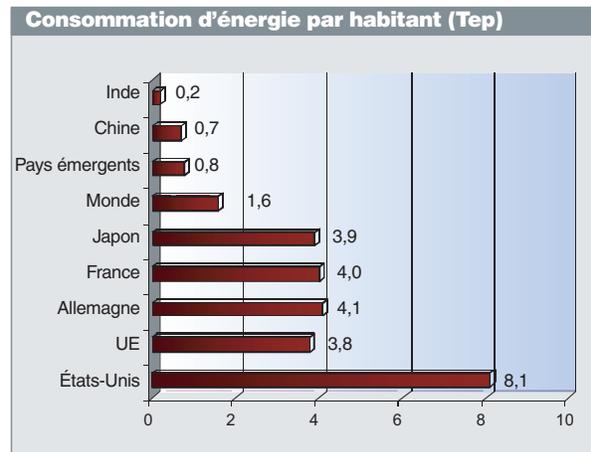


Fig. 33. Ces inégalités pourront-elles durer ?...

Répartition par source

Le tableau ci-après donne la répartition de la consommation mondiale d'énergie entre les différentes sources primaires, en 2000, selon l'AIE :

Source	Millions tep	%
Combustibles solides	2 341	25,7
Pétrole	3 700	40,7
Gaz	2 100	23,1
Nucléaire	676	7,4
Hydraulique	226	2,5
Énergies nouvelles renouvelables (ENR)	51	0,6
Total (commercial)	9 015	100

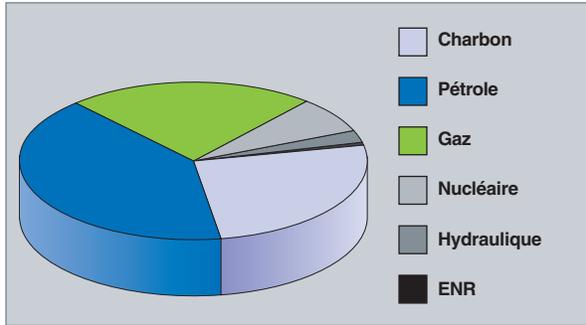


Fig. 34. Consommation mondiale d'énergie selon les différentes sources primaires et répartition.

On voit que les combustibles fossiles totalisent 90 % de l'énergie primaire commerciale utilisée sur la planète, et toujours plus de 80 % si l'on tient compte de l'énergie non commerciale. Les chiffres parlent d'eux-mêmes : il n'y a aucune chance pour que l'accroissement de la contribution des énergies nouvelles renouvelables (ENR) puisse à lui seul couvrir l'augmentation des besoins – ni remplacer le nucléaire comme le souhaitent certains. En tout cas, pas dans les décennies qui viennent.

Même si les pays de l'OCDE réalisaient une amélioration spectaculaire de leur efficacité énergétique, les besoins des pays en voie de développement sont tels que la consommation énergétique ne pourra pas croître moins vite que la population elle-même. D'autant plus que les pays de l'OCDE et ceux de l'ex-URSS sont désormais stabilisés, et que les quatre milliards d'hommes qui viendront augmenter la population mondiale au cours de ce siècle seront originaires des pays aujourd'hui en développement. Pour faire face à ces besoins gigantesques, nous n'aurons pas trop de **toutes les sources d'énergie** que l'humanité saura maîtriser...

Les énergies fossiles

La part des énergies fossiles devrait demeurer largement prépondérante dans les décennies à venir. Elle devrait représenter, selon l'AIE, près de 90 % de la fourniture d'énergie commerciale à l'horizon 2030, les hydrocarbures (pétrole et gaz) représentant environ 65 %.

Le pétrole

Les réserves avérées de pétrole représentent actuellement environ une quarantaine d'années de production, au rythme de sa consommation actuelle.

Grâce à de nouvelles découvertes et aussi à une meilleure récupération du pétrole en place, des ressources sensiblement plus importantes devraient pouvoir être exploitées. Celles-ci seront néanmoins plus coûteuses que celles récupérées aujourd'hui. Les progrès techniques, au fur et à mesure, devraient permettre non seulement d'abaisser les

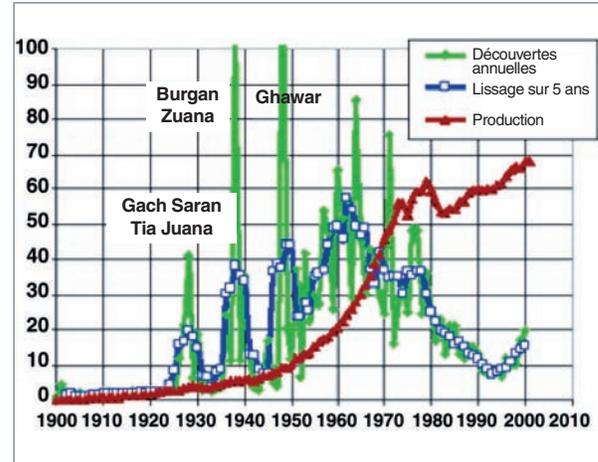


Fig. 35. Le rythme de découverte de nouveaux champs pétroliers exploitables baisse depuis les années soixante, ce qui laisse prévoir un épuisement rapide des ressources conventionnelles si le rythme de consommation actuel se maintient.

coûts, mais également de développer la production en *off-shore* profond et d'exploiter des gisements très enfouis. Au-delà, les ressources en pétrole non conventionnel, et notamment en bruts extra-lourds, sables asphaltiques et schistes bitumineux, sont considérables...

Le gaz naturel

La part du gaz naturel dans le bilan énergétique mondial continue de croître, compte tenu de ses atouts : impact sur l'environnement plus faible que le charbon ou le pétrole (pas de poussières, meilleur rendement pour la production d'électricité avec les turbines à cycle combiné), de sa souplesse d'utilisation, de l'importance de ses réserves supérieures à celles du pétrole (elles représentent actuellement plus de soixante ans de consommation au rythme actuel). Il y a aussi des réserves considérables d'hydrates de méthane (sans doute plus du double des quantités de combustibles fossiles qui restent à exploiter) qui sont piégés au fond des mers ou dans le sol gelé de l'Arctique. On ne sait toutefois pas encore récupérer ceux-ci techniquement. Il existe également des incertitudes sur le rendement énergétique et le coût économique de cette récupération.

Le charbon

Le charbon, après une période de déclin, pourrait revenir en force, compte tenu de l'importance de ses réserves, qui représentent plusieurs siècles de consommation au rythme actuel, notamment en mettant en œuvre des filières de gazéification, qui permettent de l'utiliser de manière plus propre. Le projet « *Futuregen* » démarré aux États-Unis pour aboutir à la démonstration industrielle d'une filière de production d'électricité à partir de « charbon propre », avec séquestration de CO₂, en est une bonne illustration.

Énergies fossiles, CO₂ et changement climatique

Dans l'avenir, il faudra pouvoir répondre à deux questions majeures : comment gérer au mieux les réserves par nature finies des énergies fossiles et comment, par ailleurs, répondre aux risques de changement climatique, en limitant les émissions de gaz à effet de serre ? L'augmentation de la teneur de ces gaz dans l'atmosphère est due, le doute n'est plus permis, à l'activité humaine, et principalement à l'utilisation des combustibles fossiles, charbon, pétrole et gaz. Si le phénomène n'est pas contrôlé très rapidement, le climat global de la planète en sera durablement affecté, avec des effets potentiellement catastrophiques.

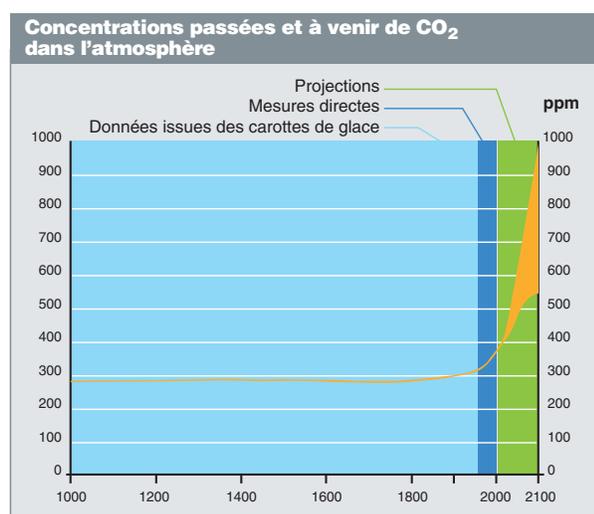


Fig. 36. Les concentrations de CO₂ attendues au cours du xx^e siècle sont deux à quatre fois celles de l'ère préindustrielle.

La séquestration du CO₂ est une voie de recherche activement poursuivie. Les options qui paraissent les plus intéressantes sont celles qui consistent à stocker le CO₂ dans les gisements d'hydrocarbures épuisés ou dans les aquifères¹⁰ profonds. Il reste à conduire des travaux pour abaisser les coûts, qui sont actuellement de l'ordre de 50 à 100 € par tonne de CO₂ évité, et pour assurer la sécurité et la pérennité à long terme du stockage. Différents projets de démonstration sont en cours ou prévus (gisements de Sleipner, Weyburn, In Salah...). Des programmes de R&D importants ont été également engagés, notamment au niveau européen. La capture et le stockage de CO₂ ne peuvent toutefois apporter qu'une réponse partielle au problème posé : en effet, cette solution n'est actuellement envisageable que dans les systèmes de grande taille, ce qui l'exclut des secteurs des transports et de l'habitat qui représentent une très large part des rejets, sauf si l'on passe par une utilisation à grande échelle d'hydrogène produit sans émission de CO₂, ce qui n'est pas envisageable à court terme.

10. Terrains perméables permettant l'écoulement de nappes souterraines et le captage de l'eau. (N.D.E.)

La contribution relative des différentes sources d'électricité à la production de gaz à effet de serre (GES)

Parmi les différents chiffres de la littérature, voici les résultats des études ACV (Analyse du cycle de vie, norme ISO 14040) menées par EDF, en gramme d'équivalent CO₂ par kilowatt-heure électrique :

Filière	Exploitation	Reste du cycle de vie	Total g/kWhe
Charbon 600 MWe	892	111	1 003
Fioul	839	149	988
Gaz (turbine combustion)	844	68	912
Diesel	726	159	895
Pompage hydraulique	127	5	132
Photovoltaïque	0	97	97
Hydraulique	0	5	5
Nucléaire	0	5	5
Éolien	0	3	3

Comme on le voit, il n'est pas tout à fait vrai que le nucléaire, l'hydraulique ou l'éolien ne produisent pas du tout de gaz à effet de serre, car la construction des centrales, des barrages ou des éoliennes demande du béton et de l'acier, dont la production dégage elle-même des GES. Mais leur contribution reste vraiment marginale...

Les énergies renouvelables

L'histoire de l'humanité est dominée par l'utilisation des énergies renouvelables puisque celles-ci ont commencé à être utilisées dès que l'homme a maîtrisé le feu, il y a environ 500 000 ans. Les ressources renouvelables sont immenses, la plus abondante, le rayonnement solaire, représente annuellement 7,2 10¹⁷ kWh par an, soit plus de 5 000 fois l'ensemble de la consommation mondiale d'énergie primaire. Mais elles sont généralement intermittentes et beaucoup requièrent un stockage pour répondre à la demande des sociétés modernes où le consommateur veut de l'énergie quand et où il en a besoin et non quand celle-ci est disponible. La biomasse et l'accumulation d'eau dans des retenues représentent un stockage qui améliore la disponibilité et la géothermie diffuse assez continuellement son flux de chaleur.

Comparativement aux ressources modernes, souvent très concentrées, les ressources renouvelables présentent souvent l'inconvénient d'une faible densité ; elles doivent donc plutôt être transformées là où la nature les délivre. Enfin, leur coût est encore, pour un grand nombre d'entre elles, trop élevé par rapport à d'autres sources d'énergie, et cela bien que la ressource soit gratuite. Cela est dû principalement aux surcoûts

d'investissement des systèmes de conversion, provoqués soit par la trop faible densité d'énergie, soit par un marché encore trop peu développé qui n'a pas encore permis d'atteindre l'asymptote du coût minimal. La limitation des ressources non renouvelables et leur impact sur l'environnement font que les énergies renouvelables connaissent un regain d'intérêt. Mais, à l'heure actuelle, l'hydraulique pour produire de l'électricité, et la biomasse pour fournir de la chaleur, dominent largement le marché des énergies renouvelables grâce à leur coût compétitif. Elles représentent, à elles seules, presque 20 % des ressources primaires exploitées.

Une volonté politique européenne a conduit à soutenir le mécanisme de limitation des émissions de gaz à effet de serre, dont le protocole de Kyoto est une première étape. Un des aspects de cette volonté est concrétisé par la directive européenne du 27 septembre 2001. Celle-ci précise que la production d'électricité à partir de sources renouvelables devrait passer de 13 % à 22 % en Europe en 2010, de 15 % à 21 % en France.

Le défi de l'énergie

À titre de legs, le ^{xx} siècle nous a lancé un double défi dans le domaine de l'énergie :

- Faire face aux besoins en énergie d'une population mondiale multipliée par dix entre 1750 et 2050, consommant dix fois plus par habitant ;
- maîtriser les pollutions locales, régionales et planétaires (climat).

Il nous a laissé les moyens de le relever, mais la mobilisation devra être totale...

Bien que l'augmentation des besoins et l'aggravation des risques proviennent des pays pauvres, les pays riches peuvent et doivent apporter leur contribution : maîtrise de l'énergie, transferts de technologie, réduction de leurs rejets de GES...

Les réponses à apporter ne sont pas forcément les mêmes dans tous les pays car **les priorités dépendent de l'état de développement, des ressources domestiques, des capacités financières et du contexte culturel**, mais le défi est à relever à l'échelle mondiale, les effets sur l'environnement étant planétaires.

Les voies à court et moyen terme sont les économies d'énergie, le remplacement du charbon par le gaz naturel, le développement des énergies renouvelables, et, *last but not least*, celui du nucléaire.

Le domaine de l'énergie est l'objet de grandes convoitises car le pays qui trouvera et développera les bonnes technologies en retirera un avantage compétitif énorme. Il est donc important que l'Europe soit dans la course à l'innovation au plus haut niveau international.

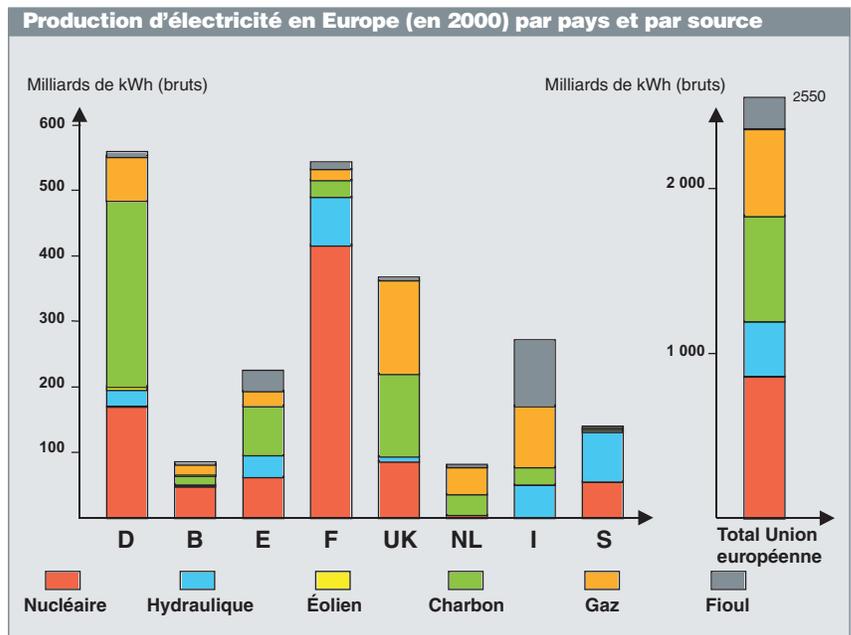


Fig. 37. Une illustration de la disparité des sources d'énergie électrique dans différents pays européens.

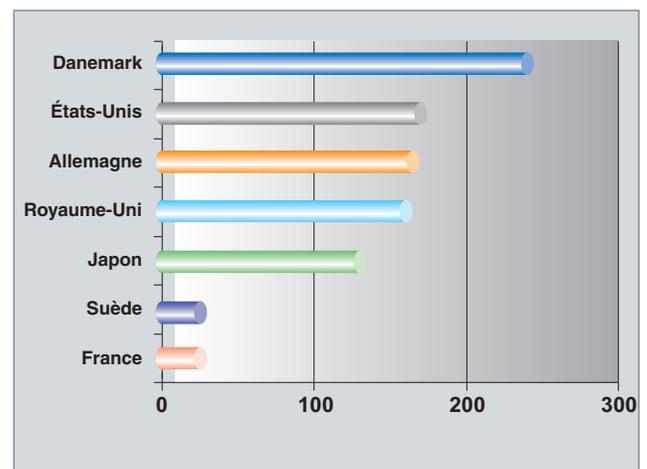


Fig. 38. Le choix des énergies : rejets de CO₂ par kWh dans le monde (gC/kWh).

L'économie du nucléaire

Le coût du kWh produit par des réacteurs nucléaires à eau de grande puissance a fait l'objet de nombreuses études, dont les plus complètes sont probablement celle du ministère de l'Industrie français, qui se fonde sur un programme très important et bien connu, et celle faite par le Pr. TARJANNE pour le gouvernement finlandais et qui a étayé sa décision récente de construire un nouveau réacteur.

L'étude de la DGEMP note que tous les coûts du nucléaire sont bien pris en compte, contrairement à ce qui se passe pour les autres énergies : notamment les assurances et les provisions pour la gestion des déchets et pour le démantèlement des installations. Ce **coût total** est évalué à environ 30 €/MWh, du même ordre de grandeur que le **coût interne** du kWh dans une centrale à gaz à cycle combiné.

L'étude finlandaise compare les coûts du kWh d'une centrale nucléaire de 1 250 MW et ceux de centrales à combustible fossile et d'éoliennes, avec des hypothèses classiques sur la durée de vie des centrales (quarante ans), et la disponibilité des installations (90 % pour les centrales thermiques,

2 200 h/an pour les éoliennes). L'étude finlandaise donne elle aussi l'avantage au nucléaire.

Entre 1974 et 1985, le nucléaire a bénéficié, notamment en France, d'une confortable marge de compétitivité. Puis, le contre-choc pétrolier a très rapidement ramené le prix des énergies fossiles au niveau qu'ils avaient avant 1974, et cette situation a duré jusqu'en 1998, modifiant profondément les perspectives. En outre, si les turbines à gaz, bénéficiant des retombées technologiques de l'industrie aéronautique, ont réalisé des progrès spectaculaires de rendement, de taille unitaire et donc de prix, le renforcement de la sûreté et l'alourdissement de la réglementation ont rendu plus cher l'investissement nucléaire.

Depuis 2003, la balance a de nouveau basculé en faveur du nucléaire, et cette tendance devrait durer et s'accroître avec la hausse inéluctable du prix des hydrocarbures, portée par la raréfaction progressive des ressources et une instabilité politique grandissante.

En fait, la comparaison, vue d'aujourd'hui, entre des coûts de construction et d'exploitation qui s'étaleront sur cinquante ans dépend fortement des hypothèses que l'on peut faire sur l'évolution du prix des énergies concurrentes, en particulier des hydrocarbures, sur toute cette période.

Ce qui est certain, c'est que les coûts du nucléaire sont stables et prévisibles. Le prix de la matière première uranium n'intervient que pour une très faible part dans le prix du kWh nucléaire, ce qui met ce dernier relativement à l'abri des fluctuations du cours des matières premières. En outre, 90 % des dépenses sont effectuées sur le territoire national, avec la localisation correspondante de l'emploi, et la balance des paiements en est fort heureusement affectée.

Aujourd'hui, les centrales nucléaires existantes, amorties en partie, constituent d'importantes sources de profits. En revanche, l'investissement initial nécessaire pour en construire de nouvelles est important et difficile à rassembler. Il sera probablement nécessaire de recourir à des structures de financement inédites pour financer de tels investissements lourds dans une économie largement dérégulée et privilégiant le court terme. Des preuves de faisabilité commencent à émerger : par exemple, un consortium de papetiers finlandais finance une partie du nouveau réacteur EPR récemment commandé dans ce pays. Ces montages financiers doivent tenir

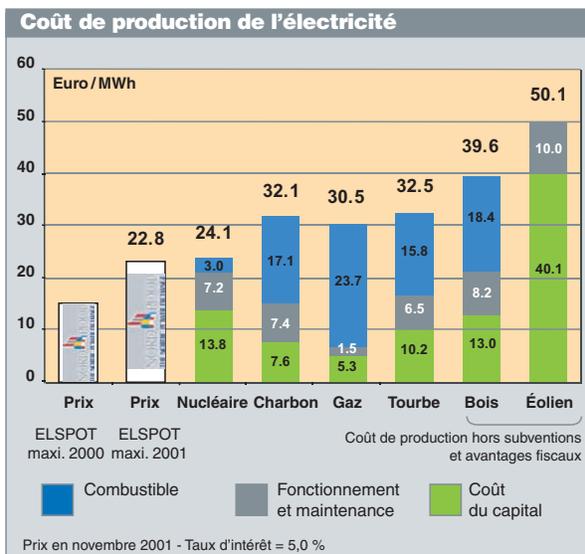


Fig. 39. Coût de l'électricité (€/MWh) pour différentes sources d'énergie primaire, comparé au prix ELSPOT, Bourse scandinave du kilowatt-heure. L'étude finlandaise de mars 2002 conclut que le nucléaire est la source d'énergie la plus économique, dès lors que les centrales fonctionnent plus de 6 000 heures par an. Seuls les coûts internes ont été pris en compte. Une éventuelle écotaxe sur le carbone améliorerait encore la compétitivité du nucléaire.

compte du fait que les lourds investissements de l'industrie nucléaire, combinés à un long temps de retour sur investissement, rendent la rentabilité du nucléaire particulièrement sensible au taux d'intérêt des emprunts nécessaires.

	Nucléaire	Cycle combiné à gaz	Éolien
Taux d'intérêt réel 5 %	24.1	30.5	50
Taux d'intérêt réel 8 %	30.1	32.2	60
Taux d'intérêt réel 5 % et taxe carbone 20 €/t	24.1	37.6	50

Fig. 40. Les résultats de l'étude finlandaise comparent le prix en € du mégawatt-heure électrique pour différents modes de production. Deux taux d'intérêt réels sont pris en considération : 5 et 8 %. La compétitivité du nucléaire est indiscutable pour les taux d'actualisation bas (5 %). Le nucléaire reste compétitif face au gaz jusqu'à un taux d'intérêt réel de 8 %, ce qui laisse une assez confortable marge.

Les filières de production d'énergie occasionnent, en fonctionnement normal, un impact sur notre environnement et sur notre santé, dont il faut tenir compte si l'on veut les comparer. Pour certaines activités, il s'agit de rejets, liquides ou gazeux; pour d'autres, c'est une nuisance sonore ou simplement la dégradation d'un site touristique. Elles impliquent également de possibles accidents, dont les conséquences doivent être prises en compte. L'étude « ExternE », menée en collaboration entre la Commission européenne et le Département de l'énergie des États-Unis, vise à identifier et même à quantifier coûts et bénéfices externes, c'est-à-dire les effets positifs ou négatifs des différentes filières énergétiques, non pris en compte dans le bilan économique direct. Il ressort de ces études, conduites dans un cadre européen, que les coûts externes de l'énergie nucléaire sont particulièrement bas.

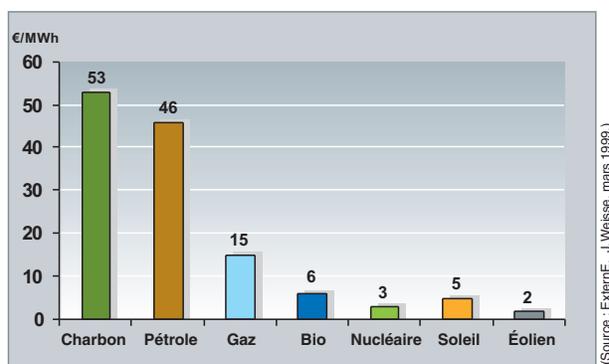


Fig. 41. Coûts sanitaires et environnementaux, dits « coûts externes » pour différentes sources d'énergie.

Nous n'entrerons pas ici dans le débat sur la valeur à attribuer au plutonium, qui peut être considéré comme un déchet ou comme une ressource précieuse, selon la politique de recyclage choisie. Les études récentes suggèrent que l'économie de matière fissile qu'autorise le recyclage du plutonium compense à peine les coûts associés au recyclage. Les éléments de choix ne sont d'ailleurs pas seulement économiques mais aussi et surtout politiques, puisque des considérations sur la radiotoxicité des déchets ultimes, l'éventuelle poursuite d'un programme nucléaire avec des réacteurs à neutrons rapides ou la prolifération des matières nucléaires influencent les choix stratégiques.

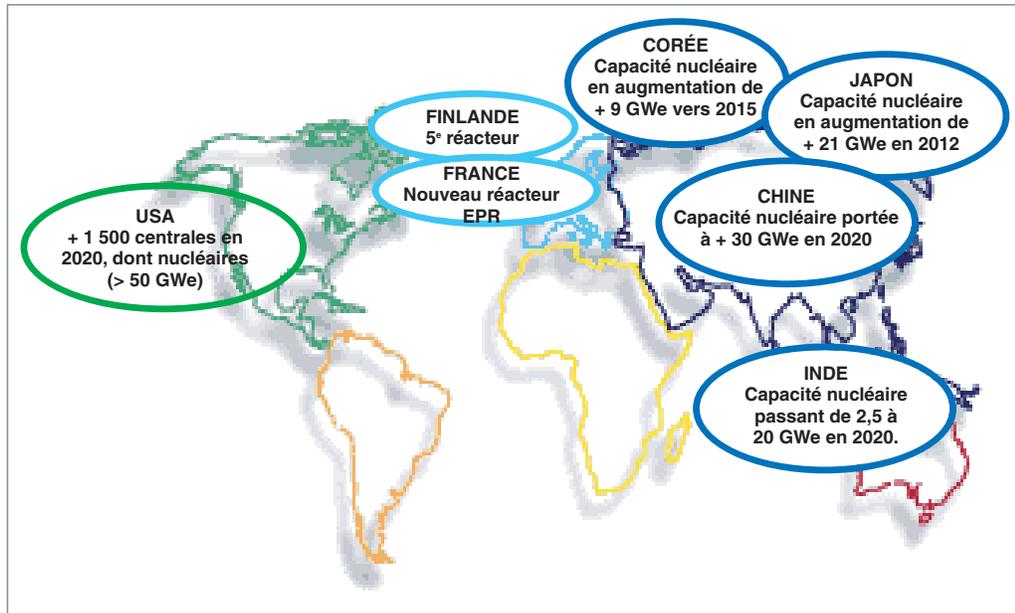


Fig. 43. On compte aujourd'hui 34 réacteurs nucléaires en construction dans le monde, et presque autant en projet.

La **Russie**, malgré ses difficultés économiques, cherche à participer à la réflexion mondiale sur le nucléaire et a pris plusieurs initiatives dans ce sens, en particulier le lancement d'une concertation mondiale, avec l'AIEA, sur le nucléaire du futur (exercice INPRO) et le vote d'une loi sur l'accueil des déchets nucléaires étrangers sur le sol russe permettant d'offrir des combustibles nucléaires en *leasing*.

Renouant avec une forte croissance économique, la Russie témoigne maintenant de la volonté de faire aboutir son programme civil de développement nucléaire avec l'achèvement, puis la mise en service commerciale, des centrales dont la construction avait été stoppée à l'issue de l'accident de Tchernobyl, en 1986. Le pays est enfin très actif dans son programme de développement de réacteurs à neutrons rapides.

États-Unis et Russie font, par ailleurs, des efforts spécifiques, dans le cadre du désarmement nucléaire, pour convertir et utiliser les matières fissiles d'origine militaire. Cela a suscité une réflexion commune, avec une forte implication de la France, sur le cycle de ces matières (y compris aux États-Unis) et sur les réacteurs les mieux adaptés pour atteindre cet objectif.

En Asie, la **Chine**, dont le PIB connaît des taux de croissance proches de 10% par an, ces dernières années, estime les besoins de nouvelles capacités électriques à environ 20 GWe par an au cours des vingt prochaines années, ce qui donne la dimension de l'enjeu que représente pour ce pays l'augmentation de ses capacités de production. La Chine s'est lancée, dans les années quatre-vingt, dans le cadre d'une relation privilégiée avec la France qui se poursuit actuellement, dans une politique d'équipement nucléaire avec la volonté de maîtriser

l'ensemble des technologies associées à la construction de réacteurs. Si, aujourd'hui, le nucléaire ne représente que 1,5 % de sa puissance installée avec 8 réacteurs en service commercial, la Chine prévoit de disposer, à l'horizon 2020, d'une capacité de l'ordre de 35 GWe d'origine nucléaire, soit l'équivalent de 20 à 30 nouveaux réacteurs. La part du nucléaire pourrait atteindre alors 4 à 5 % de la puissance installée, le thermique et l'hydraulique restant largement majoritaires. L'envolée récente des prix du pétrole et la prise de conscience de la dépendance énergétique vis-à-vis d'approvisionnements extérieurs laissent néanmoins ouverte la possibilité d'une accélération du développement du programme nucléaire chinois.

Le **Japon**, qui dispose de peu de ressources propres et se trouve d'un point de vue énergétique dans une situation semblable à celle de la France, a adopté une stratégie similaire à celle qui a été engagée par cette dernière dans les années soixante-dix-quatre-vingt. Il dispose déjà de 54 réacteurs qui produisent environ 45 GWe, soit 34 % de l'électricité nationale. Quatre réacteurs sont en construction et une dizaine de tranches supplémentaires en projet. Le prochain rapport de la *Japanese Atomic Energy Commission* réactualisera les prévisions de déploiement du parc électronucléaire à l'horizon 2030, qui faisaient état d'un besoin de l'ordre de 20 nouveaux réacteurs d'ici 2030. Le Japon, dont la population est, par ailleurs, en diminution, est néanmoins, aujourd'hui, en proie à des difficultés politiques et institutionnelles vis-à-vis du nucléaire : ce dernier peine à regagner la confiance du public après les nombreuses affaires qui ont émaillé la vie du secteur ces dernières années. Le pays pourrait donc revoir son ambitieux programme à la baisse...

En **Corée-du-Sud**, 19 réacteurs nucléaires représentent environ 38 % de la production électrique nationale. Ce pays construit actuellement 2 réacteurs nucléaires et prévoit d'augmenter ses capacités par la construction de 8 réacteurs supplémentaires dans les douze prochaines années. À plus long terme, la Corée, pauvre en ressources énergétiques, envisage de doubler sa capacité installée en 2000.

L'**Inde**, avec son milliard d'habitants et malgré sa faible consommation par tête (0,5 tep/hab/an), figure déjà parmi les plus gros consommateurs d'énergie et fait face à d'importants déficits énergétiques. Quatorze réacteurs nucléaires, de faible puissance et principalement de technologie **CANDU***, sont aujourd'hui en fonctionnement et le gouvernement indien souhaite accroître la capacité nucléaire du pays pour la faire passer d'environ 3 GWe aujourd'hui à 20 GWe d'ici 2020. Pour ce faire, l'Inde entend accroître sa capacité de production pour moitié à partir de réacteurs développés localement et, pour l'autre moitié, en se tournant vers des partenaires étrangers afin d'avoir accès à des réacteurs à **eau légère***. Il faut noter que le pays poursuit activement son programme de développement de la filière rapide et de la filière thorium, compte tenu de ses réserves nationales.

Le **Brésil** compte beaucoup sur son hydroélectricité mais a déjà mis en service deux REP, le premier commandé à Westinghouse et le deuxième à Siemens. Framatome-ANP attend la décision d'achever la construction du troisième réacteur commandé, à l'époque, à l'industriel allemand. Le ministre brésilien des Sciences et Technologies s'est par ailleurs déclaré partisan, début 2003, du développement par son pays de la recherche sur la technologie nucléaire.

L'**Afrique du Sud**, avec 2 réacteurs de puissance en opération, développe un réacteur à haute température de 100 MWe, de type « *Pebble Bed Modular Reactor* » (PBMR), en partenariat avec BNFL¹² (Grande-Bretagne) et un futur partenaire encore à définir. Ce concept de petit réacteur, fondé sur la technologie allemande à boulets et refroidi à l'hélium, vise essentiellement à un retour sur investissement plus rapide que celui des REP et présenterait également l'intérêt de pouvoir être accessible à des petits pays, compte tenu du moindre investissement de départ. Le consortium ESKOM a annoncé, en 2003, qu'il était désormais prêt à passer au développement et à la construction d'un réacteur de démonstration PBMR.

Et en Europe ?...

Chaque pays européen est souverain dans le choix de ses options énergétiques, ce qui conduit à un panorama d'options très contrasté pour le nucléaire. Certains pays ont beaucoup

de nucléaire (près de 80 % de la production électrique française est d'origine nucléaire) ; d'autres n'en ont pas du tout (Irlande, Autriche, Norvège, Danemark, Italie...).

L'**Italie** et l'**Autriche** se sont prononcées contre l'énergie nucléaire dès les années quatre-vingt ; la **Suède** a décidé dans les années quatre-vingt de sortir du nucléaire à l'horizon 2010 mais n'a pu, jusqu'à présent, arrêter qu'une seule centrale ; l'**Allemagne** a décidé de sortir du nucléaire en 2000 et la **Belgique** en 2001 ; le **Royaume-Uni** repousse la décision de renouveler ses réacteurs à plus tard... À l'inverse, la **Suisse** a refusé, en mai 2003, de sortir du nucléaire ; la **Finlande** a commandé un réacteur nucléaire EPR, le 18 décembre 2003. La **France** vient de décider de construire un démonstrateur EPR sur le site de Flamanville (Manche).

Cette absence de vision commune entre États de l'Union européenne crée un environnement politique globalement peu favorable au nucléaire, et pourtant cette énergie occupe aujourd'hui une place importante en Europe :

- Elle contribue pour 35 % à la production de l'électricité ;
- elle représente un secteur industriel important sur la scène internationale, tant pour l'offre de réacteurs (notamment ceux de 3^e génération tels que l'EPR et le SWR 1 000 d'AREVA), pour l'exploitation des centrales et pour le cycle du combustible ;
- les recherches sur la gestion des déchets radioactifs, notamment celles menées en France depuis 1991 sont parmi les plus avancées dans le monde et permettront de décider, à partir de 2006, une stratégie de gestion de tous les déchets produits par les centrales nucléaires ;
- les programmes communautaires européens de R&D consacrent également des ressources significatives à la fusion thermonucléaire.

L'Union européenne vient de passer, au 1^{er} mai 2004, de quinze à vingt-cinq membres : ce sont ainsi cinq pays nucléarisés sur dix qui rejoignent l'Europe avec 23 réacteurs en service commercial. L'intégration de ces pays représente un enjeu important, y compris dans le secteur de l'énergie nucléaire, en particulier en matière de sûreté et de gestion des déchets. Les perspectives de collaboration, notamment avec la République tchèque, la Slovénie et la Hongrie sont nombreuses.

Des signes de regain d'intérêt apparaissent :

- Le rapport de la Commission européenne tout d'abord, le « Livre vert », paru en 2001, conclut en termes naturellement très prudents à la nécessité de reconsidérer l'option nucléaire pour faire face aux problèmes d'approvisionnement énergétique et aux engagements de Kyoto ;

12. « *British Nuclear Fuels* ». (N.D.E.)

- la **Finlande**, au travers d'investisseurs privés, a confirmé son choix de construction d'un cinquième réacteur en passant commande, fin 2003, d'un réacteur EPR au groupe AREVA ;

- la **Suède**, après la fermeture de Barsebäck 1, le 30 novembre 1999, repousse *sine die* l'arrêt de ses tranches nucléaires car elles ne pourraient être remplacées que par une importation d'électricité danoise (au charbon) avec la conséquence, bien perçue par l'opinion publique, des pluies acides. Les sondages d'opinion sont aujourd'hui en faveur de la poursuite de l'activité nucléaire dans ce pays qui, il y a vingt ans, s'y était opposé par référendum ;

- la **Suisse** a consulté, en mai 2003, sa population par référendum sur des initiatives populaires devant conduire à sortir à terme du nucléaire : il en ressort assez nettement le refus de renoncer à cette énergie, alors même qu'en 1990 un moratoire interdisait la construction de toute nouvelle centrale de ce type ;

- l'**Allemagne** a passé un contrat politique bien dans la tradition de consensus social de ce pays pour, de fait, repousser les vrais choix à plus tard tout en sauvegardant l'essentiel, à savoir le fonctionnement des centrales existantes et donc l'approvisionnement sûr en électricité du pays ;

- la **Belgique** s'est orientée plus récemment dans une voie similaire, mais l'évolution de son paysage politique pourrait conduire à terme à une révision de sa position et à une éventuelle abrogation de la loi de sortie du nucléaire ;

- la **Grande-Bretagne** prend conscience qu'avec l'arrêt de ses réacteurs Magnox d'ici la fin de la décennie et l'épuisement des gisements de la mer du Nord d'ici vingt-cinq ans (le pays vient d'atteindre, en 2004, son pic de production pétrolière), l'approvisionnement en électricité sera, à un terme pas si lointain, dépendant entièrement des importations. Un réexamen de la politique énergétique est en cours et un Livre blanc est sorti en 2003. Ce dernier indique certes une volonté marquée de réduire significativement les rejets de CO₂ à l'horizon 2020 mais n'a pas défini clairement la position britannique vis-à-vis de l'option nucléaire.

Enfin, en **France**, le projet de loi d'orientation sur l'énergie confirme la contribution majeure de l'énergie nucléaire dans le futur mix énergétique national et l'intérêt de lancer un premier réacteur EPR pour garantir, l'heure venue, le renouvellement du parc actuel. EDF est entré, de son côté, dans le processus de lancement de l'EPR en choisissant le site de Flamanville (Manche) pour le réacteur tête de série.

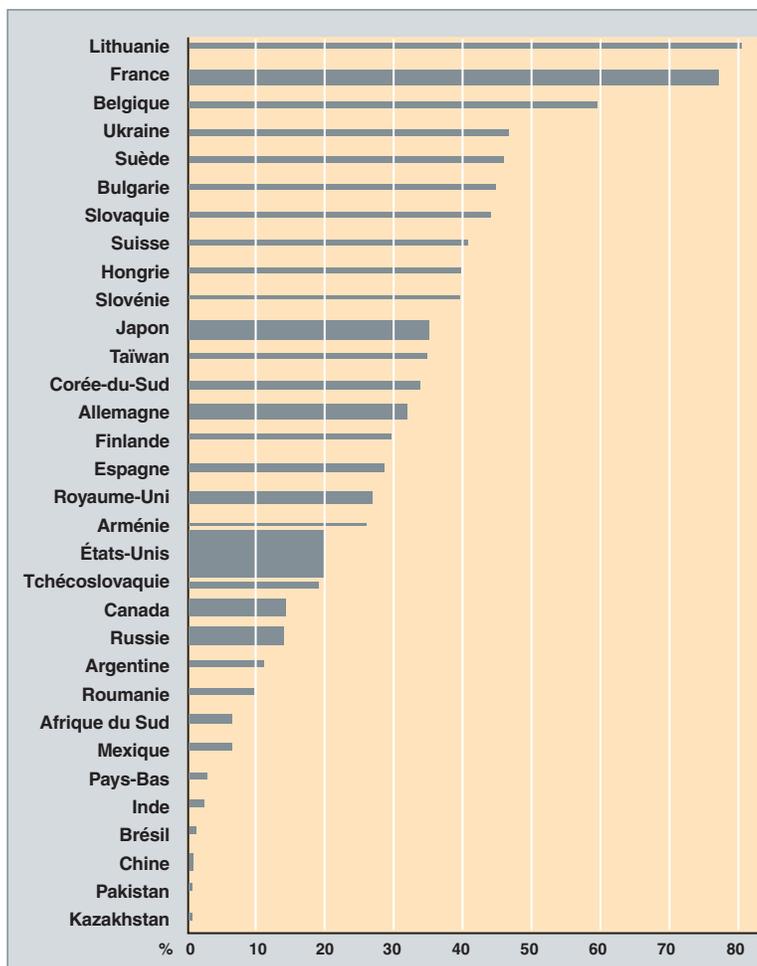


Fig. 44. La part du nucléaire, pays par pays, dans la production électrique mondiale (16%).

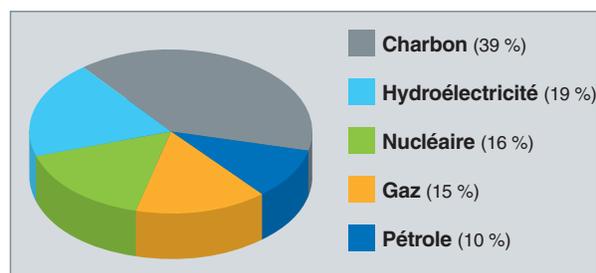


Fig. 45. La production mondiale d'électricité par source

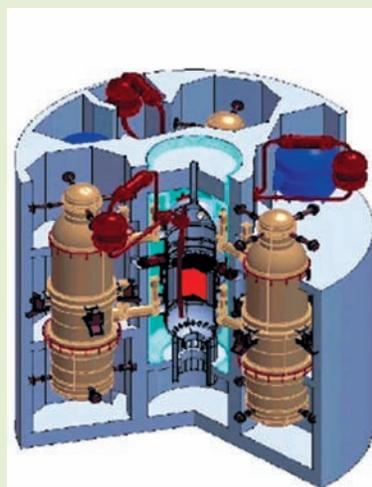
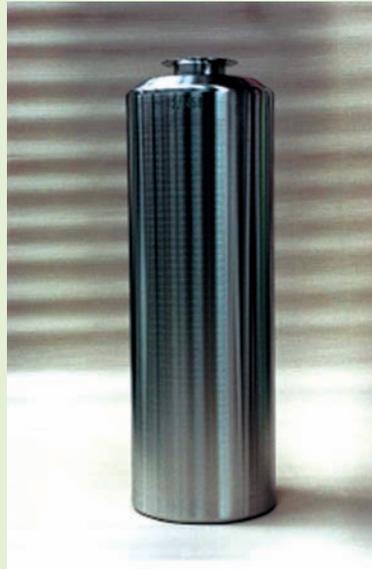
Dans ce contexte propice à une renaissance du nucléaire dans le monde, l'objectif est aujourd'hui de valoriser tout le potentiel européen dans le développement des systèmes nucléaires du futur, avec un juste retour des bénéfices à venir.

Cet objectif sous-tend des enjeux de différente nature auxquels se préparent les laboratoires de recherche et leurs partenaires industriels :

- **Enjeu de recherche** pour développer les technologies clés d'un nucléaire durable, ce qui suppose une volonté des acteurs politiques et industriels de continuer à investir dans la R&D pour le nucléaire du futur ;
- **enjeux industriels** pour valoriser jusqu'à la commercialisation l'expérience acquise dans des développements antérieurs de réacteurs prototypes ou de procédés avancés sur le cycle du combustible, dans le cadre des recherches sur la gestion des déchets radioactifs, mais également en s'inscrivant dans des consortiums internationaux appelés à commercialiser les filières du futur ;
- **enjeux de l'apprentissage** du développement au travers de la coopération internationale qui conduira à partager la R&D tout en recherchant des effets de démultiplication de l'effort national par des synergies et des opportunités de cofinancement de grands outils de recherche ou d'installations prototypes.



- Soutenir l'**industrie nucléaire actuelle** ;
- apporter des solutions efficaces et acceptables au problème de la **gestion des déchets** à haute activité et à vie longue, et mieux comprendre l'impact des activités ;
- concevoir et évaluer de **nouvelles générations** de systèmes nucléaires (réacteurs et cycles).



Le futur proche : les recherches pour soutenir le nucléaire existant

L'industrie nucléaire a atteint sa maturité. Cependant, il reste encore des marges de compétitivité à gagner :

- En améliorant la rentabilité du parc grâce à une utilisation plus efficace du combustible nucléaire ;
- en allongeant la durée de vie des réacteurs existants. Le parc de réacteurs mondial vieillit plutôt bien, et de nombreux électriciens dans le monde envisagent de faire fonctionner les réacteurs existants au-delà de la durée de vie pour laquelle ils ont été initialement conçus. Encore faut-il obtenir les autorisations et, pour cela, démontrer que le vieillissement des composants du réacteur est prévisible et maîtrisé ;
- en préparant le remplacement du parc de réacteurs REP actuel par des réacteurs évolutionnaires de troisième génération, dotés d'un rendement amélioré et d'un niveau de sûreté (encore) accru¹³.

Ces trois pistes d'amélioration pour le futur proche nécessitent de la R&D. Le CEA en prend une large part, en partenariat étroit avec les industriels français du nucléaire, AREVA et EDF.

Utiliser plus efficacement le combustible nucléaire

Les enjeux industriels

À l'époque du démarrage du programme de construction de centrales REP de production d'électricité d'origine nucléaire, dans les années soixante-dix, un des arguments mis en avant (outre l'indépendance énergétique) était lié au coût relativement faible du cycle du combustible. En effet, la part du cycle du combustible dans le coût du kWh (30 % en y incluant les volets « amont » et « aval » du cycle), n'avait pas porté d'effort particulier d'optimisation des performances du combustible.

Aujourd'hui, compte tenu des bilans économiques actualisés entre les différentes filières de production d'énergie, il existe des gains importants de productivité à réaliser grâce au combustible nucléaire et à son mode de gestion.

13. Pour les réacteurs de 3^e génération, voir *infra*, p. 53 et suiv. : « Préparer le remplacement des réacteurs actuels par des réacteurs de 3^e génération plus efficaces et plus sûrs ».

Il s'agit pour les électriciens d'augmenter l'efficacité globale de leur parc nucléaire pour être compétitif dans un marché ouvert :

- En augmentant le **taux de combustion*** des assemblages combustibles ;
- en allongeant les campagnes d'irradiation ;
- en diminuant le nombre d'assemblages à chaque recharge (flexibilité des recharges) ;
- en réduisant les contraintes de fonctionnement, notamment pendant les périodes transitoires imposées par le suivi de charge du réseau (ces transitoires mettent, en effet, le combustible à l'épreuve, et le développement d'un combustible capable de résister à de rapides changements de régime du réacteur est un enjeu important) ;
- en maîtrisant l'équilibre du cycle du combustible sur l'ensemble du parc, par une politique d'adéquation des flux de retraitement-recyclage.

Objectifs et défis de la R&D sur le combustible des REP

L'irradiation maximum (moyenne par assemblage) est aujourd'hui de 52 GWj/t pour les gestions les plus récentes alors que l'on était à 33 GWj/t dans les années 80. Cet accroissement important a été obtenu principalement grâce à :

- une meilleure connaissance (associée à la compréhension et à la modélisation) du comportement du combustible en irradiation apportée par la R&D et le retour d'expérience du combustible standard ou expérimental irradié en cœur REP, permettant un dimensionnement optimisé ;
- des progrès sur les combustibles eux-mêmes (matériau de gainage, pastille, importance de la microstructure de la céramique combustible...). Actuellement, le taux de combustion est limité par la tenue de la gaine (on retire le combustible du réacteur avant que la gaine ne casse, ou plutôt, avant qu'elle ne risque de casser en situation incidentelle). Avec l'objectif d'atteindre des taux de combustion dépassant 70 GWj/t dans la prochaine décennie, un certain nombre de développements et/ou de confirmations sont nécessaires. Ces développements portent sur de nombreux phénomènes

souvent couplés (corrosion du gainage, pression interne, comportement mécanique de l'assemblage et des crayons en situation incidentelle et accidentelle...).

Le CEA, en collaboration très étroite avec ses partenaires industriels, a mis en place des programmes de R&D sur le combustible, en s'appuyant à la fois sur ses moyens expérimentaux et sur sa capacité d'expertise.

Les programmes de R&D sur le combustible

Répondre aux besoins industriels

À court et moyen terme, les besoins en R&D exprimés par les industriels nécessitent la poursuite, voire l'accroissement des efforts de R&D dans les domaines suivants :

- Le comportement et la fiabilité des structures mécaniques des assemblages combustibles pour des taux de combustion élevés. Les progrès visés consistent en une réduction de l'usure mécanique des crayons grâce à une meilleure maîtrise de leur comportement vibratoire dans le cœur du réacteur. Ils passent notamment par des essais réalisés en situation représentative (conditions de température, pression, chimie et géométrie des cœurs de réacteurs...). Ces essais, conduits sur l'installation Hermès du CEA/Cadarache

(Bouches-du-Rhône) servent à valider la modélisation et la simulation du comportement des assemblages, et à démontrer que les principaux phénomènes en jeu sont compris et maîtrisés ;

- l'augmentation de la compétitivité du combustible MOX par l'accroissement de son taux de combustion. Dans ce but, on cherche à réaliser une céramique capable de retenir efficacement les gaz de fission. Il a été démontré récemment que l'utilisation d'additifs introduits dans la poudre d'oxydes avant le frittage permet d'améliorer l'homogénéité et d'accroître significativement la taille des grains de la céramique, deux conditions importantes pour minimiser son relâchement gazeux sous irradiation. Les expériences d'irradiation actuellement en cours sur ces nouvelles céramiques permettront de quantifier le gain obtenu en taux de combustion. Les expériences consistent essentiellement en des irradiations instrumentées (par exemple, dans le réacteur Osiris à Saclay), suivies ou non de recuits thermiques associés à des mesures du relâchement des gaz de fission (en laboratoires de haute activité, par exemple au LECA/STAR à Cadarache). Les examens postexpérimentaux utilisent des outils classiques : microscopie électronique, microsonde, spectrométrie de masse d'ions secondaires, avec cela de particulier que les appareillages correspondants sont adaptés à l'examen d'objets fortement radioactifs ;

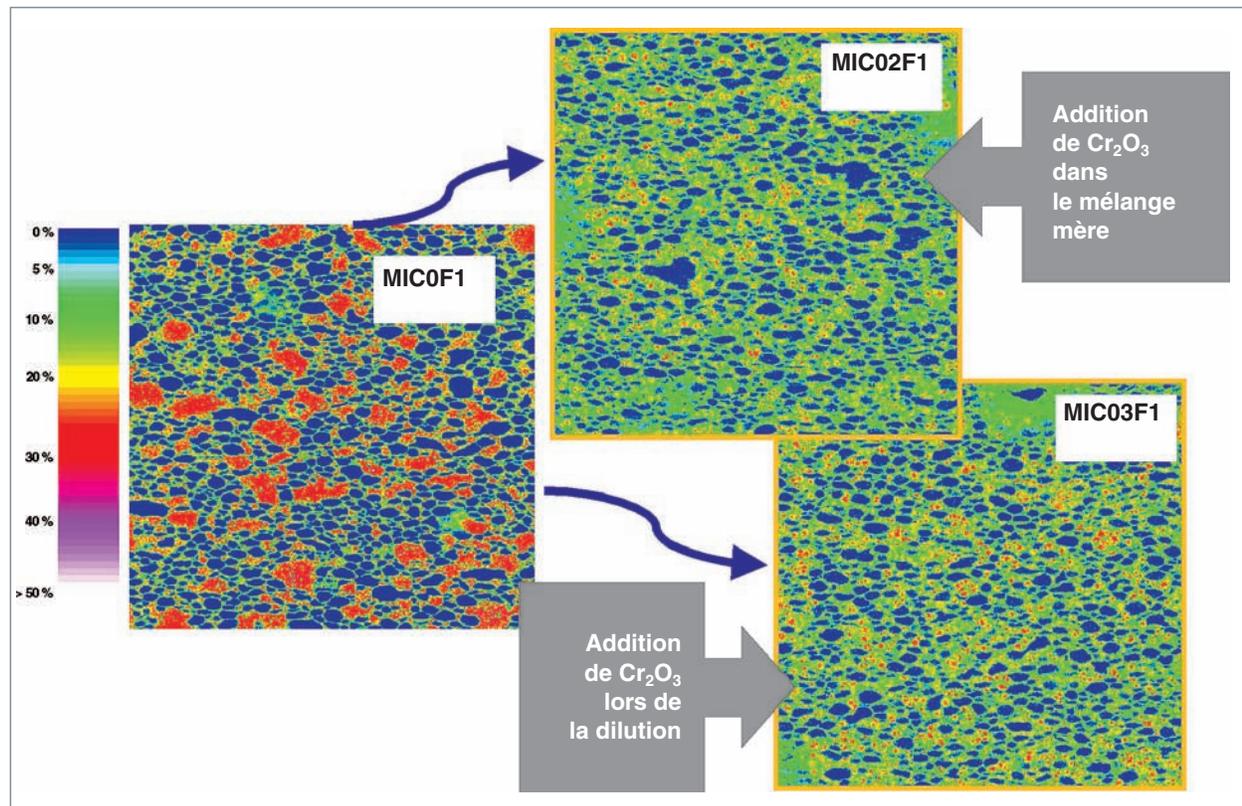


Fig. 46. Analyse microstructurale de céramiques combustibles MOX avancées. Comparaison de la teneur locale en plutonium dans des pastilles de MOX frittées respectivement sans et avec additif au chrome. Les secondes sont beaucoup plus homogènes.

- le gainage. Même avec les matériaux actuels ou en cours de déploiement (comme l'alliage zirconium-niobium M5), le comportement des gaines dans les domaines plus sollicitants (oxydation à haute température avec vapeur, hydratation, fragilisation...) doivent être explorés plus avant, notamment pour les démonstrations de sûreté des nouveaux modes de gestion du combustible ;
- à l'horizon 2010, la qualification d'un combustible beaucoup moins sensible à l'interaction pastille-gaine. Celle-ci apparaît comme un objectif majeur du projet EPR, notamment dans le but d'améliorer les performances du réacteur, de simplifier sa conception et de minimiser les contraintes liées au suivi de charge du réseau électrique.

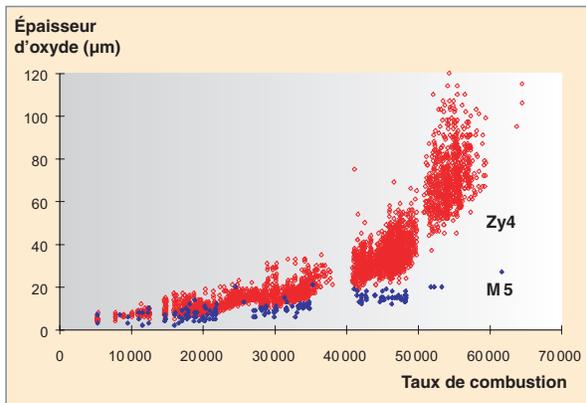


Fig. 47. Exemple de progrès en cours sur la gaine de combustible : les alliages de zirconium utilisés pour la gaine subissent en présence d'eau une corrosion qui tend à s'emballer à mesure que la couche d'oxyde croît, ce qui limite à la fois le temps de séjour du combustible en réacteur et la température du combustible et du fluide caloporteur. Des progrès récents dans la composition des alliages de gaine permettent de réduire considérablement la corrosion et de repousser ces limitations.

Pour mener à bien ces études, le CEA dispose de moyens « lourds » : les laboratoires du LECA et du LEFCA permettent la fabrication d'éléments combustibles expérimentaux ; le réacteur Osiris (Saclay) en permet l'irradiation ; les cellules chaudes du PELECI (Saclay), LECA (Cadarache) et **ATA-LANTE*** (Marcoule) permettent l'analyse de ces éléments irradiés.

Certains de ces moyens lourds sont récents, d'autres sont vieillissants. C'est le cas du réacteur Osiris, qui devrait être remplacé, à l'horizon 2014, par un réacteur de recherche puissant et polyvalent destiné à couvrir l'essentiel des besoins expérimentaux d'irradiation européens : le **réacteur Jules Horowitz***.

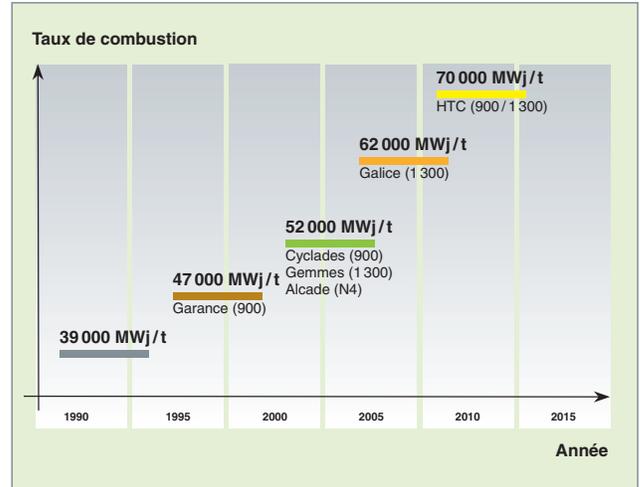


Fig. 48. L'évolution de la gestion du cœur implique des recherches sur le comportement du combustible à fort taux de combustion. Les progrès réalisés sur la tenue de la gaine permettent d'envisager des taux de combustion beaucoup plus élevés et une meilleure utilisation du combustible. Grâce à ce genre de progrès et à cette politique de « petits pas », le taux de combustion du combustible nucléaire est passé de 39 GWj/t à 52 GWj/t en dix ans, et ce n'est pas fini : on vise 70 GWj/t en 2010...



Fig. 49 et 50. Le réacteur Osiris. Les expériences sur le combustible consistent surtout en des irradiations dans des réacteurs expérimentaux comme Osiris. Ce sont des expériences longues, destinées à valider la modélisation et à donner confiance aux chercheurs dans leurs capacités prédictives. Elles servent aussi à qualifier les combustibles avancés, avant leur utilisation à l'échelle industrielle.

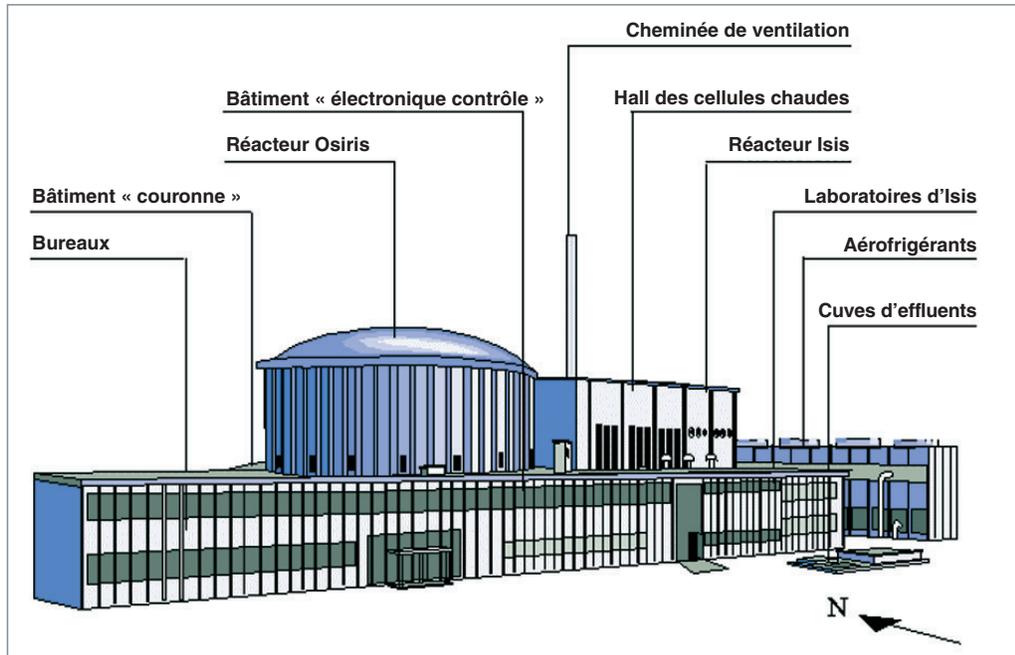


Fig. 50.

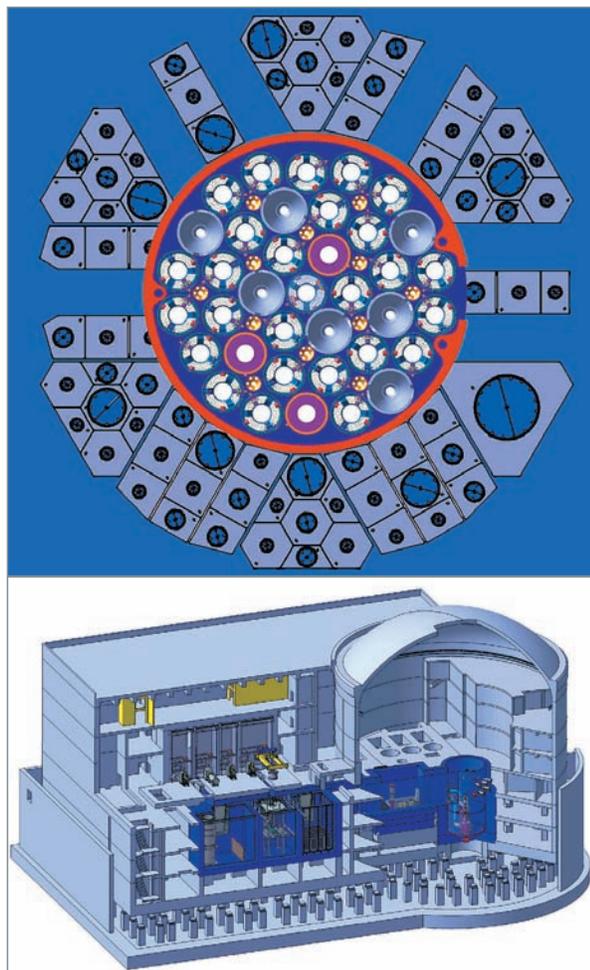


Fig. 51 et 52. Le futur réacteur de recherche Jules Horowitz devrait diverger à Cadarache (Bouches-du Rhône) vers 2014.

Un autre objectif pour le CEA est de faire évoluer les méthodes de R&D, notamment dans les secteurs où l'expérimentation lourde est largement utilisée. Il s'agit soit de tirer le meilleur parti de l'expérimentation intégrale, soit d'y substituer, quand cela est possible, une expérimentation plus analytique fondée sur une approche réellement cognitive des phénomènes et des grandeurs qui les régissent. Cela doit se faire en complémentarité avec le **développement de la modélisation**.

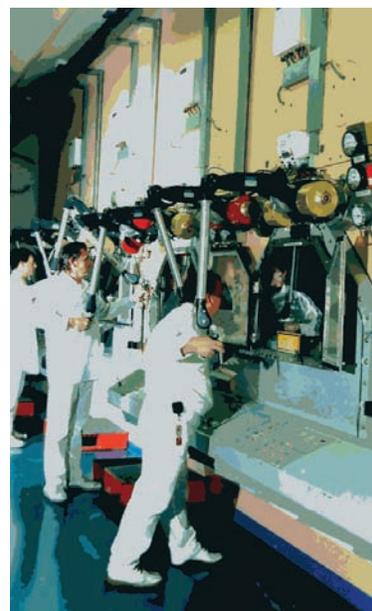


Fig. 53. L'installation Atalante, à Marcoule (Gard).

Le développement de la modélisation et de la simulation

Le CEA dispose d'outils de modélisation et poursuit le développement de codes de calcul améliorant toujours plus la finesse de prédiction des comportements des réacteurs ou de leurs composants. Outre le code de **thermohydraulique*** Cathare, il faut mentionner les futures plateformes EDF / CEA Descartes (**neutronique***), Neptune (thermohydraulique) et Pléiades (combustible).

L'effort de modélisation des combustibles consiste à étendre le domaine de validité des modèles de comportement du combustible et à assurer leur qualification par une expérimentation spécifique souvent plus précise. Ce domaine recouvre notamment la modélisation du comportement thermomécanique du crayon, du relâchement des gaz de fission au niveau de la microstructure, de l'interaction pastille-gaine et du grandissement sous flux. L'ensemble de ces modèles est introduit dans le logiciel Pléiades codéveloppé par le CEA et ses partenaires industriels.

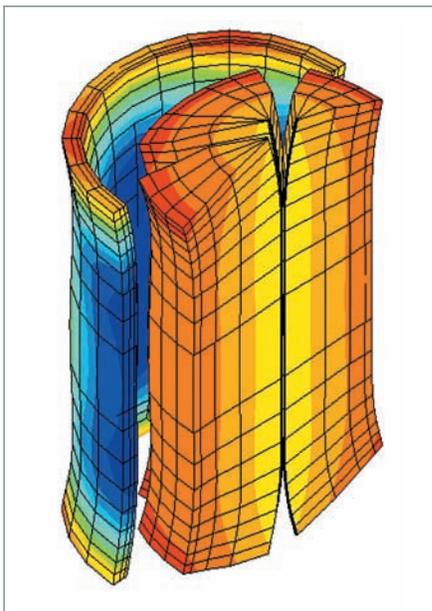


Fig. 54. Modélisation de l'interaction pastille-gaine. Sous irradiation, la pastille de céramique combustible tend à gonfler, en raison des désordres du réseau cristallin causés par l'irradiation et des atomes interstitiels produits par les réactions nucléaires (en particulier, les gaz de fission). Ce gonflement, combiné avec les pressions à l'intérieur et à l'extérieur de la gaine en alliage de zirconium, met cette dernière sous contrainte. Il importe de bien modéliser ces contraintes et leur évolution dans le temps, afin de maîtriser le risque de rupture de la gaine et de relâchement de radioactivité dans le circuit primaire du réacteur.

Allonger la durée de vie des réacteurs existants

Prévues initialement pour durer une quarantaine d'années, les centrales nucléaires vieillissent plutôt bien, comme en témoigne le retour d'expérience sur le parc mondial. Or, les centrales nucléaires voient leur rentabilité augmenter considérablement une fois l'investissement initial amorti. L'allongement de la durée de vie des réacteurs est donc un enjeu majeur pour les électriciens. C'est pourquoi de nombreux exploitants nucléaires dans le monde demandent actuellement à l'autorité de sûreté de leur pays l'autorisation de prolonger la durée de vie de leurs installations. Le parc de réacteurs français est plus jeune que la moyenne mondiale, mais EDF souhaite également prolonger la durée de vie de ses réacteurs. Encore faut-il démontrer que la sûreté du système est préservée...

Le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires demande une très bonne connaissance et une grande maîtrise des mécanismes de vieillissement de tous leurs composants. Il faut aussi disposer de moyens de diagnostic et de contrôle fiables. Le CEA conduit des recherches dans ces deux domaines.

Les mécanismes de vieillissement des composants d'un réacteur nucléaire sont très divers. Certains, comme la fatigue des matériaux, la corrosion sous contrainte, la corrosion-érosion, et l'usure par frottement sont tout à fait classiques et se retrouvent dans de nombreux autres installations ou objets industriels. D'autres mécanismes sont plus spécifiques du nucléaire, en particulier la fragilisation et le gonflement des aciers sous irradiation et la corrosion sous rayonnement. Ces différents mécanismes n'agissent pas isolément : c'est leur action conjointe, « synergique », qui contribue à accélérer le vieillissement des composants d'une centrale nucléaire, et qu'il s'agit de maîtriser.

Le vieillissement des composants de la centrale

La **cuve*** du circuit primaire des réacteurs à eau est un des éléments supposés non remplaçables. Elle constitue une partie de la seconde barrière de confinement : à ce titre, elle est un élément dont la tenue mécanique est requise de manière impérative en conditions accidentelles. Aussi fait-elle l'objet d'un programme spécifique de surveillance et d'évaluation de durée de vie. Ainsi, à chaque visite décennale, EDF présente à l'autorité de sûreté un dossier de tenue en service des cuves justifiant leur aptitude à remplir cette fonction de sûreté pour les dix ans à venir.

Le phénomène majeur de vieillissement des cuves est naturellement lié aux dommages d'**irradiation*** : les principaux facteurs influents sont le degré d'irradiation de la cuve et les chargements subis au cours des transitoires de puissance.

L'exploitant minimise l'irradiation de la cuve en utilisant des plans de chargement du combustible optimisés du point de vue de la neutronique. La connaissance de l'état du matériau de cuve, notamment sur sa face interne, est primordiale car les défauts existants peuvent, selon leur taille, favoriser la propagation de fissures. Expérimentalement, l'irradiation de la cuve est suivie grâce à des mesures de dose avec des éprouvettes d'irradiation. En outre, la santé de la cuve est contrôlée par ultrasons, ce qui permet de détecter et d'évaluer la taille

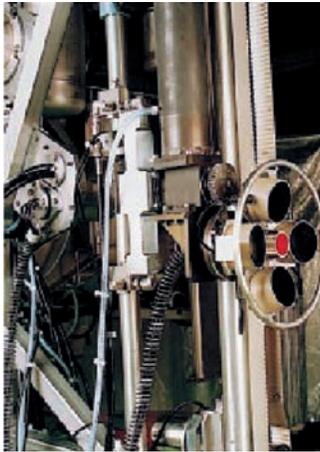


Fig. 55. Machine d'inspection des défauts des cuves.

des défauts liés à la fissuration à froid et ceux résultant des décohésions intergranulaires dues au réchauffage.

Un large programme de R&D auquel participe très activement le CEA suit les études sur la durée de vie de la cuve. Il couvre les principaux facteurs influant sur l'évaluation de la tenue de la cuve et sa durée de vie.

Le principal programme de R&D porte sur les **critères physiques justifiant la tenue des cuves**.

Outre l'évaluation de la **fluence*** atteinte par la cuve, le programme comporte notamment :

- Des irradiations d'échantillons d'aciers de cuve en réacteur expérimental (Osiris) ;
- le développement de méthodes pour la détermination des propriétés mécaniques ;
- le développement de méthodes avancées en mécanique de la rupture (méthodes probabilistes), visant à mieux évaluer les marges de résistance disponibles.

Le suivi de l'**état du matériau** de cuve par les méthodes de contrôle non destructif fait l'objet d'actions de R&D, en particulier autour de l'amélioration et de la qualification des procédés ultrasoniques mis en œuvre.

Le retour d'exploitation des réacteurs montre quelques phénomènes de vieillissement qu'il faut prendre en compte afin de pouvoir assurer la durée de vie de l'**enceinte de confinement**. Celle-ci constitue la dernière barrière pour la rétention des matières radioactives en cas d'accident grave. Pour justifier d'une augmentation de la durée de vie de l'enceinte, il est nécessaire de démontrer qu'elle pourrait jouer encore son rôle en situation accidentelle. Les différents phénomènes de vieillissement observés ou envisagés sont la corrosion de la peau métallique interne et la dégradation du béton de l'en-

ceinte, par fissuration ou corrosion des armatures. Le CEA contribue, par ses programmes de R&D, à l'amélioration des connaissances sur ces questions.

Le vieillissement des composants remplaçables

Le CEA ne conduit pas de programme spécifique sur le vieillissement des différents composants remplaçables des réacteurs : ce dernier est dû à des phénomènes communs, qui font l'objet d'une R&D générique. Toutefois, compte tenu de leur importance, certains composants font l'objet d'une attention particulière. C'est le cas des **tubes générateurs de vapeur**, dont la rupture peut avoir des conséquences sérieuses. Les programmes de R&D réalisés au CEA portent sur les méthodes de contrôle non destructif applicables à ces tubes et sur les deux mécanismes principaux de vieillissement identifiés : la corrosion sous contrainte et l'usure par frottement, du fait des vibrations induites par l'écoulement.

Les **internes de cuve** font également l'objet d'une attention particulière, avec l'étude du durcissement des aciers sous irradiation, et de la corrosion sous contrainte accélérée par irradiation. Les programmes de R&D sur le sujet se traduisent, en particulier, par des irradiations de matériaux d'internes dans des réacteurs à neutrons rapides.

L'usure des **grappes de commande**, guides de grappes et mécanismes de commande, a été constatée sur le parc et est également surveillée de près. Le mécanisme identifié est la **tribo-corrosion**¹⁴, qui associe usure et cycle de passivation-dépassivation des surfaces métalliques par la création et la disparition d'un film oxyde. Ce programme associant la physico-chimie et la mécanique doit conduire à la compréhension de ces phénomènes, leur modélisation et la production de règles pour l'évaluation du vieillissement et la politique de remplacement des grappes de commande.

Enfin, il importe de préciser que les méthodes de calcul en mécanique du solide, notamment dans le domaine de la mécanique de la rupture, ont fait de tels progrès avec la révolution informatique et numérique (analyse par éléments finis) qu'on est mieux armé aujourd'hui pour prédire le comportement détaillé de l'installation sans devoir recourir à des hypothèses trop simplificatrices. Si, à l'heure actuelle, on est capable de prévoir une plus longue durée de vie des composants, c'est en grande partie aux techniques modernes d'analyse numérique qu'on le doit.

14. Corrosion par frottement (tribo- du grec *tribein* : froter). [N.D.E.]

Préparer le remplacement des réacteurs actuels par des réacteurs de 3^e génération plus efficaces et plus sûrs

Rappelons d'abord brièvement les différentes générations de réacteurs depuis les années cinquante :

La première génération de réacteurs

Celle-ci a été fortement influencée par les contraintes du cycle du combustible, notamment à l'époque des années cinquante-soixante, en l'absence de technologie industrielle d'enrichissement de l'uranium, mais aussi avec la volonté de certaines nations de se doter d'un outil de dissuasion nucléaire nécessitant la production de matière fissiles. Dans ce contexte, les réacteurs devaient pouvoir fonctionner à l'uranium naturel (non enrichi) nécessitant l'utilisation de modérateur tels que le graphite ou l'**eau lourde***. C'est ainsi que la filière, dite « Uranium Naturel Graphite Gaz » (UNGG), a été développée en France. Trois réacteurs, à vocation de production de plutonium (G1, G2 et G3) ont été réalisés dans un premier temps, puis six autres à vocation électrogène (Saint-Laurent¹⁵, Bugey¹⁶ et Chinon¹⁷). Le CEA a été très fortement impliqué dans le développement de cette filière, en tant que bailleur de procédé. Les réacteurs de type Magnox, en Grande-Bretagne, appartiennent à la même génération. Ces réacteurs présentaient des caractéristiques intéressantes (rendement thermodynamique, utilisation optimisée de l'uranium dans le cœur du réacteur...), mais aussi des limites liées à leur technologie, dans la perspective d'un développement à plus grande échelle : coût d'investissement plus important, difficulté d'amélioration de la sûreté et d'extrapolation à une plus grande puissance, ce qui a pénalisé leurs performances économiques par rapport aux réacteurs à eau légère.

Dans cette première phase s'intensifiaient les préoccupations relatives au **cycle du combustible**, tant sous l'aspect de l'utilisation rationnelle et durable des ressources naturelles (recyclage des matières énergétiques, notamment du plutonium) que sous celui de la gestion des déchets. Cela a conduit à développer les procédés et les installations de l'aval du cycle du combustible : traitement des combustibles usés, recyclage du plutonium. La France a ainsi adopté, dès le début, le cycle du combustible fondé sur le traitement-recyclage permettant,

d'une part, une meilleure utilisation des ressources, en recyclant le plutonium dans les réacteurs, et, d'autre part, une réduction de la quantité et de la nocivité à long terme des déchets ultimes, conditionnés de façon à assurer un confinement sûr et durable des radionucléides. La première usine de retraitement UP1 à Marcoule (Gard), pour le retraitement des combustibles UNGG, a été mise en service en 1958, suivie par l'usine UP2 de La Hague en 1966, elle-même dotée, en 1976, d'un nouvel atelier (HAO) pour le traitement des combustibles des réacteurs à eau pressurisée. Elles sont désormais remplacées par les deux usines UP3 (1989) et UP2-800 (1994) de La Hague. Les installations de fabrication de combustible MOX ont également été développées et mises en service : CFC à Cadarache (1968-2003), Dessel en Belgique (combustibles MOX produits à partir de 1986) et Melox à Marcoule (1995).

La deuxième génération de réacteurs

Il s'agit de celle à laquelle appartiennent la majorité du parc mondial aujourd'hui en exploitation. Elle est née dans un contexte particulier, alors qu'il fallait, d'une part, rendre l'énergie nucléaire plus compétitive, et, d'autre part, diminuer absolument le taux de dépendance énergétique de certains pays, au moment même où des tensions importantes sur le marché des énergies fossiles apparaissaient. La production de matières fissiles à des fins de défense n'était plus prioritaire ; la technologie d'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse était au point avec un déploiement industriel à grande échelle possible (usine Eurodif, en France). Cette période fut celle du déploiement des réacteurs à eau, réacteurs à eau pressurisée REP et réacteurs à eau bouillante REB, qui constituent aujourd'hui plus de 85 % du parc électronucléaire mondial. Le retour d'expérience industriel de ces dernières décennies a permis de démontrer les performances aussi bien économiques qu'environnementales de la production d'énergie nucléaire, avec un coût du kWh nucléaire très compétitif par rapport à celui des énergies fossiles et une réduction continue des rejets à un niveau très en deçà des limites autorisées. Le fonctionnement cumulé de plus de 10 000 années-réacteur au niveau mondial prouve la maturité industrielle de cette technologie.

15. Commune de Saint-Laurent-Nouan (Loir-et-Cher). Centrale nucléaire sur la Loire. (N.D.E.)

16. Commune de Saint-Vulbas (Ain). [N.D.E.]

17. Indre-et-Loire. (N.D.E.)

La troisième génération

C'est la génération qui représente l'état de l'art industriel constructible le plus avancé. Il s'agit de réacteurs dits « évolutionnaires » : ils bénéficient du retour d'expérience et de la maturité industrielle des réacteurs à eau de la deuxième génération, tout en intégrant les spécifications les plus avancées en matière de sûreté, sachant que la seconde génération témoigne déjà dans les faits d'un très haut niveau de sûreté.

Les réacteurs de troisième génération font l'objet d'une large offre à l'international. Ces réacteurs se construisent déjà, notamment en Asie, mais aussi en Finlande et bientôt en France.

Les différents types de réacteur de troisième génération...

- **Réacteurs avancés à eau pressurisée**
AP 600, AP 1000, APR1400, APWR+, EPR
- **Réacteurs avancés à eau bouillante**
ABWR II, ESBWR, HC-BWR, SWR-1000
- **Réacteur avancé à eau lourde**
ACR-700 (Advanced CANDU Reactor 700)
- **Réacteurs intégrés de petites et moyennes puissances**
CAREM, IMR, IRIS, SMART
- **Réacteurs modulaires, haute température, à gaz**
GT-MHR, PBMR

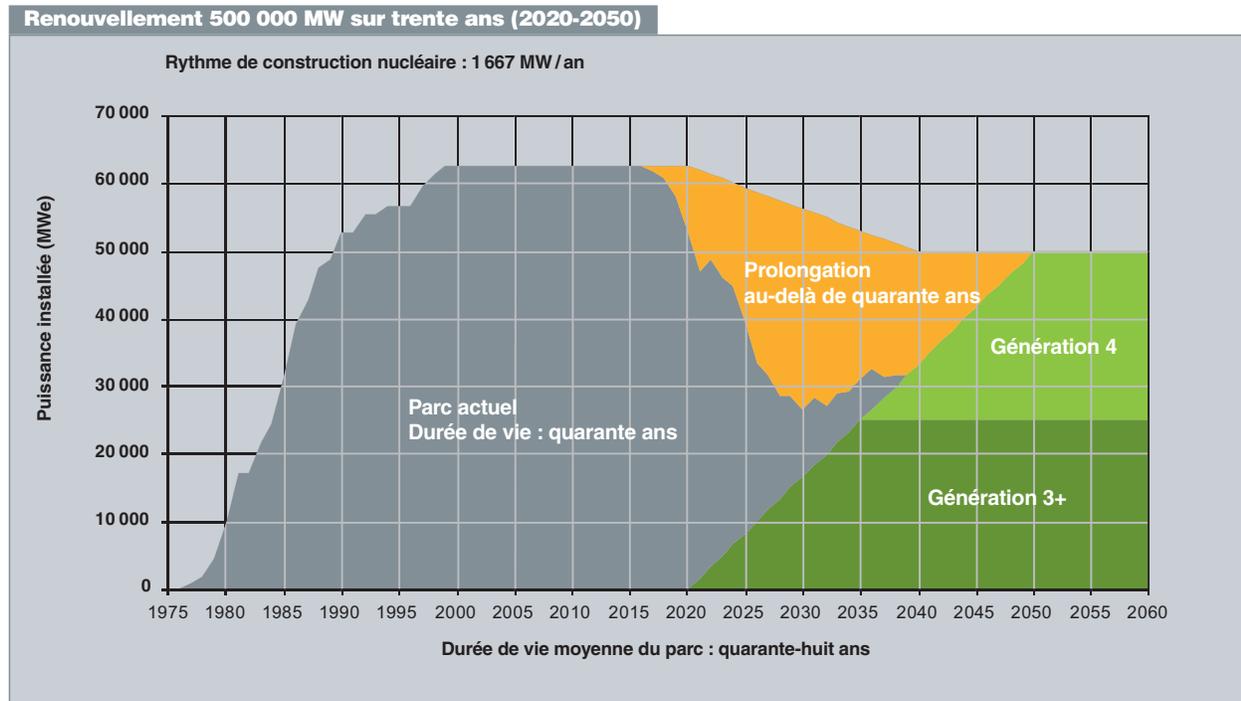


Fig. 56. Le calendrier de renouvellement du parc de réacteurs nucléaires français, tel qu'il est actuellement envisagé par EDF. L'exploitant souhaitera sans doute étendre la durée de vie des réacteurs existants aussi loin que raisonnablement et réglementairement possible. Il est envisagé de commencer le remplacement d'une partie du parc « en biseau » dès 2020 pour lisser l'effort financier, d'abord avec des réacteurs de troisième génération, puis de quatrième génération. La France est largement équipée en nucléaire et son parc de réacteurs est relativement jeune. Pourtant, la construction d'un EPR de démonstration vient d'être décidée. Alors, pourquoi un EPR maintenant ?... Le développement d'une nouvelle filière est une opération de longue haleine : pour introduire des réacteurs de troisième génération en 2020, il faut commander un prototype d'EPR maintenant.

Le calendrier envisagé pour le déploiement d'EPR en France est le suivant :

- 2003-2006** Processus d'autorisation réglementaire et préparation de la réalisation
- 2005** Décision d'un démonstrateur EPR
- 2007-2011** Construction et mise en service du démonstrateur EPR
- 2012-2014** Acquisition du retour d'expérience d'exploitation (minimum 3 ans)
- 2015** Décision de construction d'une série d'EPR (nombre et rythme à définir)
- 2020** Mise en service du premier réacteur de la série
- 2021...** Mise en service des réacteurs suivants

Le CEA est associé aux études du prototype **EPR***, réacteur à eau pressurisée qui représente le fruit d'environ dix ans de collaboration entre Framatome et Siemens. Les deux industriels ont conçu un réacteur qui reprend le meilleur des technologies des réacteurs N4 français et des KONVOI allemands.

Les enjeux industriels

L'EPR répond à deux objectifs majeurs :

- Accroître la compétitivité de l'énergie nucléaire par rapport aux énergies fossiles ;
- renforcer encore la sûreté du réacteur.

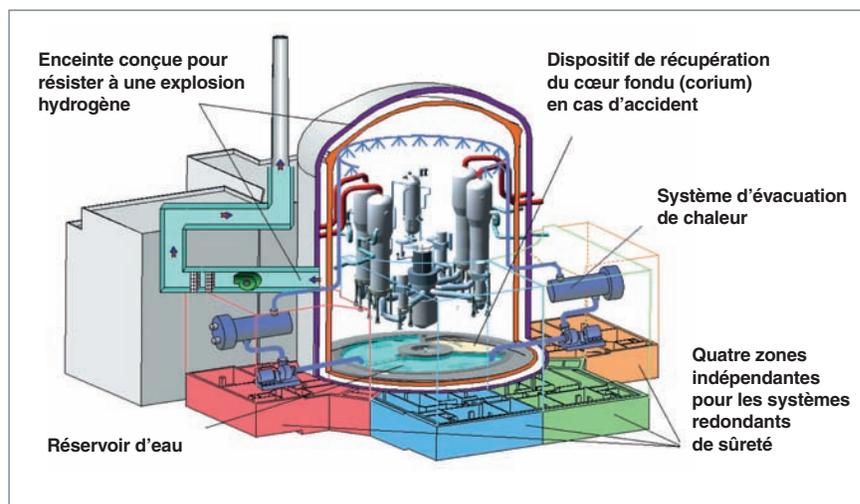


Fig. 57. Le projet EPR : un réacteur à eau pressurisée conçu d'après un large retour d'expérience des REP de deuxième génération, avec des exigences de sûreté accrues.

Principales caractéristiques de l'EPR

Les caractéristiques de l'EPR, édictées par le souci omniprésent d'amélioration des performances et d'économie, peuvent se résumer de la façon suivante :

- Une puissance électrique nette d'environ 1 600 MWe (à comparer aux 1 450 MWe du N4), bien adaptée pour les régions où les réseaux électriques sont importants et bien maillés, et procurant une économie d'échelle ;
- un rendement énergétique d'environ 36 % (soit, en relatif, 10 % de mieux que les réacteurs de la génération précédente) dû principalement à l'accroissement des performances des générateurs de vapeur et des turbines ;

- une utilisation possible par conception de différents types de combustible (**UOX*** ou MOX, voire 100 % MOX) autorisant ainsi une gestion souple et plus économique des ressources et des déchets (réduction de 15 % de la quantité d'uranium pour produire la même quantité d'électricité) ;

- une durée de vie technique de soixante ans, à comparer aux quarante ans, en général, pour les centrales actuelles. Le réacteur devrait pouvoir fonctionner pendant quarante ans sans opération de jouvence importante ;

- des charges d'exploitation réduites : disponibilité accrue avoisinant 92 %, contre 82 % aujourd'hui, en partie due à des arrêts plus courts pour rechargement (de l'ordre de seize jours) et aux choix de conception

(maintenance des composants simplifiée et rendue possible en cours exploitation grâce à la redondance des circuits de sûreté), réduction des doses d'irradiation collective pour le personnel de maintenance (0,5 contre 1 h.Sv/an actuellement) ;

- une durée de construction optimisée (cinquante-sept mois environ) ;

- une sûreté renforcée alliée à un ensemble plus tolérant vis-à-vis des éventuelles fautes de pilotage, une défense en profondeur significativement améliorée vis-à-vis de la résistance aux éventuels accidents graves (fusion du cœur). Le bénéfice apporté par cette sûreté renforcée se traduit par l'inutilité d'évacuer les populations, même en cas d'accident grave.

Objectifs et défis de la R&D

L'EPR permet une gestion optimisée de l'exploitation du réacteur et une plus grande souplesse d'utilisation du combustible se traduisant directement par une meilleure compétitivité. En matière de sûreté, un effort important a été fait pour minimiser les conséquences d'éventuels accidents conduisant à la fusion du cœur, contribuant ainsi à une meilleure acceptabilité par le public. Ce qui concerne le combustible, aussi bien que la sûreté, est aujourd'hui encore un enjeu important de R&D. Ainsi, dans un futur proche, le CEA interviendra principalement dans le domaine de la physique et de la gestion des cœurs, comme dans le domaine de la sûreté.

Physique et gestion des cœurs EPR

Les cœurs des réacteurs EPR sont constitués des mêmes éléments combustibles standard que les réacteurs à eau sous pression. Ils se différencient essentiellement par la taille, une puissance spécifique un peu plus faible et une gestion du combustible plus économe en matière fissile.

	CP1 – CP2	P4 – P'4	N4	EPR
Puissance électrique	900 MW	1 300 MW	1 450 MW	1 600 MW
Puissance thermique du cœur	2 785 MW	3 817 MW	4 250 MW	4 450 MW
Type d'assemblage	17*17	17*17	17*17	17*17
Nombre de crayons par assemblage	264	264	264	265
Hauteur crayon (m)	4	4.3	4.3	4.6
Nombre d'assemblages	157	193	205	241
Puissance linéique moyenne (kW/m)	18,4	18,9	19,8	16,3

- un réflecteur lourd, constitué d'une plaque d'acier entourant le cœur et permettant une meilleure économie des neutrons. Ainsi, le cœur est plus réactif et nécessitera un moindre investissement en matière fissile pour produire une même quantité d'énergie. Ce gain se traduit également sur la longueur du cycle.

Le réflecteur lourd permet également de diminuer le **flux de neutrons*** de haute énergie qui frappe la cuve et participe à la création de dommages d'irradiation susceptibles de dégrader ses propriétés mécaniques ; ainsi, la réduction de fluence qui en résulte permet d'assurer dès aujourd'hui une tenue de la cuve pour soixante ans.

Un programme de R&D tant expérimental que théorique est nécessaire pour accroître la précision des schémas de calcul industriel et économiser au maximum le combustible. En parallèle, il est également nécessaire de qualifier plus avant les « schémas de calcul en transport » pour les évaluations de fluence sur la cuve.

La dimension importante du cœur de l'EPR nécessite des méthodes de calcul tridimensionnelles avec reconstruction locale de la puissance. Elles exigent une qualification propre au plan neutronique (pour l'évaluation précise de forts gradients de flux de neutrons dans les assemblages), et au plan thermohydraulique (afin de bien évaluer les évolutions locales de la modération par l'eau qui provoque le transitoire neutronique).

Les modes de gestion du combustible EPR

Modes de gestion UOX

Pour les cœurs UOX, le mode de gestion standard prévoit un temps de séjour du combustible en réacteur de soixante-douze mois, avec renouvellement d'un quart du combustible tous les dix-huit mois, le taux de combustion final étant de 60 GWj/t.

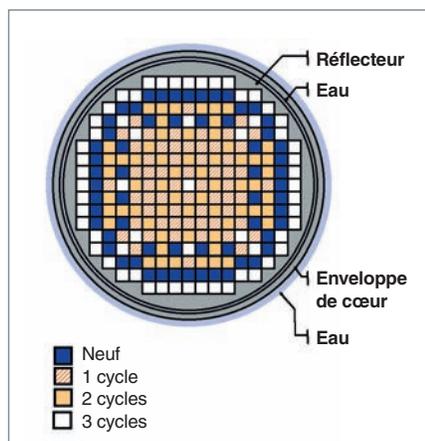


Fig. 58. Positionnement des assemblages combustibles UOX dans le cœur de l'EPR.

Modes de gestion MOX

Les modes de gestion de référence pour l'utilisation de combustible MOX sont des modes hybrides 50 % MOX, avec renouvellement par quart des assemblages UOX et par tiers des assemblages MOX. La longueur des cycles est de dix-huit mois ; les taux de combustion respectivement atteints par ces deux types de combustible sont de 60 et 55 GWj/t.

Les modes de gestion du combustible en réacteur sont choisis pour économiser le combustible, en garantissant des temps d'arrêt du réacteur aussi courts que possible, en assurant une durée de vie longue aux différents composants du réacteur, tout cela dans le respect des règles de sûreté. Ces modes de gestion résultent donc d'une optimisation complexe, dont le résultat dépend étroitement des caractéristiques et performances du combustible et des composants du cœur lui-même. L'amélioration continue de ces performances conduit déjà à rechercher des modes de gestion innovants pour le réacteur EPR.

Outre les études classiquement réalisées et nécessaires pour la qualification neutronique des schémas de calcul aux taux de combustions souhaités, qui consistent à analyser la composition isotopique de crayons irradiés, à évaluer par oscillation dans le réacteur Minerve les sections efficaces intégrales pour évaluer l'incertitude des schémas de calcul et la minimiser, à optimiser et à valider les schémas de calcul neutro-

niques pour ces taux de combustion, la conception spécifique du cœur EPR exige un certain nombre d'éléments de qualification complémentaires.

Ce cœur intègre différents concepts de réflecteur et on y réalise des mesures précises de leur impact, aussi bien sur les propriétés neutroniques du cœur que sur la répartition des fissions dans les crayons du cœur, notamment en périphérie. Par ailleurs, ce programme doit permettre la mesure des flux de neutrons, et notamment de neutrons rapides, au-delà du cœur afin de pouvoir valider les schémas de calcul de fluence de la cuve.

Le combustible sans IPG

Un objectif majeur est de supprimer les contraintes dues à l'interaction pastille gaine « IPG » à l'horizon 2010. Des produits candidats existent (notamment le combustible UOX dopé au chrome). Trois axes d'études ont été retenus :

- La réalisation d'essais d'irradiation en régime transitoire (rampes de puissance simulant des suivis de charge), plus sollicitant (rampes à forte puissance de conditionnement, rampes froides à forte variation de puissance ou étude de la sensibilité à la vitesse de montée en puissance) pour la qualification du combustible ;
- la modélisation fine 3D visant à obtenir une meilleure compréhension du phénomène IPG. Une modélisation physique pertinente doit permettre d'évaluer le dommage conduisant à la perte d'intégrité de la gaine, l'impact des évolutions de conception et celui de l'historique du fonctionnement et du transitoire ;
- la modélisation « industrielle » 1,5D recalée à la fois sur les essais et sur les calculs fins ci-dessus.

La sûreté de l'EPR

Le traitement des conséquences d'un accident grave sur l'EPR se place dans le cadre de la démarche de sûreté de défense en profondeur et des recommandations communes émises par les autorités de sûreté française et allemande publiées en 1993. L'approche mise en place dès les études de conception selon une voie déterministe complétée par des études probabilistes avait pour objectifs :

- L'élimination de fait des conditions accidentelles pouvant conduire à des rejets importants de produits de fission à court terme ;
- l'élimination du besoin de déplacement de population en cas d'accident grave, sans évacuation d'urgence du voisinage proche et sans limitation à long terme pour la consommation de produits alimentaires.

En situation d'accident grave sur l'EPR, les objectifs ci-dessus peuvent être atteints au moyen d'une stratégie permettant d'assurer l'intégrité de l'enceinte de confinement. La stratégie repose essentiellement sur la possibilité de dépressuriser de manière fiable le circuit primaire, sur l'implantation de recombinateurs d'hydrogène dans l'enceinte, sur la mise en place d'une double enceinte avec filtration pour réduire les risques de fuite radiologiques et, *in fine*, sur la conception d'un récupérateur de **corium*** chargé d'assurer une stabilisation de ce dernier sur le long terme.

Pour étudier les accidents qui devront être inévitablement pris en compte avec les nouveaux modes de gestion du cœur et les nouveaux combustibles (par exemple, la rupture de la tuyauterie de vapeur) des calculs couplés thermohydraulique-neutronique-combustible sont nécessaires. Ces études sont faites avec les codes de calcul actuels, Cathare et Flica pour la thermohydraulique, Meteor pour le combustible et Cronos pour la neutronique. Dans le futur (horizon 2010), ces analyses seront conduites plus aisément avec les outils de calcul en cours de codéveloppement par le CEA et ses partenaires industriels : Neptune pour la thermohydraulique, Descartes pour la neutronique et Pléiades pour le combustible, outils intégrés dans une plateforme logicielle unique.

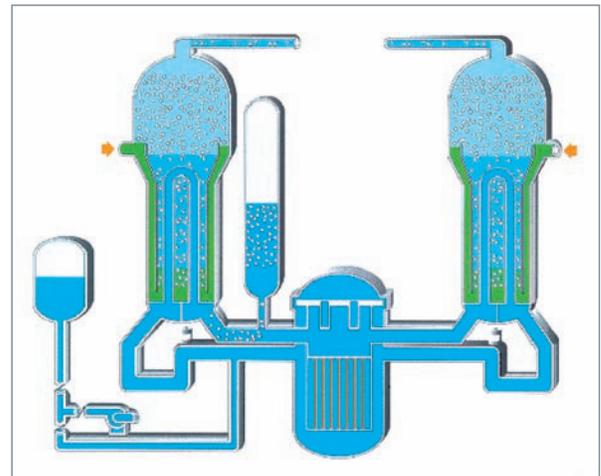


Fig. 59. Le code de thermohydraulique Cathare. Cet outil, développé depuis une vingtaine d'années par le CEA, EDF, IRSN¹⁸ et Framatome ANP (*Advanced Nuclear Power*)¹⁹ permet de simuler tout type d'accident de dimensionnement pouvant survenir sur des réacteurs à eau légère). Plus particulièrement, le code Cathare présente un large domaine de validation pour les accidents de REP ; il est utilisé intensivement en France par les industriels et par l'autorité de sûreté pour tous les dossiers relatifs à la sûreté et à la conduite des réacteurs. Concernant la mise au point de l'EPR, le code a été utilisé comme outil de référence pour la conception et les études d'accidents.

18. Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire. (N.D.E.)

19. Née de la fusion des activités nucléaires de Framatome et de Siemens, Framatome ANP a construit plus de quatre-vingt-dix réacteurs représentant plus de 30% de la capacité nucléaire mondiale. (N.D.E.)

Pour l'EPR, les accidents de perte de réfrigérant primaire de type grosse brèche (APRP-GB) sont, en principe, exclus par conception ; en effet, des dispositifs de détection de fuite sur les tuyauteries primaires permettent de les éviter.

En situation d'accident grave avec dégradation importante du cœur du réacteur, le mélange de matériaux fondus (corium) attaquerait éventuellement le fond de cuve et pourrait en percer la paroi. Pour recueillir et stabiliser le corium sur le long terme, un récupérateur de type « étalement » a été prévu sous la cuve (fig. 60). Ce système de récupération de corium est une innovation par rapport aux réacteurs actuels. À noter que de nombreuses études dans les domaines de la métallurgie à haute température, de la physico-chimie des matériaux et de la **rhéologie*** ont été conduites en France et en Allemagne pour concevoir et tester le récupérateur de l'EPR.

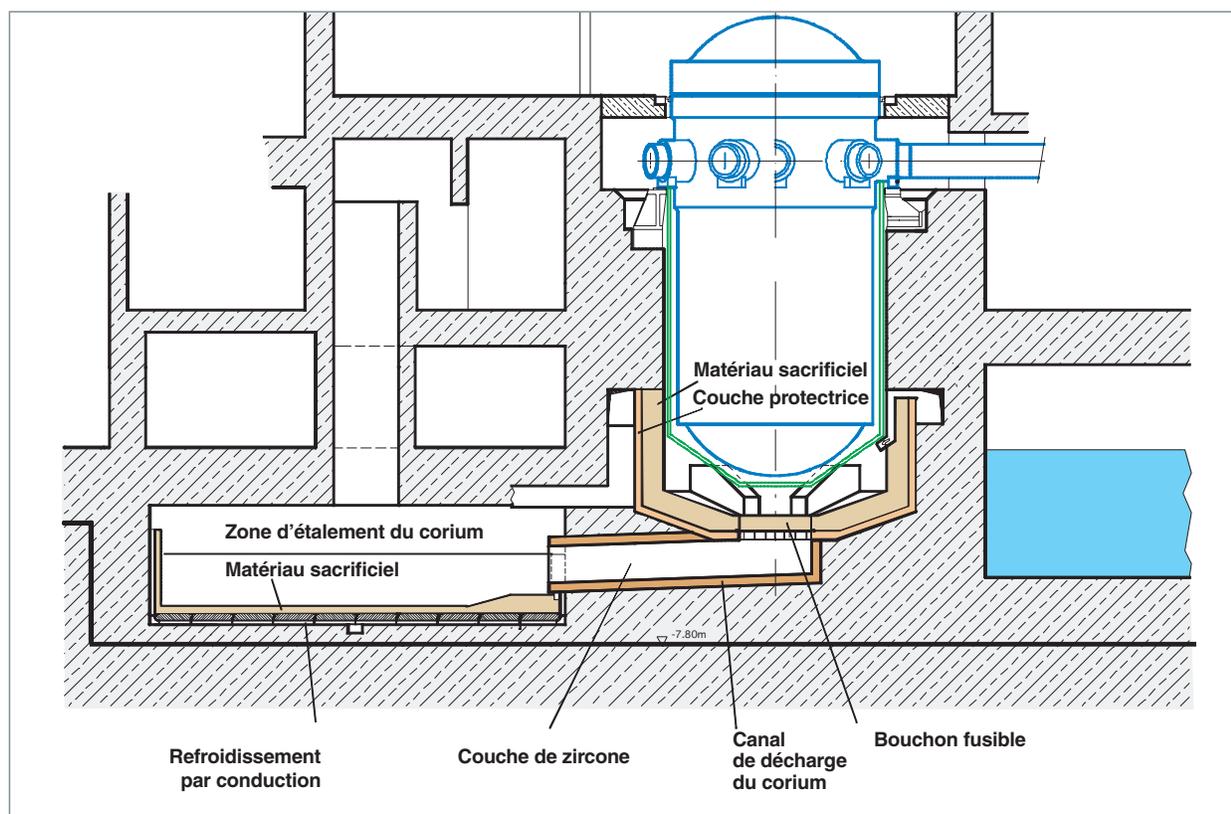


Fig. 60. Le récupérateur de corium de l'EPR. Framatome ANP a conçu un récupérateur de corium hors cuve fondé sur un concept d'étalement sur une grande surface avec refroidissement et stabilisation du corium sur le long terme. Le récupérateur est situé dans un compartiment dédié dans l'enceinte pour ne pas subir des sollicitations importantes lors de la rupture de cuve. Ce compartiment est séparé du puits de cuve par une porte fusible. Pour faire face à la

situation long terme, il faut pouvoir évacuer la puissance résiduelle (de l'ordre de 35 MW) pour une masse de corium d'environ deux cents tonnes. L'efficacité du refroidissement – en partie supérieure grâce au noyage du corium, et en partie inférieure grâce à la structure métallique de refroidissement – permettra une stabilisation en quelques heures et une solidification de tout le corium en quelques jours.

Les recherches sur la gestion des déchets

Alors que de grands volumes de déchets radioactifs à vie courte sont aujourd'hui gérés industriellement dans des stockages de surface, la gestion à long terme des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue fait l'objet de recherches importantes dans les pays produisant de l'électricité nucléaire en quantité significative, comme la France, le Japon et les États-Unis.

La destination de ces déchets est une question conflictuelle depuis de nombreuses années. Pourtant, les connaissances scientifiques progressent et les solutions techniques se précisent. Néanmoins, science et technique interfèrent largement avec les dimensions sociétales du problème posé. Les craintes de tout un chacun restent vives et difficiles à apaiser, surtout lorsque le danger persiste sur des échelles de temps qui défient l'entendement commun. En outre, le contexte géopolitique, la crise de l'énergie qui en découle et les craintes des conséquences d'un réchauffement climatique ouvrent largement les débats idéologiques sur les choix énergétiques à opérer et la nature même du développement économique à privilégier pour qu'il soit plus respectueux des équilibres de la planète. L'énergie nucléaire et les déchets radioactifs y tiennent toute leur place.

Quel devenir pour ces déchets radioactifs à longue durée de vie ? En France, la « loi Bataille », votée en 1991, a posé clairement cette question à la communauté scientifique en lui proposant plusieurs solutions inscrites dans l'évolution des connaissances scientifiques et des savoir-faire technologiques.

Quelles perspectives ouvrent-elles ?

Les orientations données à la recherche par la loi s'analysent comme des enjeux majeurs. Réduire la dangerosité des déchets, leur volume, en faire le tri et le recyclage, sont autant de principes cohérents avec ceux retenus pour la gestion d'autres déchets, ménagers et industriels. Ils ont été mis en œuvre depuis plusieurs décennies avec le traitement industriel des combustibles usés à La Hague, qui permet de recycler les matières énergétiques encore valorisables, le plutonium et l'uranium. Peut-on faire mieux ? C'est la question posée aux chercheurs...

La radioactivité des déchets, qui selon certaines options pourrait persister sur une durée très longue, nécessite de recourir

à des systèmes de confinement efficaces aussi longtemps que le danger subsiste. Le coût de ces diverses mesures, évalué à l'aune de leur efficacité, aura, bien entendu, un impact décisif quant aux décisions et au calendrier qui seront mis en œuvre à l'issue de la loi.

Plusieurs enseignements se confirment aujourd'hui

- La nature même des déchets radioactifs ultimes, non recyclables et non valorisables, dépend de la technologie disponible : les déchets ultimes, dans trente ans, pourront être différents de ceux produits aujourd'hui. Ainsi, les déchets B et C (verre), déjà produits, sont des déchets ultimes pour notre génération. À terme, il sera sans doute possible de réduire davantage la **radiotoxicité*** des déchets C vitrifiés en éliminant certains des radionucléides (comme les actinides mineurs) qu'ils contiennent encore aujourd'hui. C'est l'objet de la recherche sur la séparation poussée et la transmutation. L'élimination de ces radionucléides réduirait aussi leur puissance thermique. Il faudra néanmoins pouvoir les faire disparaître par transmutation pour espérer réaliser un gain net au bilan radiotoxique. Avant de devenir, à terme, une pratique industrielle, ces technologies nécessitent des recherches et des développements complémentaires pour permettre leur intégration dans un contexte économique viable permettant de rentabiliser les nouveaux investissements nécessaires ;
- il faut aussi trouver un lieu d'accueil définitif pour les déchets ultimes. Le stockage géologique en profondeur semble la seule solution de gestion à très long terme dont la sûreté n'exige pas de contrôle continu de la société. Un consensus international s'est établi sur cette question, tant au niveau de l'Agence internationale pour l'énergie atomique (AIEA) que de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) ou l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE). Aucune autre solution équivalente n'est apparue, ni en France, ni ailleurs dans le monde ;
- le stockage géologique sera toujours une ressource rare, donc chère. Il faudra en faire le meilleur usage possible, en réduisant encore le volume et la puissance thermique des déchets ultimes qui lui seront confiés, deux paramètres qui conditionnent largement sa capacité, donc sa durée d'utilisation et son coût. Le traitement du combustible usé, pratiqué

en France, va déjà dans ce sens puisqu'il permet d'extraire l'uranium représentant plus de 90 % de sa masse et de recycler le plutonium, l'élément atomique qui contribue le plus à sa radiotoxicité totale ;

- à ce titre, l'initiative américaine AFCI (« *Advanced Fuel Cycle Initiative* ») est exemplaire. Après plus de vingt années d'efforts ayant conduit à la décision de création du stockage des combustibles usés à Yucca Mountain, les Américains se posent maintenant la question de l'optimisation de son usage, et donc de la nature même des objets qui y seront placés ;
- en outre, les études de conditionnement des déchets se poursuivront en recherchant sans cesse le meilleur confinement et le volume le plus réduit possible. L'espace ainsi économisé dans le **stockage*** aidera à rentabiliser la pratique industrielle d'un traitement plus poussé des combustibles usés ;



Fig. 61. Le laboratoire souterrain exploité à Bure (Meuse) par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA).

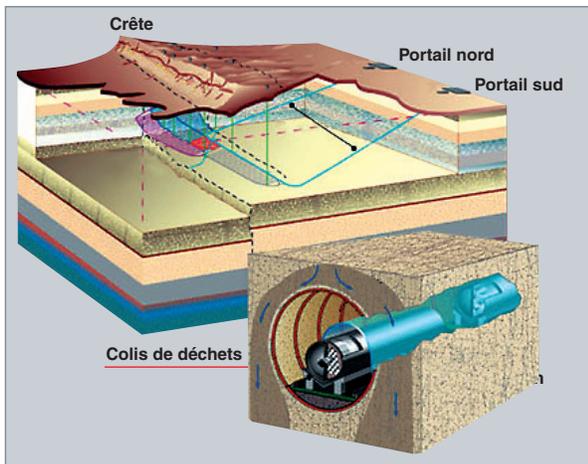


Fig. 62. Le concept du stockage souterrain à Yucca Mountain (Nevada), développé par le Département de l'énergie aux États-Unis.

- enfin, la sûreté du stockage repose sur la capacité de ce dernier à confiner les radioéléments dans une formation géologique jusqu'à ce que leur radioactivité ait suffisamment décrû. La démonstration de la sûreté d'un stockage reposera *in fine* sur la conviction intime du bon fonctionnement de l'ins-

tallation. Des études devront être poursuivies pour mieux comprendre l'évolution des colis de déchets en situation de stockage au cours du temps et la migration des radionucléides dans la géosphère. Enlever des colis de déchets vitrifiés les radionucléides à vie longue qui contribuent le plus à leur radiotoxicité à long terme raccourcira significativement la durée pendant laquelle ils resteront dangereux et aura également pour effet de réduire les incertitudes scientifiques associées aux échelles de temps longues. Cette option ne sera praticable que lorsqu'on disposera de la capacité à séparer et à transmuter les radionucléides.

La séparation poussée : quelles conséquences sur la gestion à long terme des déchets ?

L'enjeu de la séparation poussée, c'est-à-dire l'extraction complémentaire de radionucléides autres que le plutonium et l'uranium, est la réduction de la radiotoxicité des déchets C produits dans le futur.

Les figures 63 et 64 illustrent la décroissance de la radiotoxicité du combustible usé UOX en fonction du temps écoulé, ainsi que la contribution relative de chaque catégorie de radionucléides à la radiotoxicité totale.

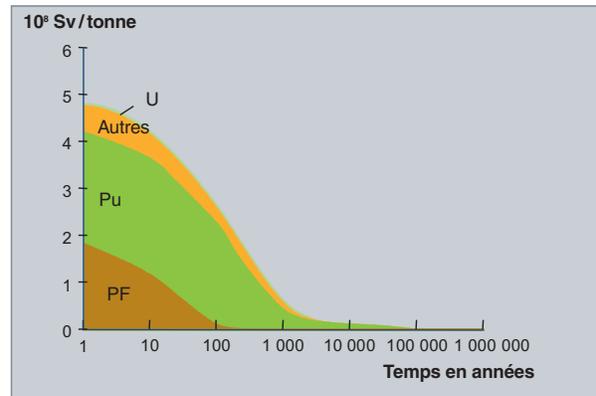


Fig. 63. Radiotoxicité du combustible usé.

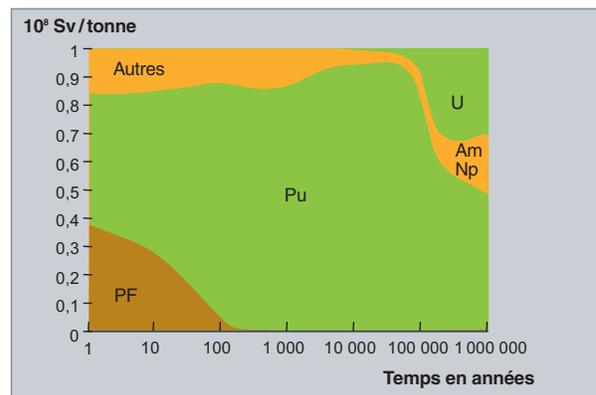


Fig. 64. Répartition des contributions à la radiotoxicité des combustibles usés.

Le **plutonium*** contribue à hauteur de 50 % à la radiotoxicité initiale et de 90 %, cent ans plus tard. Ainsi, dès lors que le combustible usé a été traité, c'est-à-dire que le plutonium (avec l'uranium) qu'il contient a été extrait, la radiotoxicité résiduelle reste dominée par celle des produits de fission (PF) et du curium sur une centaine d'années et, à échéance plus lointaine, par celle des autres actinides mineurs (AM) [américium et neptunium].

Les PF et les AM sont aujourd'hui tous incorporés dans les déchets vitrifiés résultant du traitement des combustibles usés. L'étape suivante consisterait donc à n'inclure que les seuls PF dans les déchets C du futur.

La figure 65 montre la comparaison des décroissances de la radiotoxicité des matières contenues respectivement dans un assemblage de combustible usé, dans un colis vitrifié produit aujourd'hui (AM et PF) et dans un colis vitrifié duquel les actinides mineurs auraient été éliminés (ne contenant ainsi plus que les seuls PF).

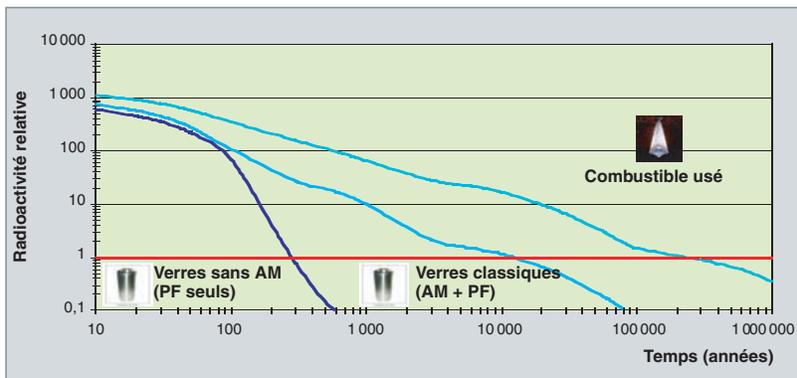


Fig. 65. Décroissance de la radiotoxicité relative en fonction du temps. (La radiotoxicité du verre ou du combustible usé est estimée ici par rapport à celle de l'uranium qui lui a donné naissance.)

Les études de séparation poussée²⁰ portent aujourd'hui sur les actinides mineurs, américium, curium et neptunium. Pour la voie hydrométallurgique, elles en sont au stade de la démonstration technique. Mettant en œuvre une quantité significative de combustible usé (environ 15 kg mis en solution), les étapes du procédé retenu pour la séparation poussée s'appuient largement sur les acquis industriels du procédé PUREX utilisé à La Hague. Une première évaluation technico-économique d'un atelier de séparation poussée apportera un éclairage sur les modalités techniques et les conditions économiques d'utilisation d'un tel procédé.

Cette seule démonstration technique ne sera toutefois pas suffisante pour permettre l'application industrielle du procédé. Encore faudra-t-il préciser l'objectif final de la séparation, c'est-

à-dire la voie d'élimination des radionucléides séparés. Quels radioéléments séparer et quelles modalités de séparation retenir : séparation de chaque radioélément ou séparation groupée ? Quelle pureté et quelle forme chimique doit-on donner aux éléments séparés pour satisfaire les contraintes des étapes suivantes conduisant à leur recyclage et à leur élimination définitive ? Quels impacts peut-on attendre sur la conception du stockage géologique, son coût et ses performances de confinement à long terme ? Les réponses à ces questions sont, bien sûr, liées au devenir des éléments séparés... Les étapes ultérieures du développement pourront comprendre une phase de pré-pilotage industriel du procédé.

Outre les actinides mineurs, des études de séparation ont porté sur une sélection de PF (l'iode, le technétium et le césium). Certains PF, beaucoup moins radiotoxiques que les AM, montrent une mobilité particulière dans la géosphère. Leur durée de vie, très longue pour certains comme l'isotope 129 de l'iode, pourrait faire craindre un retour à la biosphère, à très long terme. Toutefois, la nuisance potentielle de ces

radionucléides faiblement radioactifs est très réduite, ce qui autorise aujourd'hui le rejet de l'iode en mer. Des critères de type **ALARA*** devront guider les futures décisions en la matière.

La séparation poussée doit donc porter principalement sur les actinides mineurs pour réduire le terme source radiotoxique.

Au-delà des procédés par voie aqueuse, les études de procédés fondés sur les techniques de pyrochimie devront être poursuivies de manière approfondie. Ces derniers présentent, en effet, un avantage potentiel car les installations de traitement pyrochimique peuvent être compactes. La séparation s'obtient en une passe et peut porter sur des combustibles usés très radioactifs. Ces caractéristiques en font une technique qui, si ces avantages se confirmaient au regard des inconvénients (corrosion, efficacité de la séparation...) et si elle arrivait à un stade de développement industriel, pourrait prendre sa place dans un cycle intégré sur le site du réacteur, évitant aussi des transports de matières radioactives sur de longues distances. Il conviendra toutefois d'être très attentif aux déchets secondaires, sels et déchets technologiques, qui pourraient résulter de leur mise en œuvre. La combinaison de procédés pyrochimiques et hydrométallurgiques peut aussi être envisagée.

20. Voir *infra*, p. 67, le chapitre intitulé « Le cycle du combustible des systèmes nucléaires du futur : quelques éléments d'orientation ».

Des procédés pour séparer les radionucléides

Le recyclage du plutonium est déjà une étape importante pour réduire la radiotoxicité du combustible usé...

Au-delà, enlever les actinides mineurs des déchets vitrifiés produits aujourd'hui permettrait de réduire encore leur **radio-toxicité** et leur puissance thermique. La récupération des actinides mineurs peut être une étape vers leur élimination par transmutation. Les impacts sur toutes les étapes du cycle devront être évalués avec soin.

Si les **procédés hydrométallurgiques** sont préférés, car mieux connus, les potentialités des **procédés pyrochimiques**, dont la démonstration reste à faire, doivent continuer à être examinées.

Il subsiste néanmoins la question de savoir à quel moment s'engager dans la voie de la séparation poussée, en coordination avec l'ouverture des possibilités de transmutation en réacteur.

Enfin, le bilan radiotoxique net résultant de la mise en œuvre de la séparation poussée devra être établi et son économie précisée dans un contexte ALARA.

La transmutation des éléments séparés : les cycles futurs

La transmutation est l'opération par laquelle des radioéléments très radiotoxiques sont transformés en d'autres éléments de radiotoxicité réduite ou nulle.

Les recherches, menées depuis plus de dix ans, apportent de nombreux éclaircissements et confirment, en effet, la possibilité de réduire l'inventaire radiotoxique présent dans les combustibles usés. Mais cela ne peut se faire qu'au prix d'efforts technologiques et financiers importants, concernant l'ensemble des usines du cycle du combustible nucléaire et les réacteurs, pour espérer enregistrer un gain net significatif au bilan radiotoxique.

Par ailleurs, il convient de se demander s'il serait justifié d'envisager la transmutation des AM dans l'hypothèse raisonnable où le stockage atteindrait les performances de confinement calculées actuellement. La transmutation, dans un tel contexte, pourrait apparaître comme une mesure de sûreté supplémentaire, dans l'éventualité d'une perte prématurée du confinement du stockage.

La transmutation, même mise en œuvre, conduira à des déchets ultimes qu'il faudra stocker. Tous les éléments ne sont pas aisément transmutables et le multirecyclage du plutonium et des actinides mineurs, selon les scénarios envisagés, pourrait conduire à la production de quantités majorées d'actinides mineurs, dont le curium, en particulier. Cet élément, très radioactif et fortement thermique, pose des problèmes de gestion qu'il reste à résoudre.

La potentialité de divers systèmes de réacteur pour la transmutation a été étudiée. Il ressort que seuls les réacteurs à spectre rapide, ou des systèmes combinant un accélérateur à un réacteur à cœur **sous-critique*** (**ADS***, « *Accelerator Driven System* »²¹) permettraient d'atteindre des rendements de transmutation créant une réelle différence en terme de bilan radiotoxique. Néanmoins, la transmutation reste une opération très complexe, et assurément coûteuse, qui ne pourra pas s'appliquer à tous les radionucléides.

De grandes questions technologiques sont posées. Leur réponse ne peut s'inscrire que dans le contexte du développement durable de l'énergie nucléaire et de l'installation de nouveaux systèmes de production d'énergie nucléaire, comme ceux étudiés par les pays, dont la France, qui participent à l'initiative « *Generation IV* » lancée par les Américains.

Ces questions concernent toutes les étapes des cycles futurs :

- Quels combustibles et quels procédés de traitement et de recyclage des déchets produits utiliser ?...
- Quels types de réacteur ?... À ce jour, il est admis qu'un réacteur à neutrons rapides est l'outil le plus performant pour obtenir les transmutations des éléments envisagés.
- Quel est l'impact économique pour l'ensemble du cycle ?...

La voie des réacteurs rapides de génération IV permettrait la production d'énergie électrique et une meilleure utilisation de la ressource naturelle « uranium » dans le futur en convertissant, par capture neutronique, l'uranium 238 en élément fissile.

Un ADS, dédié à la transmutation et ne produisant pas d'électricité, serait une machine plus chère et encore plus complexe, puisqu'il s'agit de coupler un accélérateur avec un cœur de réacteur sous-critique et d'obtenir son fonctionnement stable dans la durée.

L'horizon temporel pour la mise en œuvre de ces nouveaux systèmes pourrait se situer entre trente et quarante ans environ, selon les moyens que l'on y consacre.

La poursuite des études de transmutation se fera à l'aide d'irradiations expérimentales de matières variées dans des cœurs de réacteurs rapides (réacteur **Phénix***), et sur des quantités progressivement croissantes. C'est à un niveau international qu'elles pourront progresser le mieux en partageant les moyens expérimentaux, en France, au Japon et en Russie.

Les études de scénarios permettront d'identifier les meilleures combinaisons technologiques possibles, en vue d'optimiser les bilans matières.

21. Voir *infra*, p. 95, le chapitre intitulé : « Autres voies pour le futur lointain : cycle du thorium, systèmes hybrides, fusion... ».



Fig. 66. Le réacteur à neutrons rapides Phénix sur le site de Marcoule (Gard).

Ils sont caractérisés par l'émission d'une puissance thermique de l'ordre de deux kilowatts à la date de leur production ;

- les colis standard de déchets compactés (CSD-C) contiennent des déchets de moyenne activité à vie longue. Il s'agit, pour l'essentiel, d'éléments métalliques de la structure de maintien des assemblages de combustibles usés (tubes, entretoises, grilles...);
- les colis de déchets technologiques de moyenne activité à vie longue, cimentés car non compactables, représentant seulement 0,1 % de l'activité initiale.

La transmutation des radionucléides

La transmutation des actinides mineurs pourrait permettre de réduire la radiotoxicité des déchets radioactifs produits dès l'avènement des réacteurs rapides de 4^e génération, vers 2030-2040...

Avant d'espérer leur mise en œuvre, de multiples verrous technologiques devront être levés concernant leur conception, leur combustible (type et technologies de fabrication ou de retraitement), leur bilan de matières nucléaires (recyclage des matières radiotoxiques), leur sûreté et leur économie.

Le recours aux réacteurs rapides permettrait l'utilisation des larges stocks d'uranium appauvri et d'uranium de retraitement, ménageant ainsi la ressource naturelle.

Les verrous technologiques à lever sont encore plus nombreux pour les ADS...

Le conditionnement des déchets et le comportement à long terme des colis

Le conditionnement des déchets radioactifs B et C, issus du traitement des combustibles usés, est réalisé en ligne selon des standards industriels approuvés par l'autorité de sûreté, depuis la mise en service de l'installation UP3 à La Hague. Il permet de conférer aux déchets une stabilité physique et chimique qui prévient leur dispersion dans l'environnement. En bout de chaîne, il aboutit à la production de colis permettant de rendre les déchets aisément manipulables.

Trois types de colis de déchets sont aujourd'hui standardisés :

- Les colis standard de déchets vitrifiés (CSD-V) contiennent la quasi-totalité de la radioactivité initiale du combustible usé.

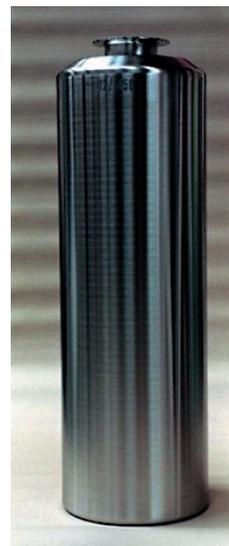


Fig. 67. Conteneur standard de déchets vitrifiés (CSD-V).

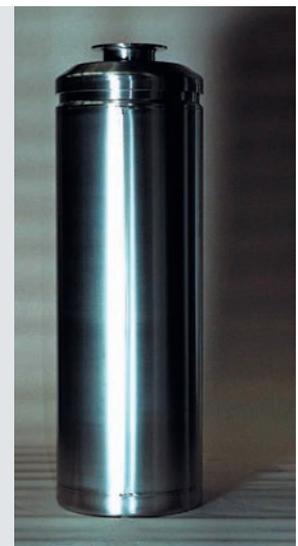


Fig. 68. Conteneur standard de déchets compactés (CSD-C).



Fig. 69. Colis de déchets bitumineux.



Fig. 70. Colis de déchets technologiques.

Les déchets C les plus anciens, issus du cycle industriel ou de la recherche, ont été, soit entreposés en attendant leur vitrification, soit déjà conditionnés dans du verre. Les déchets B anciens ont été mis sous des formes qui diffèrent des standards d'aujourd'hui, dans des matrices de conditionnement de ciment ou de bitume.

Pour la majorité de ces déchets anciens, les producteurs ont déjà précisé les stratégies de référence qu'ils comptent suivre pour les conditionner. Des actions de R&D sont conduites sur le conditionnement de référence. C'est, par exemple, le cas des boues STE3 à La Hague, pour lesquelles COGEMA envisage de recourir à un conditionnement bitume, adapté aux spécificités de ces boues.

Pour les colis existants et produits industriellement selon les standards courants, les recherches visent surtout à en évaluer la durabilité, ou plus généralement le comportement à long terme, dans les conditions d'un entreposage, puis d'un stockage. Les résultats de ces études contribuent ainsi à l'évaluation des performances de confinement à long terme des modes de gestion des déchets radioactifs, et donc de la sûreté de ces derniers.

La qualité du conditionnement réalisé contribue à retarder le moment à partir duquel les radionucléides commencent à migrer hors du colis. Les études de comportement s'intéressent ainsi à tous les colis et, tout particulièrement, aux colis de déchets vitrifiés.

La durabilité du colis de déchets vitrifiés est étudiée depuis plus de vingt ans. Elle continuera à retenir l'attention, puisque ce colis contient l'inventaire radioactif le plus important. Le verre est aujourd'hui le matériau (matrice) le plus durable utilisé industriellement pour accueillir et immobiliser un large inventaire de radionucléides très radioactifs. Son comporte-

ment au cours de quelques centaines d'années dans les conditions d'entreposage ne pose aucun problème. À beaucoup plus long terme et dans les conditions du stockage géologique, les études ont déjà permis d'identifier et de comprendre les mécanismes et les cinétiques d'altération en jeu. Les études qui se poursuivent aujourd'hui visent à mieux cerner le moment à partir duquel les radionucléides pourraient commencer à se disperser hors du colis dans la roche de la formation géologique, puis dans la géosphère, pour atteindre ensuite la biosphère.

Alors que la stratégie française consiste à retraiter les combustibles usés, des études sur le comportement à long terme des combustibles usés ont néanmoins été conduites dans l'hypothèse de leur entreposage de longue durée ou même d'un stockage géologique. Selon les décisions qui seront prises à l'échéance de la loi, ces études pourraient être stoppées ou réorientées sur des aspects très spécifiques.

La recherche sur les conditionnements et le comportement à long terme des colis de déchets devra se poursuivre pour accompagner les évolutions technologiques, comme par exemple l'augmentation du taux de combustion des combustibles usés envisagée par EDF, qui entraîneront des modifications de la nature et de la quantité des radionucléides qui se retrouveront dans les déchets vitrifiés.

Enfin, de nouvelles matrices de conditionnement ont été étudiées pour confiner les éléments à longue période difficilement transmutables et (ou) plus particulièrement mobiles dans les conditions du stockage géologique. Il conviendra d'évaluer la pertinence de leur mise en œuvre en regard du risque particulier qu'elles pourraient aider à réduire et du coût global que cette mise en œuvre pourrait représenter. Rien à ce jour ne laisse supposer qu'une telle option devrait être retenue *a priori*.



Fig. 71. Coulée de verre en laboratoire à Marcoule (Gard).

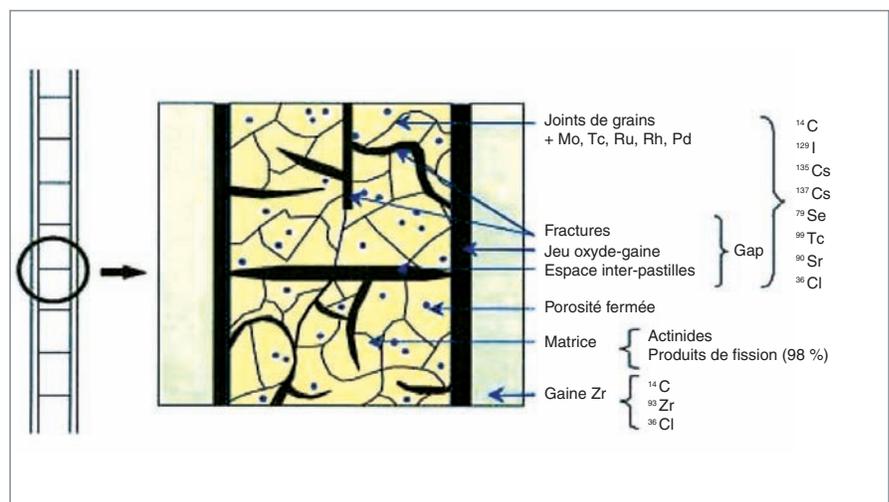


Fig. 72. Schéma simplifié de la microstructure d'un combustible irradié et de l'emplacement des différents radionucléides.

Le confinement des matières radioactives

Le conditionnement des déchets conduit, en bout de chaîne, à la production de colis assurant le confinement des matières radioactives contenues et rendant possible leur manutention.

La recherche sur les conditionnements et le comportement à long terme des colis de déchets reste ouverte pour accompagner les évolutions technologiques en cours (augmentation des taux de combustion...) ou les décisions attendues à l'échéance de la « loi Bataille », en 2006.

La pertinence du recours au conditionnement spécifique d'un élément donné devra être évaluée.

Les études sur le comportement à long terme des colis, en particulier du colis de verre en situation de stockage, devront se poursuivre pour conforter la démonstration de sûreté du stockage géologique.



Fig. 73. Partie haute des puits d'entreposage de l'installation CAS-CAD à Cadarache (Bouches-du-Rhône).

L'entreposage : une solution d'attente...

Les déchets radioactifs les plus radiotoxiques, B et C, sont tous entreposés, à ce jour, dans des installations industrielles exploitées par les producteurs de déchets dans l'attente d'une destination définitive.

Ces installations fonctionnent sans difficulté particulière et leur durée de vie prévisionnelle est d'une cinquantaine d'années. Une extension possible de leur durée de vie n'est pas exclue...

Les études sur l'entreposage de longue durée, menées dans le cadre de la loi de 1991, ont identifié les facteurs limitant la durée de vie de telles installations, notamment la durabilité des bétons de structure et les phénomènes de corrosion des métaux. Le risque d'oubli par la société reste la faiblesse intrin-

sèque d'une telle installation dont la sûreté, à moyen et long terme, repose sur une surveillance et une maintenance continues, et sur la possibilité d'accéder à tout moment aux connaissances des colis qui s'y trouveraient entreposés.

À l'avenir, les études porteront plutôt sur la manière de mieux maîtriser la durabilité des bétons et des matériaux mis en œuvre dans les entrepôts.

S'il était décidé, en 2006, d'engager des moyens en vue de la création d'un stockage géologique, il conviendrait alors d'optimiser la gestion thermique des colis thermogènes qui grève le coût d'une telle installation. Il faudra évaluer précisément les conséquences sur le stockage d'un entreposage prolongé de ces colis permettant leur refroidissement dans des conditions économiques, avant leur mise en stockage définitif, et déterminer alors la température acceptable par la roche d'accueil, une fois le site connu.

Enfin, selon les modalités de séparation des actinides qui pourraient être envisagées, il conviendra de poursuivre les études sur l'entreposage des matières radioactives, groupées ou séparées, par exemple dans le cas du curium, pour en définir la faisabilité et pour en évaluer les conséquences sur le cycle du combustible.

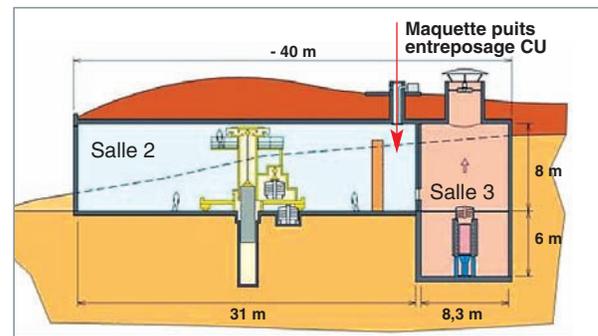


Fig. 74. Galatée : une galerie de démonstration d'un entreposage en subsurface apte à la longue durée, récemment construite sur le site CEA de Marcoule. Cet ouvrage d'une longueur de 40 mètres, de section 8 x 8 m, permet d'illustrer ce que sont les composants d'un tel entrepôt, de montrer la logique de manutention des conteneurs et sera le siège d'expériences de thermique en vue de la validation de codes et modèles de comportement d'un ouvrage en béton soumis à des aléas d'exploitation. La perte de refroidissement, par exemple...



Fig. 75. Galatée (vue extérieure).



Fig. 76. Galatée (vue intérieure).

L'entreposage

C'est le mode de gestion qui permet d'attendre la mise à disposition d'un exutoire pour les déchets ultimes.

La durabilité des bétons et des matériaux mis en œuvre dans les entrepôts, qui limite leur durée de vie, pourra faire l'objet d'études complémentaires pour permettre de mieux la préciser.

La chaleur dégagée par certains colis grève le coût du stockage. L'optimisation de la gestion thermique de ces colis, de l'entreposage au stockage, est donc à entreprendre sitôt connu le site de stockage.

Les enjeux et la faisabilité de l'entreposage de matières issues d'un traitement poussé des combustibles usés doivent être évalués.

Le cycle du combustible des systèmes nucléaires du futur : quelques éléments d'orientation

La conception des procédés du cycle du combustible repose sur deux éléments déterminants : le choix d'une **stratégie de gestion des matières** (qui doit être cohérent par rapport à la capacité du parc de réacteurs à les utiliser efficacement) et, ensuite, l'**objet combustible** lui-même (sa nature, sa composition, sa morphologie...) : le combustible constitue l'épine dorsale du cycle et son choix est étroitement lié à celui des procédés permettant de l'élaborer et de le traiter.

Les réflexions conduites sur les systèmes nucléaires de 4^e génération sont aujourd'hui encore très foisonnantes, tant au plan des réacteurs que pour leurs combustibles, pour lesquels on peut envisager des configurations très diverses : oxydes, carbures, nitrures, sous forme d'aiguilles, de particules, de filaments ou même de sels d'actinides fondus... Un tel foisonnement est, à ce stade, tout à fait normal, et même heureux, mais ne permet pas de dégager des orientations précises quant aux procédés à mettre en œuvre ; ce seront même les études des cycles associés à chacun de ces concepts qui pourront et devront aider à arrêter les choix en matière de combustible.

En revanche, s'agissant de la stratégie de gestion des matières, quelques grands éléments d'orientation émergent d'ores et déjà des réflexions relancées ces dernières années au plan international, notamment dans le cadre du forum « *Generation IV* ». Les principaux attendus et les conclusions qui semblent se dégager à ce stade quant aux directions de recherche à privilégier (en pointant également les nombreuses questions qui restent aujourd'hui largement ouvertes) sont résumés ci-après.

Quelle stratégie de gestion des matières adopter ?

Les critères qui encadrent la réflexion sont ceux qui s'imposent aux systèmes nucléaires du futur : durabilité, efficacité économique, sûreté, sont les trois principaux aspects à l'aune desquels la communauté du forum a choisi d'évaluer les différents concepts envisageables. Et si le cycle doit naturellement considérer les deux derniers, il **paraît comporter pour une part déterminante l'enjeu de la « durabilité »**, qu'il s'agisse de la préservation des ressources naturelles, de la minimisation de l'impact environnemental ou de la résistance vis-à-vis des risques de prolifération.

Cela apparaît clairement à la lecture des graphiques des figures 77a et 77 b, présentés lors des travaux du forum, et qui indiquent, pour différents scénarios (cycle ouvert et réacteurs à eau, ou cycles fermés avec déploiement de réacteurs à neutrons rapides), l'évolution de la quantité résiduelle de noyaux lourds, d'une part (qui est un indicateur des ressources appelées en stockage), et des besoins en uranium naturel, d'autre part. Il est établi de façon certaine que les options de recyclage les plus poussées sont les plus performantes, au regard des diverses composantes du critère de durabilité :

- La valorisation du potentiel énergétique de l'uranium 238 et le multirecyclage du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides est naturellement le facteur clé pour la préservation des ressources²²;
- le recyclage du plutonium et des actinides mineurs contribue de façon essentielle à minimiser l'inventaire résiduel en noyaux fissiles, la nocivité potentielle des déchets et, également, leur caractère thermogène à long terme.

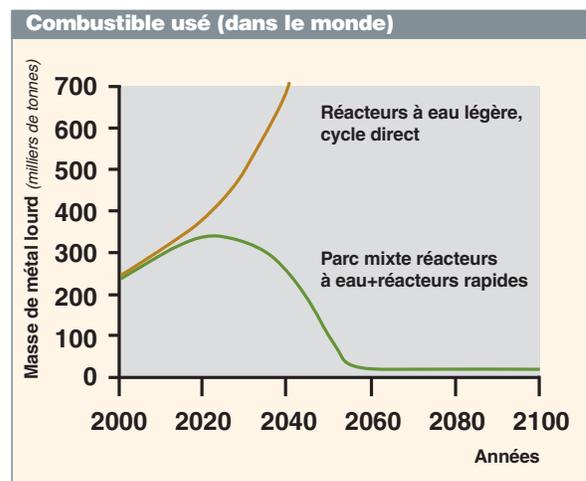


Fig. 77a et 77 b. Éléments de prospective.

Les réacteurs à eau consomment rapidement les ressources fissiles et accumulent les actinides. Les réacteurs rapides ne présentent pas ces défauts.

22. Pour une explication de la capacité des réacteurs à neutrons rapides à consommer efficacement des matières fertiles comme l'uranium 238, et donc à utiliser au mieux les ressources en métal lourd, voir *infra*, p. 75 : « De l'origine des espèces (de réacteurs) : filières et générations ».

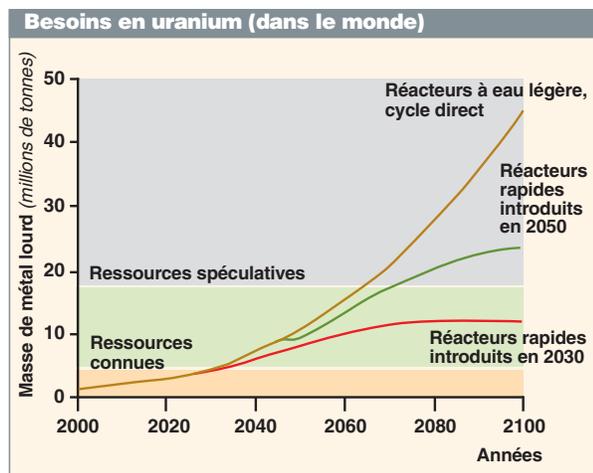


Fig. 77 b. Éléments de prospective (suite).

De ce constat se dégage ainsi la première et principale idée-force pour le cycle : un nucléaire durable semble passer par un recyclage récurrent et poussé des actinides. Certes, des options restent ouvertes quant aux scénarios de recyclage, quant aux bornes de l'ensemble des éléments à considérer parmi les transplutoniens (selon leur inventaire, leurs propriétés, leur impact, les difficultés que peut entraîner leur recyclage); mais la ligne générale paraît clairement tracée et conduit au schéma de principe de la figure 78.

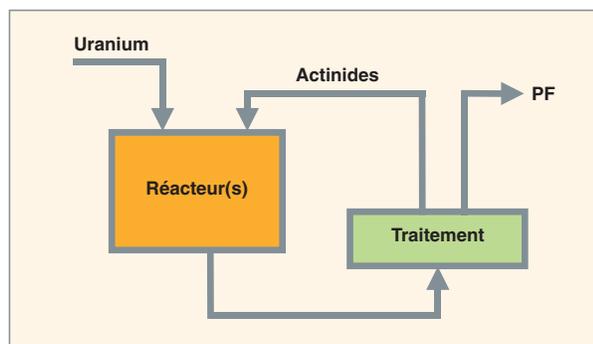


Fig. 78. Schéma de principe du cycle du combustible RNR.

Ce premier axe étant défini, d'autres orientations émergent des réflexions menées. Peut-être moins évidentes ou moins unanimes, elles paraissent révélatrices des questions soulevées :

- L'intérêt d'une **gestion « en bloc » des actinides recyclés**, c'est-à-dire en évitant de récupérer de façon particulière, isolée, chacun des éléments intéressants : cela paraît de nature à renforcer la résistance des concepts de recyclage vis-à-vis des risques de prolifération (par réduction aussi bien de la « valeur stratégique » des matières pour les applications concernées, que de leur « accessibilité » rendue plus déli-

cate par la présence de noyaux hautement radioactifs) et doit conduire à une simplification des processus de gestion des matières recyclées, ce qui va dans le sens d'une meilleure efficacité économique ;

- celui de retenir des **technologies compactes**, afin de réduire les coûts d'investissement. L'hypothèse s'avère particulièrement pertinente si l'on s'oriente, comme cela est mis en avant par certains pour éviter le transport de tonnages importants de combustibles irradiés, vers des options de « site intégré », avec traitement et recyclage sur les sites mêmes des réacteurs, options qui pourraient conduire à des unités de moindre capacité, mais en nombre accru ;
- enfin, la nécessité de privilégier la mise en œuvre de **technologies « propres »**, c'est-à-dire minimisant autant que cela est raisonnablement possible les effluents rejetés et les déchets technologiques (secondaires) produits²³.

Quels procédés de recyclage choisir ?

Dans ce domaine encore, la réflexion peut paraître foisonnante... Comme indiqué plus haut, le choix d'un procédé de cycle dépend étroitement de celui d'un combustible et il est évidemment trop tôt pour arrêter des options précises. Mais on peut toutefois, pour orienter ou encadrer la réflexion, dégager quelques idées générales issues essentiellement du retour d'expérience industriel ou de perspectives ouvertes par les avancées de la recherche.

Les concepts de récupération sélective des actinides cherchant à tirer parti de certaines de leurs propriétés « physiques » ne connaissent pas aujourd'hui, semble-t-il, l'essor que l'on pourrait attendre. Si l'on considère, en effet, l'objectif d'une séparation des actinides de l'ensemble des produits de fission, il s'agit bien de séparer des autres les noyaux les plus lourds : cette évidence n'a toutefois pas donné lieu jusqu'ici à l'exploration poussée de concepts fondés sur des « effets de champ » pour les procédés de traitement du combustible usé. L'ambition d'un recyclage généralisé de tous les actinides pourrait donner un nouvel élan à la recherche en ce domaine, mais le saut technologique serait assurément considérable...

23. Nous nous intéressons ici, essentiellement, à la gestion des matières issues d'une **filrière uranium**. L'hypothèse du déploiement de filières mettant en jeu le **thorium** a été abordée lors des réunions d'experts dans le cadre du forum « *Generation IV* » : en dépit de l'intérêt potentiel de telles filières à certains égards (abondance des ressources naturelles, moindre génération de noyaux lourds radiotoxiques...), celles-ci ne semblent pas devoir être proposées pour la prochaine génération de réacteurs (à l'exception de l'option étudiée de réacteurs à sels fondus, pour lesquels on peut envisager une surgénération en spectre thermique avec le thorium 232) ; cela tient essentiellement à la durabilité des ressources en uranium dans l'hypothèse d'une valorisation de l'uranium 238, aux options privilégiées de recyclage de l'ensemble des noyaux lourds qui réduisent la question de la radiotoxicité à long terme des résidus, et aussi au poids de l'expérience accumulée sur la filière uranium.

Aussi la réflexion s'articule-t-elle aujourd'hui essentiellement autour des potentialités de procédés « chimiques », usuellement répartis entre procédés **hydrométallurgiques** (voie « aqueuse ») ou **pyrométallurgiques** (voie « sèche »).

Les premiers ont à leur actif un impressionnant retour d'expérience industriel : ils mettent en œuvre une technologie mature, et, comme l'attestent les résultats obtenus en mettant en œuvre le procédé PUREX dans les usines de La Hague, offrent des performances de séparation (taux de récupération et facteur d'épuration des matières recyclées) très élevées, tout en conduisant à un faible flux de déchets technologiques produits.

Ils paraissent également offrir un grand potentiel d'adaptation (aux caractéristiques des combustibles, mais aussi aux spécifications du recyclage, comme le montrent les études récemment conduites sur la séparation complémentaire des actinides mineurs) et aussi d'indéniables marges de progrès résiduels (notamment pour en accroître la compacité, donc réduire le coût de leur mise en œuvre). Ils apparaissent ainsi comme la voie de référence pour le développement de concepts de cycles « avancés » dans le cadre de la quatrième génération de réacteurs.

Les procédés pyrométallurgiques représentent aujourd'hui la principale alternative aux procédés « aqueux » et font l'objet d'un effort de développement renouvelé au plan international. Le principe générique de tels procédés consiste à mettre en solution des éléments à séparer dans un bain de sels fondus (chlorures, fluorures...) à haute température (de l'ordre de plusieurs centaines de degrés Celsius), puis à opérer la séparation des espèces intéressantes par des techniques diverses telles que l'extraction par des métaux fondus, l'électrolyse, la précipitation sélective : autant de techniques classiques, mais mises en œuvre dans des conditions particulières. L'intérêt que l'on porte à ce type de procédé réside essentiellement dans le fort potentiel de solubilisation des liquides ioniques (pour dissoudre des composés réfractaires), dans la faible radiosensibilité des sels inorganiques utilisés (qui permettrait d'envisager le traitement « en ligne » de combustibles dès leur déchargement), dans leur compacité de principe (peu d'étapes successives de transformation pour aboutir au produit recyclable), ainsi que dans de meilleures aptitudes présumées à une cogestion des actinides. Il se présente, par ailleurs, comme le procédé « naturel », inévitable, de traitement en ligne des combustibles liquides des réacteurs à sels fondus.

Les équipes d'Argonne²⁴ (figure 79) et de Dimitrovgrad ont effectué d'importantes recherches sur de tels concepts, res-

pectivement pour le traitement de combustibles métalliques ou oxydes, allant jusqu'à la réalisation d'installations pilotes sur lesquelles ont été menées des campagnes de démonstration. Il subsiste toutefois, à ce stade, de fortes incertitudes, les plus notables portant sur le niveau des performances de séparation (en particulier, les taux de récupération des actinides) et sur la mise en œuvre à l'échelle industrielle de la technologie (déchets secondaires produits, notamment en raison de l'agressivité du milieu et des conditions opératoires).

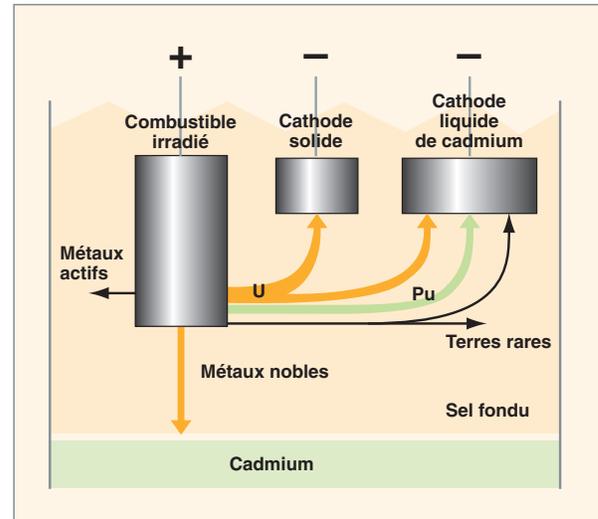


Fig. 79. Le procédé de traitement pyrochimique d'Argonne consiste en une électrolyse en milieu de sel fondu, avec séparation des éléments sur les différents composants de l'électrolyseur.

Quelles lignes d'action privilégier pour la recherche ?

Outre les recherches exploratoires, très diverses, qui peuvent être menées sur des concepts radicalement en rupture avec l'existant (tels que les concepts « physiques » évoqués plus haut), se dessinent quelques grands axes de recherche relatifs aux deux concepts principaux évoqués précédemment.

S'agissant des **procédés hydrométallurgiques**, les efforts prennent les directions suivantes :

- tout d'abord, l'**adaptation du procédé actuel aux caractéristiques des nouveaux combustibles** : cela concerne essentiellement l'étape de mise en solution du combustible, les réactifs et conditions de dissolution classiques pouvant s'avérer inappropriées pour certains composés « avancés ». Les travaux antérieurs conduits sur des carbures ou nitrures d'uranium montrent toutefois que, pour de tels composés, une mise en solution quantitative est accessible en utilisant le réactif classique du procédé PUREX (l'acide nitrique), et

24. « Argonne National Laboratory. Cet organisme de recherche américain est sous la direction de l'université de Chicago, pour le Département de l'Énergie des USA (DOE).

que seuls des aménagements mineurs doivent être recherchés pour parfaire les conditions de mise en œuvre ;

- le second axe réside dans l'**aménagement des procédés dans la perspective d'une gestion groupée des actinides** : il s'agit de rechercher le moyen d'extraire de la solution de dissolution les actinides dans leur ensemble (majeurs et mineurs) pour élaborer ensuite le composé à recycler ; cela passe par la mise au point d'architectures moléculaires et de schémas de procédés appropriés, dans la continuité des travaux menés au cours de la décennie écoulée sur des procédés de « séparation poussée » ; l'ébauche d'un tel concept, dénommé « GANEX », a été récemment proposée par le CEA (cf. figure 80) : on y propose d'extraire dans une étape préliminaire la majeure partie de l'uranium contenu dans le combustible usé, puis, dans une seconde étape, de séparer en bloc plutonium et actinides mineurs (neptunium, américium, curium) en mettant en œuvre une version adaptée du procédé DIAMEX-SANEX mis au point dans le cadre des études menées au titre de l'axe 1 de la loi de décembre 1991 ; un effort d'intégration des opérations de récupération et de re-fabrication pour cette gestion groupée des actinides à recycler apparaît, dans le même ordre d'idées, une orientation à retenir ;
- un objectif important tient également à l'**évolution de la formulation des extractants, pour en accroître la résistance à la radioactivité** ; cela ouvrirait la possibilité de traitement de combustibles très peu « refroidis » ;
- enfin, **les technologies et leur mise en œuvre** constituent une voie de recherche déterminante pour accroître la compacité des procédés, qu'il s'agisse des technologies unitaires (où des marges de progrès remarquables ont d'ores et déjà été obtenues avec la mise au point de contacteurs liquide/liquide à faible temps de résidence) ou de leur intégration (des avancées dans le domaine du contrôle en ligne

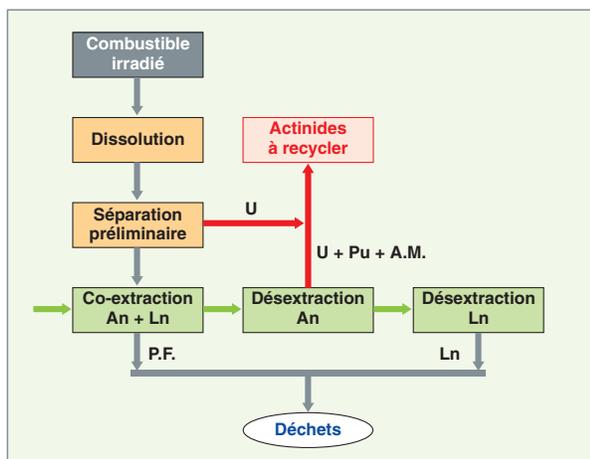


Fig. 80. Un concept d'extraction groupée des actinides : GANEX.

apparaissent des facteurs importants de simplification de l'architecture des ateliers industriels).

Dans le domaine des **procédés pyrochimiques**, l'objectif principal des recherches à mener réside dans la **confirmation des potentialités de tels concepts pour les opérations industrielles de recyclage du combustible usé**. Si des développements et expérimentations tout à fait significatifs ont été conduits de longue date, peu de résultats concernent aujourd'hui la récupération du plutonium et, *a fortiori*, des actinides mineurs, comme également la gestion des sels usés. De très nombreuses voies restent aujourd'hui ouvertes, aussi bien en ce qui concerne le choix des milieux réactionnels (fluorures ou chlorures, mais aussi liquides ioniques « à température ambiante », lesquels connaissent actuellement un essor important), que celui des technologies (électrolyse ou extraction par métaux fondus, pour l'essentiel). Études exploratoires, études de laboratoire, développements technologiques ont aujourd'hui été initiés ou relancés par diverses équipes de recherche, fortes des atouts considérables que l'on prête à ces concepts ; les résultats qui seront produits ces prochaines années seront déterminants pour mieux cerner leurs potentialités, mieux en appréhender les points durs et ainsi orienter les phases suivantes de leur développement, lesquelles apparaissent encore considérables avant d'aboutir à la maturité industrielle de tels procédés.

Indépendamment du procédé mis en œuvre, les orientations stratégiques retenues pour les combustibles du futur soulèvent un certain nombre de questions, dont la pertinence et l'acuité dépendront *in fine* des options qui seront arrêtées, mais qui semblent d'ores et déjà devoir être considérées à ce stade. En voici quelques exemples :

- Le souci d'une rétention « au plus près » des produits de fission dans le combustible en réacteur, qui conduit à envisager des dispositifs de gainage ou d'encapsulation élaborés (combustibles à particules, par exemple), peut modifier l'accessibilité des matières à recycler lors des étapes de traitement ; à de nouveaux objets, de nouveaux matériaux, devront être associés des concepts appropriés de déstructuration ;
- ces matériaux de matrice devront évidemment être gérés : selon leur abondance et la nature des procédés de déstructuration, leur présence peut être de nature à accroître la complexité des opérations de recyclage ;
- l'option d'un recyclage « intégral » des actinides conduit certes à des déchets ultimes dont la nocivité potentielle est moindre (« plus propres »), mais, en contrepartie, à des combustibles recyclés plus « chauds » ; cela implique le recours à des procédés de re-fabrication téléopérés ;
- une attention particulière doit être portée à la gestion des effluents de cycle pour certaines options de combustible (car-

bone 14 avec combustibles nitrures, par exemple) ou d'implantation (rejets liquides évidemment plus contraints pour une option de recyclage sur les sites de réacteurs) ;

- on pourrait aussi, selon certains experts, chercher à réduire le coût du stockage des déchets ultimes en retirant de ces derniers les produits de fission particulièrement thermogènes (césium 137, strontium 90 ; voir figure 81) ; si une telle option n'emporte pas l'unanimité (en raison de la complexité supplémentaire qu'elle apporte aux opérations de cycle), il apparaît important de veiller à l'optimisation (en regard, en particulier, des critères économiques) de l'aval du cycle, en considérant de telles possibilités mais aussi la latitude supplémentaire que peut apporter l'entreposage intermédiaire.

Deux grandes voies paraissent devoir être aujourd'hui privilégiées : tout d'abord celle des procédés hydrométallurgiques, forts d'un retour d'expérience industriel conséquent qui atteste leurs potentialités, et qui paraissent disposer encore d'importantes marges d'adaptation et de progrès ; et ensuite les procédés pyrométallurgiques, prometteurs à certains égards, mais dont les potentialités sont à explorer plus avant. L'ampleur du champ des recherches à mener montre, s'il en était besoin, tout l'intérêt d'une coopération internationale organisée, telle qu'elle se met aujourd'hui en place dans le cadre du forum « *Generation IV* ».

Enfin, et cela a été relevé lors des réunions d'experts du forum, il faut prendre en considération le fait que le déploiement de réacteurs de 4^e génération ne pourra intervenir que de façon progressive, et que le parc du XXI^e siècle présentera une large composante de réacteurs à eau, dont les installations

du cycle auront également à gérer les combustibles usés, tant pour produire des déchets ultimes respectant les spécifications et critères qui prévaudront, que pour alimenter les réacteurs de nouvelle génération : ce caractère « symbiotique » du parc constituera également une donnée d'entrée importante lorsqu'il s'agira d'arrêter des choix.

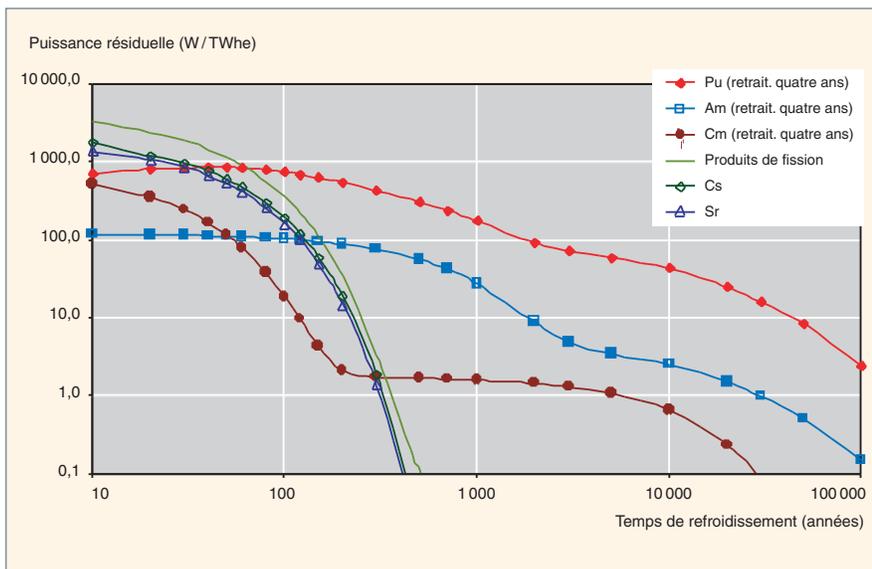


Fig. 81. Contribution des différents radionucléides à la puissance résiduelle dégagée par un combustible usé (UOX, 55 GWj/t).

En résumé...

Les orientations qui se dessinent pour les systèmes nucléaires du futur prêtent aux opérations de cycle des ambitions plus grandes (notamment quant à l'étendue des matières à recycler), dans un champ de contraintes vraisemblablement renforcé (aspects économiques et environnementaux), et portant sur de nouveaux combustibles. Ce défi multiple est porteur d'innovations à divers égards ; pour dégager les meilleures solutions, l'approche doit être ouverte aux différentes options envisageables et aussi **aborder ce défi dans sa globalité** : l'optimum qu'il s'agit de chercher à atteindre est celui de l'ensemble réacteurs, combustible et cycle, et les progrès doivent être cohérents et accomplis de pair.

Les ressources en uranium

L'élément uranium

L'uranium est le plus lourd des éléments naturels restant sur la terre²⁵. L'uranium naturel est essentiellement composé de deux isotopes : U 235 et U 238.

Isotope	Période (ans)	Abondance relative actuelle sur terre (en % U total)
235	713 millions	0,72
238	4,47 milliards	99,275

Cette composition isotopique de l'uranium naturel se retrouve partout sur terre²⁶, aucun processus physique ou chimique à l'œuvre dans le milieu naturel n'ayant conduit à une séparation significative des deux isotopes.

L'uranium entre dans la composition d'au moins deux cents minéraux, et sa teneur moyenne dans la croûte terrestre est d'environ trois grammes par tonne. Il est présent dans pratiquement toutes les roches de l'écorce terrestre, avec des concentrations particulières dans les phosphates, certaines roches ignées ou au voisinage de fronts d'oxydoréduction dans les roches sédimentaires. L'uranium est généralement extrait du sous-sol par des techniques minières et hydrométallurgiques classiques.

Les gisements d'uranium

La majeure partie de l'uranium produit dans le monde vient actuellement du Canada, suivi de l'Australie et du Niger. De gros gisements à teneur extrêmement élevée restent à exploiter en Australie et au Canada. Les ressources mondiales raisonnablement assurées (RRA), récupérables à un coût inférieur à 80 \$ / kg d'uranium, s'élèvent à environ 2,5 millions de tonnes. Bien entendu, les ressources dépendent du prix qu'on consent à payer pour les récupérer : ainsi, les ressources RRA récupérables à moins de 130 \$ / kg d'uranium sont estimées à 3,3 millions de tonnes.

Ces réserves sont-elles importantes ? À titre de comparaison, 2 millions de tonnes d'uranium ont été produites depuis les

débuts de l'industrie nucléaire, soit une quantité proche des réserves RRA estimées aujourd'hui. Sur ces 2 millions, seule une partie a été consommée dans les réacteurs civils, laissant de l'ordre de 1,2 million de tonnes d'uranium appauvri à environ 0,3 % d'U 238 qui peut être considéré comme un stock stratégique pour l'avenir. Au rythme de la consommation actuelle (environ 60 000 tonnes par an), les réserves « bon marché » devraient durer entre 50 et 100 ans. Au-delà de cet horizon, les millions de tonnes d'uranium contenus dans les phosphates et les milliards de tonnes contenus dans l'eau des océans (la teneur est de trois parties par milliard) pourraient être exploités.

En réalité, le futur de la ressource « uranium » dépendra beaucoup du cycle du combustible des réacteurs qui l'utiliseront. Cette ressource est actuellement assez mal valorisée dans les réacteurs à eau, puisque l'extraction d'environ 200 grammes d'uranium naturel est nécessaire pour obtenir la fission de 1 gramme de matière dans ce type de réacteur. Si l'on se fonde sur l'utilisation de l'uranium dans les réacteurs à eau légère en mode « cycle ouvert », les réserves d'uranium peuvent sembler modestes par rapport à celles des combustibles fossiles. Toutefois, un seul recyclage, notion sans signification pour le fossile, accroît déjà significativement la portée des ressources. Parallèlement, le recours aux réacteurs à neutrons



Fig. 82. Une mine d'uranium à ciel ouvert.

25. On trouve d'infimes quantités de plutonium « naturel » dans le minerai d'uranium. Ce plutonium est formé par absorption des neutrons produits par la fission spontanée de l'uranium.

26. À l'exception du gisement d'Oklo (Gabon), où ont eu lieu des réactions nucléaires naturelles qui ont consommé de l'uranium 235 et bouleversé la composition isotopique de l'uranium restant.

rapides permettrait de bien mieux utiliser le potentiel énergétique de l'uranium en consommant efficacement l'isotope fertile U 238 dans un cycle du combustible fermé²⁷. Avec ces systèmes nucléaires, la préoccupation des ressources serait reléguée au second plan.

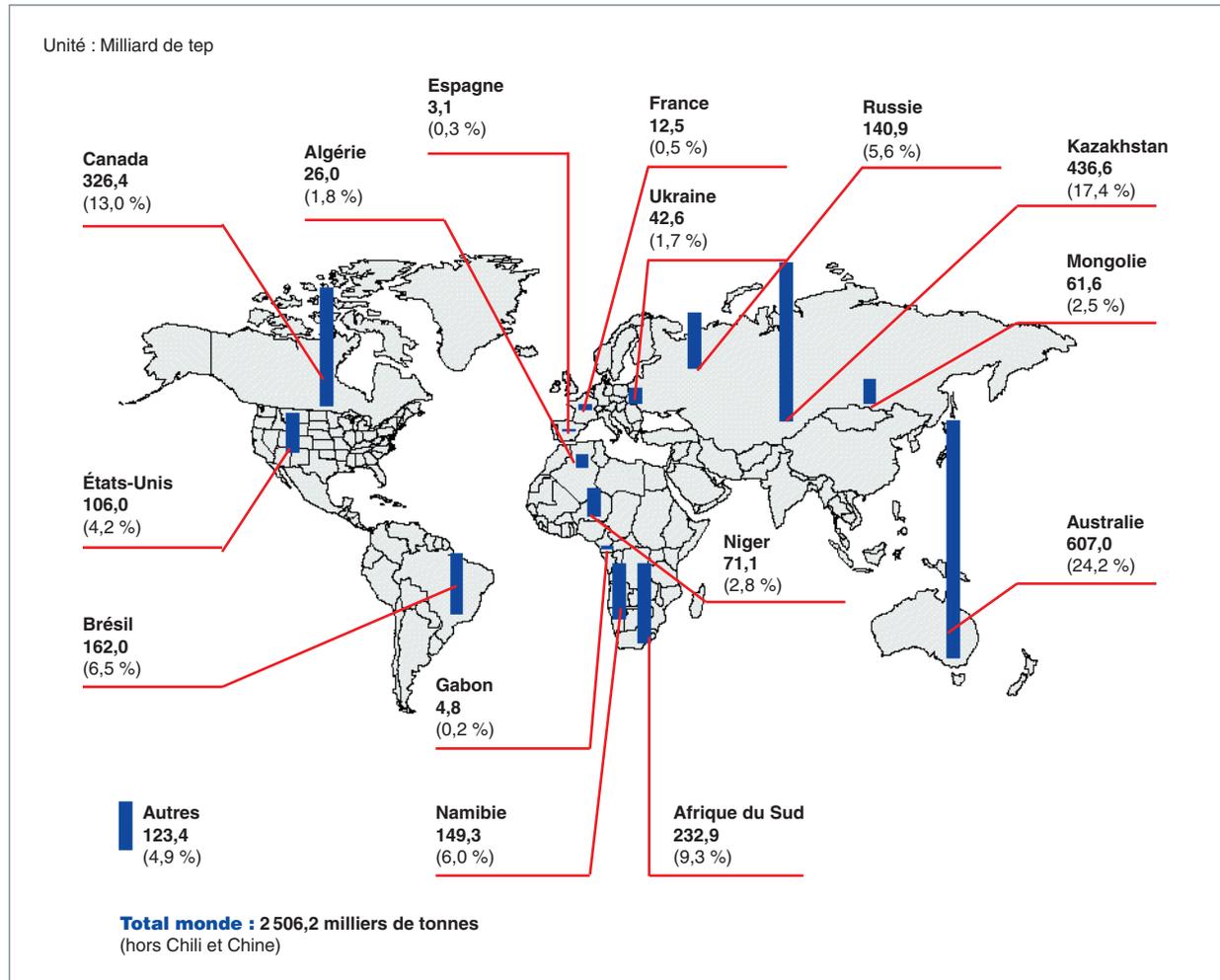


Fig. 83. Réserves mondiales prouvées d'uranium* au 1^{er} janvier 1999.
* Ressources raisonnablement assurées récupérables à moins de 80 \$/kg U.

27. Voir *supra*, p. 67-71 et 75-79 : « Le cycle du combustible des systèmes nucléaires du futur : quelques éléments d'orientation » et « De l'origine des espèces (de réacteurs) : filières et générations ».

De l'origine des espèces (de réacteurs) : filières et générations

« *If any species does not become modified and improved in a corresponding degree with its competitors, it will soon be exterminated*²⁸. »

Charles DARWIN, *On the Origin of Species by Means of Natural Selection*, 1859.

La conception d'un réacteur nucléaire commence par l'agencement dans le cœur du réacteur de matières fissiles et fertiles constituant le combustible, d'un caloporteur destiné à évacuer la chaleur produite par les réactions de fission, d'un modérateur (éventuellement) dont le rôle est de ralentir les neutrons, et d'un absorbant neutronique pour contrôler la réaction en chaîne. Plusieurs options sont possibles pour chacun de ces éléments, et, même si toutes les combinaisons ne sont pas viables, de nombreux types de réacteur sont envisageables.

Matières fissiles et fertiles

Le noyau fissile le plus couramment utilisé dans les réacteurs actuels est U 235, seul isotope fissile « naturel ». D'autres noyaux fissiles utilisables sont les isotopes impairs du plutonium Pu 239 et Pu 241, produits par irradiation neutronique de l'isotope fertile U 238. Le mélange dans le cœur d'isotopes fissiles et fertiles permet d'augmenter la durée de fonctionnement du cœur, puisque la disparition des noyaux fissiles par fission est compensée partiellement (ou totalement si le réacteur est **surgénérateur***) par la formation de nouveaux noyaux fissiles par capture de neutrons sur les noyaux fertiles.

Caloporteur

De nombreux choix sont possibles pour le fluide caloporteur : eau lourde, eau ordinaire, gaz (hélium, CO₂), métaux liquides... Le caloporteur peut circuler directement du cœur à la turbine ou échanger de la chaleur avec un circuit secondaire. Le choix du caloporteur a une grande importance dans la technologie du réacteur, et les grandes filières sont souvent classées en fonction de lui.

28. « Si une espèce, quelle qu'elle soit, ne se modifie pas et ne se perfectionne pas aussi vite que ses concurrents, elle sera rapidement exterminée. »

Modérateur

Un autre choix fondamental est celui de l'énergie moyenne, ou vitesse moyenne, des neutrons dans le cœur. Le choix entre neutrons rapides et neutrons lents détermine ainsi deux grandes familles :

- Dans les réacteurs à neutrons lents, ou « thermiques », les neutrons sont ralentis par des chocs successifs sur les noyaux légers d'un matériau modérateur. Les matériaux modérateurs principalement employés sont l'eau ordinaire, l'eau lourde (D₂O) et le graphite. Les neutrons lents ayant des grandes probabilités d'interaction avec la matière, ce type de réacteur peut fonctionner avec un combustible peu enrichi en noyaux fissiles (l'uranium naturel peut même éventuellement suffire), mais seule une petite partie de l'énergie des noyaux lourds du combustible est valorisée. Beaucoup de ces noyaux lourds sont transmutés par capture de neutrons en actinides qu'on retrouvera présents dans les déchets.
- Dans les réacteurs à neutrons rapides, on ne ralentit pas les neutrons dans le réacteur, et ceux-ci gardent à peu près l'énergie qu'ils avaient lors de leur production par fission. Leurs probabilités d'interaction avec la matière sont faibles, c'est pourquoi les réacteurs à neutrons rapides doivent avoir un flux de neutrons élevé et contenir beaucoup de matière fissile. En revanche, dans ce domaine d'énergie de neutrons, les réactions de fission sont favorisées par rapport aux réac-

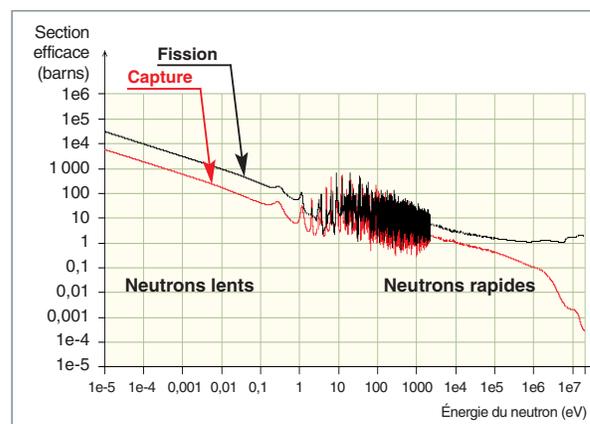


Fig. 84. La **section efficace*** de fission et de capture de l'uranium 235 en fonction de l'énergie du neutron met en évidence deux grands domaines : celui des neutrons lents, où les probabilités d'interaction du neutron avec les noyaux d'uranium sont grandes, et celui des neutrons rapides, où les sections efficaces sont beaucoup plus petites.

tions parasites (captures) : la matière fissile est bien mieux utilisée que dans un réacteur à neutrons thermiques. Les RNR sont des brûleurs potentiels d'actinides, ces derniers étant fissiles aux neutrons rapides.

Les « filières » d'aujourd'hui

Dans les années cinquante et soixante, pratiquement tous les types de réacteur nucléaire ont été envisagés, conçus et même construits... Après ce bouillonnement créateur, la sélection « naturelle » a assuré la survie d'un nombre réduit de filières.

Les réacteurs à gaz

La filière graphite-gaz, qui permet l'utilisation de l'uranium naturel, s'est développée dans de nombreux pays (Royaume-Uni, France, Japon, Espagne, Italie) jusqu'à ce que les États-Unis, qui ont conservé jusqu'à la fin des années cinquante le monopole de l'enrichissement, acceptent d'exporter de l'uranium enrichi. À partir de là, tous ces pays abandonnèrent progressivement cette technologie pour basculer sur la filière à eau légère. Le dernier fut le Royaume-Uni qui démarra son premier réacteur à eau en 1995 ; il est le seul à conserver aujourd'hui en opération des réacteurs de ce type.



Fig.85. Des réacteurs de 1^{re} génération à ceux de 2^e génération : on voit le gros réacteur UNGG (arrêté) et les petits REP (en service) qui lui ont succédé sur le site du Bugey (Ain).

Les réacteurs à eau ordinaire

Avec 86 % du parc en fonctionnement et 79 % des constructions en cours dans le monde, les réacteurs à eau ordinaire (ou « légère ») représentent l'espèce dominante dans le monde des réacteurs nucléaires.

Les REP, et leur version soviétique, les VVER, sont les plus nombreux. Ils sont robustes, fiables, et affichent des progrès continus en termes de disponibilité, de taux de combustion, de durée de cycle, de capacité à suivre les fluctuations du réseau électrique et de dose collective aux opérateurs.

Les réacteurs à eau bouillante (REB), qui représentent environ le tiers de la puissance installée des REP, ont vu, eux aussi, un développement significatif, mais un peu entravé par quelques défauts de jeunesse. Aujourd'hui, au Japon, les dernières commandes ont exclusivement porté sur des réacteurs bouillants.

Les réacteurs graphite - eau RBMK

C'est ce type de réacteur qui a causé l'accident de Tchernobyl. Le modérateur en graphite est traversé de tubes de force en alliage de zirconium dans lesquels de l'eau bouillante circule pour refroidir le combustible en uranium légèrement enrichi. Ce type de réacteur est instable par conception dans certains régimes de fonctionnement, ce qui le rend vulnérable aux erreurs humaines. L'arrêt complet de cette filière est programmé.



Fig. 86. Un réacteur RBMK* (unité n° 4 de Tchernobyl).

Les réacteurs à eau lourde CANDU

Dans ce type de réacteur, le combustible est refroidi par circulation d'eau lourde dans des tubes de force. Le modérateur à eau lourde absorbe très peu les neutrons, ce qui permet à ce type de réacteur d'utiliser de l'uranium naturel. Cette spécificité peut séduire les pays désireux de s'affranchir de la nécessité de l'enrichissement de l'uranium. Les Canadiens ont exporté des CANDU dans de nombreux pays (Inde, Pakistan, Roumanie, Corée, Chine...).

Les filières de demain...

Même si les réacteurs à eau sont actuellement dominants, plusieurs types de réacteur possédant des avantages spécifiques pourraient un jour les concurrencer...

Les réacteurs à haute température (RHT)

Les RHT sont des réacteurs à neutrons thermiques, modérés par une large masse de graphite et refroidis par circulation d'hélium. Ils emploient un combustible original, conçu initialement en Grande-Bretagne, la « particule enrobée ». Ce combustible constitué de carbone et de céramique permet de constituer des cœurs très réfractaires, fonctionnant à haute température, ce qui ouvre la possibilité de cycles thermodynamiques à haut rendement. La grande liberté offerte au concepteur par le combustible à particules rend ce type de réacteur apte à s'accommoder d'une large variété de cycles du combustible.

Plusieurs prototypes de RHT ont été développés aux États-Unis et en Allemagne. Rendus attractifs par les récents progrès des turbines à gaz, ils sont actuellement étudiés sous la forme de petits réacteurs modulaires refroidis par un circuit d'hélium directement couplé à une turbine. Dotés d'une grande inertie thermique, les RHT sont particulièrement sûrs, ce qui pourrait autoriser une simplification de leurs systèmes de sécurité ; leur excellent rendement thermodynamique devrait permettre d'amortir rapidement un coût d'investissement encore élevé dû à leur faible puissance volumique.

Les réacteurs à neutrons rapides (RNR)

Le grand atout des réacteurs à neutrons rapides réside dans leur capacité de fabriquer autant ou plus de matière fissile qu'ils en consomment. Les réacteurs à neutrons rapides sur-générateurs peuvent donc, par recyclages successifs, utiliser la quasi-totalité de l'énergie contenue dans l'uranium, cent fois plus qu'un réacteur à eau ordinaire.

À titre de comparaison, un REP-UOX typique (1GWe) a besoin de **110 t** d'uranium naturel par an et produit **0.25 t de plutonium par an**. Un RNR régénérateur de même puissance

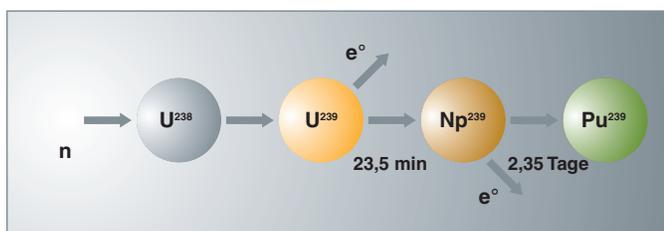


Fig. 87. Formation d'un noyau de plutonium 239 (fissile) par capture d'un neutron sur l'uranium 238 (non fissile). La fission d'un noyau produit plusieurs neutrons. Un seul de ces neutrons est nécessaire à l'entretien de la réaction en chaîne. Les autres neutrons peuvent former d'autres noyaux fissiles par capture sur l'uranium 238 pour former du plutonium 239. Avec un réacteur ré- ou sur-générateur, on peut produire autant ou plus de matière fissile qu'on en consomme. La matière fissile joue alors le rôle de catalyseur, constamment régénéré au fur et à mesure de sa consommation. Avec ce type de réacteur, ce qu'on consomme véritablement, *in fine*, c'est la matière fertile U 238.

aurait besoin de **15 à 20 t de Pu** (constamment régénérés), et **consommerait seulement environ 1 à 2 t d'uranium naturel par an**. Les RNR pourraient même fonctionner en utilisant l'important stock d'uranium appauvri actuellement inutilisé par le parc de réacteurs à eau. Les RNR résolvent donc le problème des ressources.

Dans les réacteurs à spectre thermique, les actinides capturent souvent les neutrons sans fissionner, ce qui aboutit à la formation de noyaux de plus en plus lourds, tous radioactifs, qui grèvent le bilan en neutrons du réacteur et qu'on retrouve dans les déchets.

Dans les réacteurs à spectre rapide, capture et fission coexistent pour tous les actinides, ce qui offre la possibilité d'équilibrer leur bilan.

Toujours pour comparer, un REP-UOX classique (1GWe) consomme 16 kg d'actinides mineurs. Le recyclage du Pu sous forme de MOX permet de stabiliser l'inventaire Pu, mais les actinides mineurs ne sont pas brûlés et s'accumulent. Un RNR régénérateur de même puissance peut consommer les actinides mineurs qu'il produit²⁹. Avec ce type de système, le nucléaire peut donc gagner en propreté.

Les seuls RNR sur lesquels on ait un retour d'expérience significatif sont (ou étaient) refroidis par du sodium liquide. C'est un excellent caloporteur, très peu corrosif des aciers inoxydables quand il est pur, mais qui s'enflamme spontanément à l'air et réagit vivement avec l'eau.

Les Russes étudient des modèles de RNR refroidis par plomb fondu, tandis que les Français rouvrent, après l'arrêt de Superphénix³⁰, le dossier des RNR refroidis à l'hélium.

Le coût d'investissement des RNR est plus élevé que celui des REP de même capacité. Les RNR n'ont donc de chance d'émerger que si – ou quand – leur qualité spécifique, l'économie de matière fissile, devient un facteur clé de succès.

Dans un futur plus lointain...

Pour compléter la liste des réacteurs futurs possibles, il faut enfin mentionner les réacteurs à sels fondus et les « ADS » (*Accelerator Driven Systems*), réacteurs hybrides couplés à un accélérateur de protons³¹. La technologie nucléaire est jeune, et les idées ne manquent pas pour l'adapter aux nouvelles exigences mondiales en matière d'énergie et d'environnement. Ce qui est sûr, c'est qu'il n'y aura de **nucléaire durable** que dans le cadre d'une stratégie de gestion responsable des déchets radioactifs et de recyclage des matières fissiles et fertiles.

29. Voir *supra*, p. 68, le schéma de principe du cycle du combustible RNR.

30. À Creys-Malville (Isère).

31. Voir *infra*, p. 96, « Autres voies pour le futur lointain ».

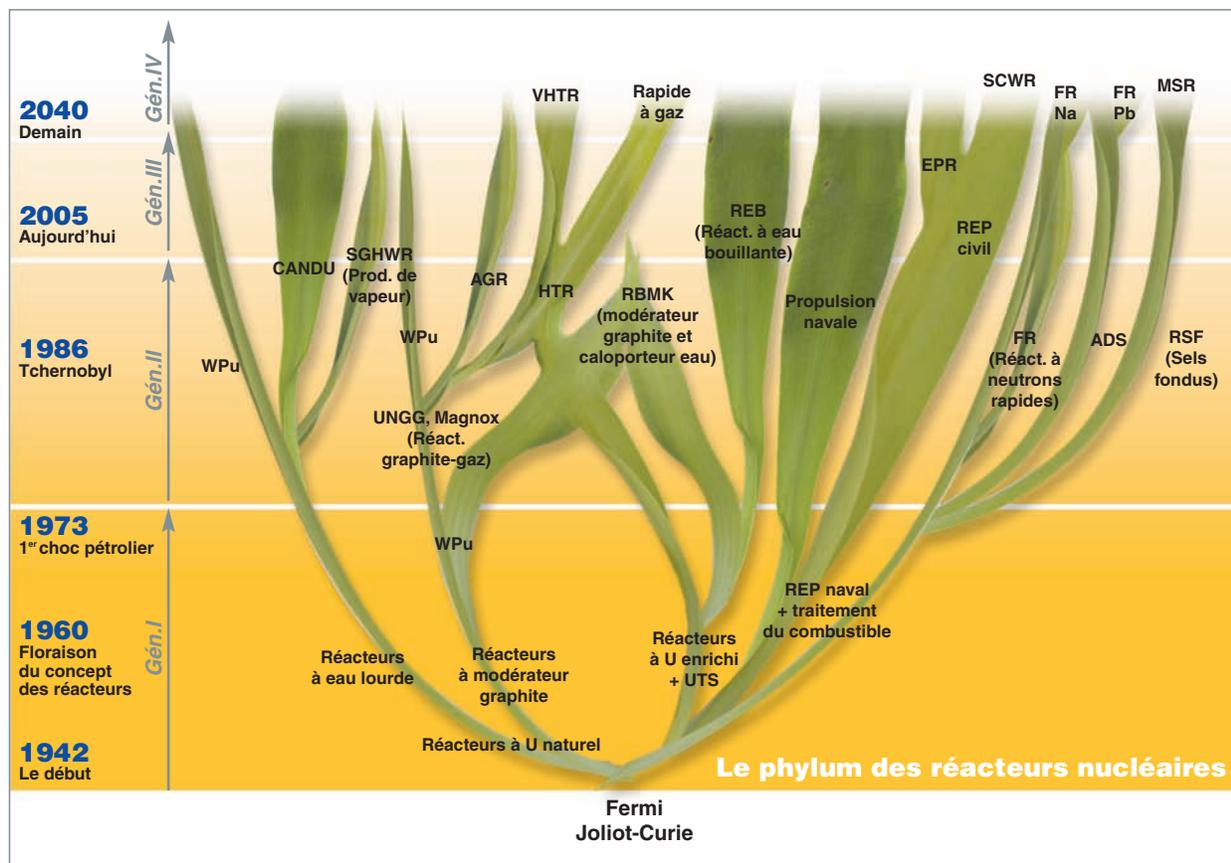


Fig. 88. L'arbre phylogénétique des réacteurs nucléaires. Brève description des grands embranchements de l'arbre : les réacteurs peuvent fonctionner à l'uranium naturel ou à l'uranium enrichi, mais l'utilisation d'uranium naturel restreint le choix des caloporteurs au graphite et à l'eau lourde. L'utilisation d'U enrichi ouvre presque tous les choix possibles de caloporteurs et de modérateurs. Certaines combinaisons sont plus heureuses que d'autres : le caloporteur eau a eu beaucoup de succès, car c'est aussi un bon modérateur. Les réacteurs à eau (REP et REB) constituent la majorité du contingent des réacteurs de génération II (actuel) et III (futur proche). La combinaison d'un modérateur graphite et d'un caloporteur gaz ouvre la voie aux réacteurs à haute température. Les branches des réacteurs à neutrons rapides sont encore peu développées. Seules certaines espèces de réacteur nucléaires ont survécu. Certaines branches sont éteintes ou en voie d'extinction : les réacteurs graphite-gaz UNGG ou Magnox pour des raisons de compétitivité économique, les RBMK pour des raisons de sûreté. Mais les critères de sélection changent, le monde évolue... D'autres espèces sont en émergence.

Les six concepts retenus par le forum « **Gen. IV*** » sont en haut de l'arbre. Tous se développeront-ils ?...

- **WPU** : réacteur plutonigène militaire.
- **CANDU** : réacteur à uranium naturel, refroidi et modéré à l'eau lourde.
- **SGHWR** : Réacteur à eau lourde fournissant de la chaleur industrielle (*Steam Generating Heavy Water Reactor*).
- **AGR** : Réacteur graphite-gaz (*Advanced Gas-Cooled Reactor*).
- **(V)HTR** : Réacteur à gaz à (très) haute température (*[Very] High Temperature Reactor*).
- **SCWR** : Réacteur à eau supercritique (*Super Critical Water Reactor*).
- **ADS** : **Système hybride* spallation*-fission** (*Accelerator Driven System*).
- **FR** : Réacteur à neutrons rapides (*Fast Reactor*).
- **MSR** : Réacteur à sels fondus (*Molten Salt Reactor*).

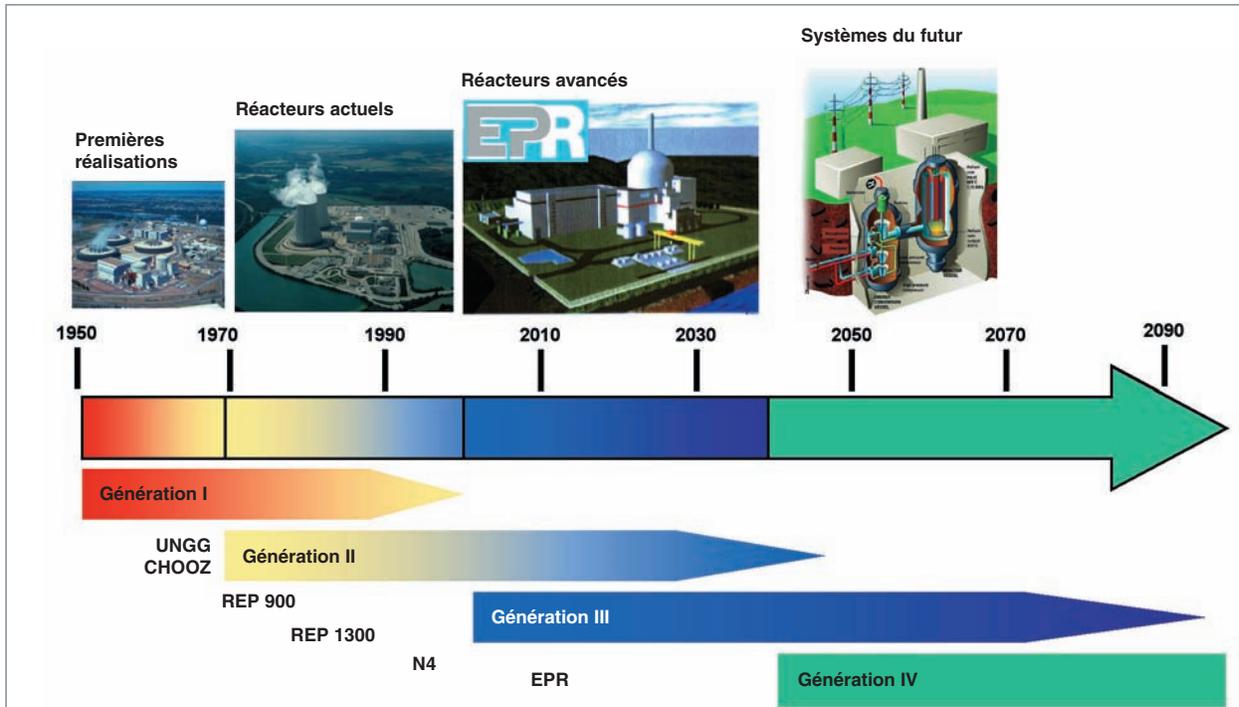


Fig. 89. Le calendrier des générations nucléaires.

Petite histoire des générations nucléaires

La première génération de réacteurs a vu le jour alors que la technologie industrielle d'enrichissement de l'uranium n'était pas encore développée. Les réacteurs devaient pouvoir fonctionner à l'uranium naturel (non enrichi), d'où l'utilisation de modérateurs absorbant très peu les neutrons, tels que le graphite ou l'eau lourde. C'est ainsi que la **filière***, dite « Uranium Naturel Graphite Gaz » (UNGG), a été développée en France.

La deuxième génération de réacteurs, déployée dans les années soixante-dix-quatre-vingt, constitue la majorité du parc mondial aujourd'hui en exploitation. Cette période fut celle des réacteurs à eau pressurisée REP et réacteurs à eau bouillante REB. Le fonctionnement cumulé de plus de 10 000 années-réacteur au niveau mondial prouve la maturité industrielle et la compétitivité économique de cette technologie. Le parc de 58 réacteurs à eau pressurisée dont dispose la France appartient à cette seconde génération.

La troisième génération représente l'état de l'art industriel constructible le plus avancé. Il s'agit de réacteurs dits « évolutionnaires », qui bénéficient

du retour d'expérience et de la maturité industrielle des réacteurs à eau de la seconde génération, tout en intégrant des spécifications encore plus avancées en matière de sûreté.

Enfin, le développement de la **quatrième génération** est engagé dès à présent, dans un cadre international et avec l'objectif d'amener ces nouveaux systèmes à maturité technique, dans la perspective d'un déploiement industriel à l'horizon 2030. Ces systèmes ont pour but de répondre aux enjeux d'une production d'énergie durable, dans une vision à long terme, et notamment de minimiser les déchets radioactifs et d'utiliser au mieux les ressources naturelles en combustible, ainsi que de répondre à de nouveaux besoins en énergie : non seulement la production d'électricité, mais aussi l'hydrogène pour les transports et l'eau potable par dessalement de l'eau de mer...

Ces systèmes ont déjà évolué et comportent des innovations technologiques importantes (on peut les appeler « révolutionnaires »). Elles nécessiteront une vingtaine d'années de développement.

Les systèmes nucléaires du futur : un cadre international pour le développement d'une nouvelle génération de systèmes nucléaires

Le forum international « Generation IV »

Les objectifs visés pour les systèmes du futur, de même que le choix des technologies clé pour les atteindre, font l'objet d'une coopération très active au plan international, notamment dans le cadre du forum « *Generation IV* ».

Prenant conscience de risques de pénurie et de dépendance énergétique à moyen terme, le gouvernement américain, à travers le *Department of Energy* (DOE), s'est engagé dans un effort de relance des moyens de production en électricité. Dans le domaine de l'énergie nucléaire, cela s'est traduit par deux actions complémentaires :

- La première, purement américaine, est destinée à faciliter la construction de nouveaux réacteurs aux États-Unis, à court terme (2010) ; il s'agit du programme « *Nuclear Power 2010* » (NP 2010). Un groupe *ad hoc*, le « *Near Team Deployment Group* » (NTDG), a évalué les réacteurs susceptibles d'être construits d'ici 2010, a identifié les problèmes éventuels à résoudre tant au niveau technique que réglementaire ou administratif, et a proposé des actions facilitant le déploiement à court terme de ces réacteurs nucléaires de troisième génération ;
- la seconde est le forum international « *Generation IV* ». Son principe fondateur est la reconnaissance, par les dix pays qui en sont membres, des atouts de l'énergie nucléaire pour satisfaire les besoins croissants en énergie dans le monde, dans une démarche de développement durable et de prévention des risques de changement climatique. Ce principe est inscrit dans la charte du forum et se concrétise par l'engagement d'une R&D internationale chargée de définir, développer et permettre le déploiement de systèmes nucléaires de 4^e génération à l'horizon 2030. Les pays membres du forum international « *Generation IV* » sont l'Argentine, le Brésil, le Canada, la France, le Japon, la République de Corée³², l'Afrique du Sud, la Suisse, le Royaume-Uni, les États-Unis et l'Union européenne. D'autres pays ou instances internationales pourraient également, à terme, rejoindre cet effort de recherche...



Fig. 90. Les systèmes nucléaires du futur : une R&D très internationale.

Méthodologie du choix des orientations technologiques

Trois étapes ont déjà été franchies :

- L'évaluation, selon une méthodologie très codifiée, de concepts proposés par les pays participants (étape réalisée entre avril 2001 et avril 2002) ;
- la sélection d'un petit nombre de concepts porteurs de technologies jugées particulièrement prometteuses lors de l'évaluation (étape réalisée en mai 2002) ;
- l'élaboration d'un plan de développement de ces technologies, édité en octobre 2002, préparant une phase ultérieure de coopération internationale (objectif principal du forum depuis 2003).

D'emblée, une forte convergence s'est affirmée sur les grands objectifs du programme « *Generation IV* » et sur la démarche. Quatre objectifs principaux (« *goal areas* ») ont été définis pour caractériser les systèmes du futur. Ils doivent être à la fois :

- **Durables** : c'est-à-dire économes des ressources naturelles et respectueux de l'environnement (en minimisant la produc-

32. Corée-du-Sud.

tion de déchets en termes de radio-toxicité à long terme, et en utilisant de façon optimale les ressources naturelles en combustible) ;

- **économiques** : aux plans du coût d'investissement par kWe installé, du coût du combustible, du coût d'exploitation de l'installation et, par voie de conséquence, du coût de production du kWh, qui doit être compétitif par rapport à celui d'autres sources d'énergie ;
- **sûrs et fiables** : avec une recherche de progrès par rapport aux réacteurs actuels, et en éliminant autant que possible les besoins d'évacuation de population à l'extérieur du site, quelles que soient la cause et la gravité de l'accident à l'intérieur de la centrale ;
- **résistants vis-à-vis des risques de prolifération** et susceptibles d'être aisément protégés contre les agressions externes.

Une centaine d'ingénieurs et de chercheurs ont participé à la première phase des travaux du forum. Des groupes techniques ont été chargés, pour chaque filière considérée (réacteurs à eau, à gaz, à métal liquide...) de l'évaluation des différents concepts proposés au regard des objectifs et critères retenus, et de l'élaboration des plans de R&D pour les concepts finalement sélectionnés. La méthodologie d'évaluation a été élaborée et affinée par un groupe de travail spécifique qui a décliné en une trentaine de critères élémentaires les quatre grands objectifs de progrès évoqués ci-dessus.



Fig. 91. Les critères retenus pour sélectionner les systèmes nucléaires du futur diffèrent dans leur libellé et dans leur hiérarchie de ceux retenus pour les réacteurs de première et de deuxième génération. Ici, tous les critères ont été mis à plat et débattus dans la plus grande transparence. Ils sont d'inspiration purement civile et partagés par la communauté internationale. Les critères de rentabilité et d'économie des ressources (chers aux industriels) restent importants. Plus nouveau, les critères de sûreté, de minimisation des déchets (chers au public) et de réduction des risques de prolifération (chers aux politiques) sont explicitement mentionnés.

Des groupes techniques pluridisciplinaires ont identifié les développements nécessaires dans le domaine du combustible, des procédés du cycle, des matériaux, de la sûreté et des produits énergétiques pour les différents systèmes considérés par le forum. Un groupe de coordination a animé l'ensemble de l'activité des groupes techniques et a assuré l'intégration des résultats dans les documents d'étape et la synthèse finale.

Les choix réalisés au sein du forum

Six systèmes nucléaires ont été sélectionnés, qui peuvent permettre des avancées notables sur les critères énoncés ci-dessus. Ces systèmes permettent d'autres applications que la production d'électricité, telles que la production d'hydrogène ou le dessalement de l'eau de mer.

La diversité des besoins à couvrir et des contextes au plan international explique que l'on n'aboutisse pas à un unique système « *Generation IV* », mais à quelques concepts de systèmes parmi les plus prometteurs, sur lesquels se concentrent désormais les efforts de R&D des pays membres du forum.

Carte d'identité des systèmes sélectionnés

La sélection opérée dans l'initiative « *Generation IV* » suscite plusieurs remarques :

- Dans les choix retenus, ce sont les critères de développement durable qui ont été les plus discriminants. L'éventail des évaluations sur les aspects économiques et de sûreté a été beaucoup plus resserré. Cela se traduit par une majorité de systèmes à spectre rapide et à cycle fermé ;
- les concepts les plus innovants se sont trouvés pénalisés par les incertitudes importantes pesant sur leur définition et sur la possibilité de lever les difficultés technologiques pour une réalisation d'ici 2040. Dans cette classe de systèmes nucléaires, le choix final s'est porté sur le réacteur à sels fondus, intéressant pour la gestion des actinides et le déploiement du cycle thorium ;
- le regroupement en familles de réacteurs – homogènes du point de vue des performances et des besoins en R&D – s'est avéré important car il a permis de prendre en compte les troncs communs de R&D et de structurer les recommandations autour de grands axes fédérateurs. À titre d'exemple, la famille des réacteurs à caloporteur gaz (RCG) comporte un tronc commun important de recherche sur les matériaux à haute température, les circuits hélium, la conversion par turbine à gaz. En complément, différentes variantes sont étudiées pour des niches de marché différentes : réacteurs à très haute température pour la production massive d'hydrogène, réacteurs spécialisés pour brûler les actinides, version

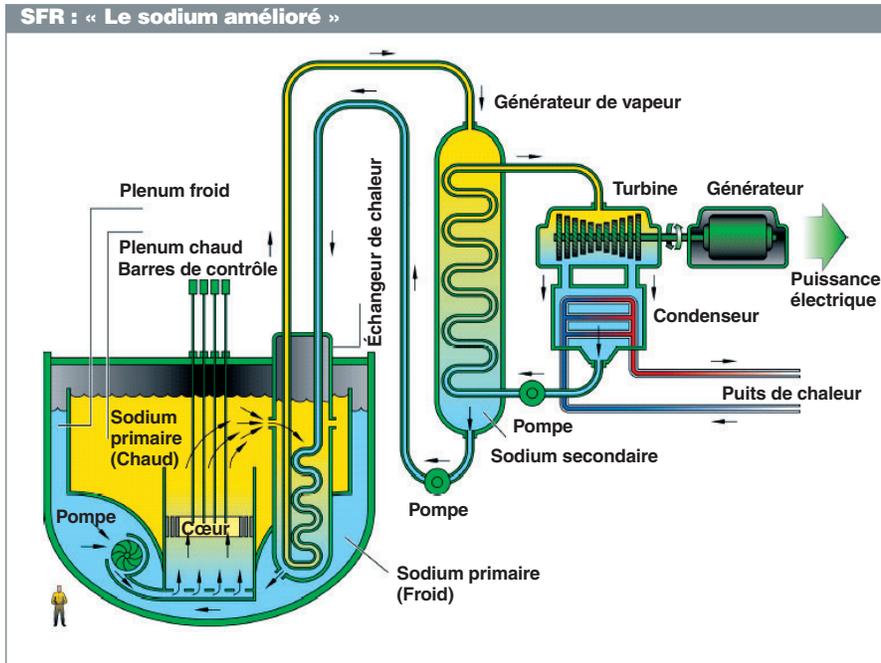


Fig. 92. SFR : « Le sodium amélioré ». Ce système comprend un réacteur à spectre rapide associé à un cycle fermé permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière fissile dans le

cœur, ce type de réacteur peut fonctionner très longtemps sans intervention sur le cœur du réacteur. Deux options principales sont envisagées : la première, associée à un retraitement du combustible métallique, conduit à un réacteur de puissance unitaire

intermédiaire de 150-500 MWe ; la seconde, caractérisée par un retraitement du combustible mixte d'oxyde (MOX), correspond à un réacteur de puissance unitaire élevée, entre 500 et 1 200 MWe (réacteur associé au retraitement PUREX). Le SFR offre d'excellentes propriétés d'utilisation des ressources naturelles et de gestion des actinides. Il a été évalué comme ayant de bonnes caractéristiques de sûreté. Le système à combustible oxyde pourrait être prêt pour un déploiement industriel dès 2015. Plusieurs prototypes de SFR existent dans le monde, au Japon (Joyo, Monju), en Russie (BN600), en France (Phénix). Les principaux enjeux de recherche concernent le recyclage intégral des actinides (les combustibles comportant des actinides sont radioactifs, donc compliqués à fabriquer) ; l'inspection en service (le sodium n'est pas transparent) ; la sûreté (des approches de sûreté passive sont à l'étude) ; la réduction du coût d'investissement (ce type de réacteur est encore cher). Le changement de l'eau du fluide secondaire pour du CO₂ supercritique est également à l'étude, car il pourrait permettre d'améliorer la sûreté, tout en autorisant la suppression du circuit intermédiaire au sodium, si les interactions chimiques sodium-CO₂ s'avéraient moins violentes que les interactions sodium-eau.

Fig. 93. LFR : « Un concept en plomb ». Ce système comprend un réacteur à neutrons rapides associé à un cycle fermé permettant une utilisation optimale de l'uranium. Plusieurs systèmes de référence ont été conservés dans la sélection. Les puissances unitaires vont de 50-100 MWe, pour les concepts dits « battery », jusqu'à 1 200 MWe, incluant les concepts modulaires de 300-400 MWe. Les concepts « battery » ont une gestion du combustible à longue durée (dix à trente ans). Les combustibles peuvent être soit métalliques, soit de type nitruure, et permettent le recyclage de l'ensemble des actinides. Le principal verrou technologique de cette filière concerne la corrosion par le plomb liquide.

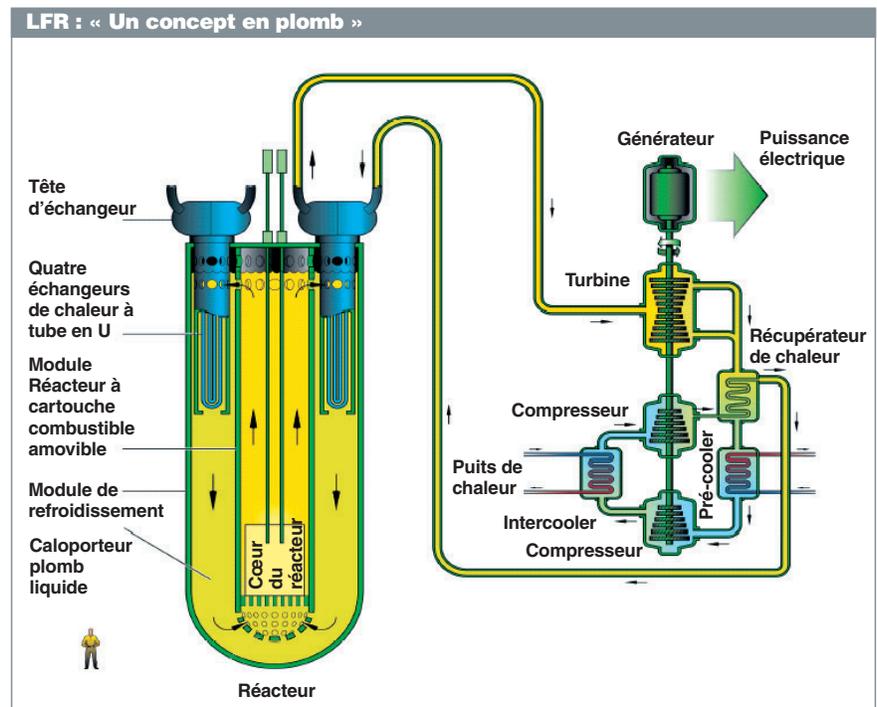


Fig. 94. SCWR : « De l'eau, mais supercritique ». Deux cycles de combustible sont envisagés pour le SCWR, ce qui correspond à deux versions différentes du système : un réacteur à spectre thermique associé à un cycle du combustible ouvert et un réacteur à spectre rapide associé à un cycle fermé pour un recyclage de l'ensemble des actinides. Les deux options ont un point de fonctionnement en eau supercritique identique : pression de 25 MPa et température de sortie du cœur de 550 °C permettant un rendement thermodynamique de 44 %. La puissance unitaire du système de référence est de 1 700 MWe. Le SCWR a été évalué comme ayant un potentiel élevé en matière de compétitivité économique. Le principal enjeu de recherche concerne la corrosion par l'eau, notamment accélérée par rapport aux réacteurs à eau actuels, du fait d'une température de fonctionnement plus élevée.

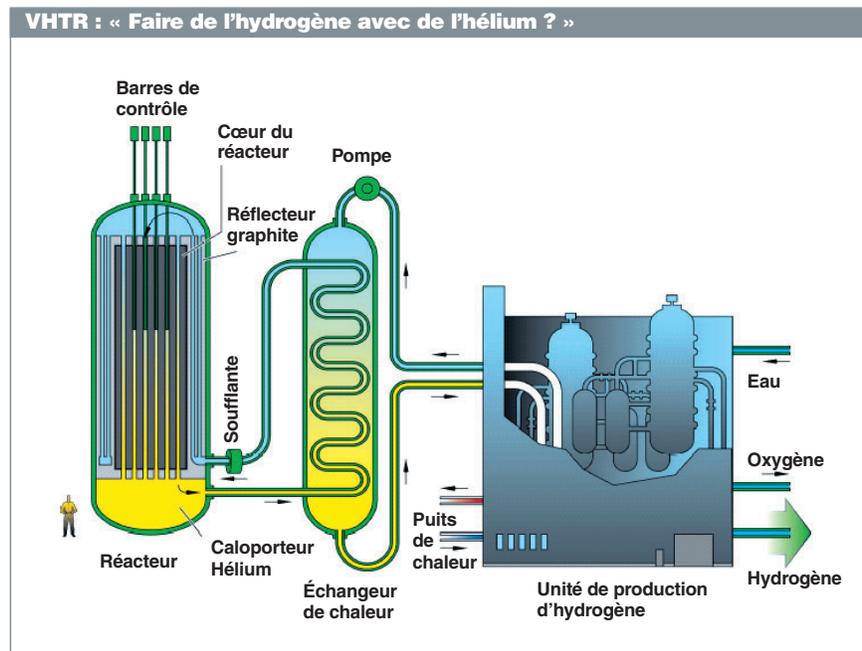
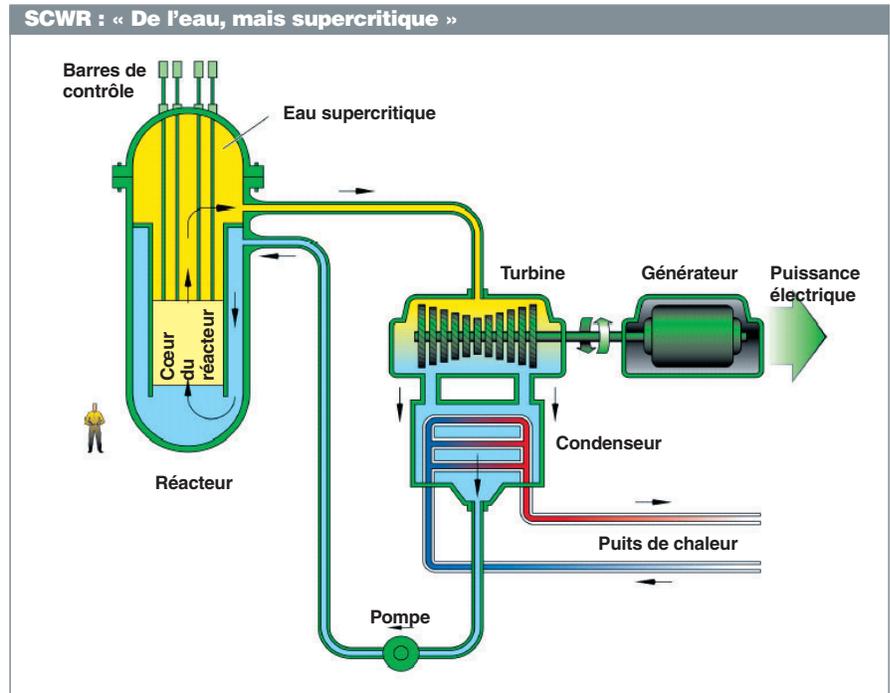


Fig. 95. VHTR : « Faire de l'hydrogène avec de l'hélium ? ». Le VHTR est un système à caloporteur gaz associé à un cœur à spectre thermique et à un cycle du combustible ouvert. La particularité du VHTR est son fonctionnement à très haute température (>1 000°C) pour fournir la chaleur nécessaire à des procédés de décomposition de l'eau par cycle thermochimique ou électrolyse à haute température. Le VHTR est spécifiquement dédié à la production d'hydrogène, même s'il doit aussi permettre la production d'électricité (seule ou en cogénération). Le système de référence a une puissance unitaire de 600 MWth et utilise l'hélium comme caloporteur. Le cœur est constitué de blocs prismatiques ou de boulets. Les grands thèmes de recherche pour le développement de cette filière concernent les matériaux à haute température et la mise au point des technologies de production massive d'hydrogène.

Fig. 96. GFR : « Du gaz rapide ». Le GFR est un système à spectre rapide permettant le recyclage homogène des actinides, tout en conservant un gain de régénération supérieur à 1. Le concept de référence est un réacteur refroidi à l'hélium en cycle direct avec un rendement élevé (48 %). L'évacuation de la puissance résiduelle en cas de dépressurisation met en œuvre la convection naturelle. La puissance volumique dans le cœur est déterminée de façon à limiter la température du combustible à 1 600°C en transitoire. Le combustible, innovant, est conçu pour retenir les produits de fission (pour une température inférieure à la limite de 1 600°C) et éviter leur relâchement en situations accidentelles. Le recyclage du combustible utilisé est envisagé sur le site même du réacteur soit par un procédé pyrochimique, soit par un procédé hydro-métallurgique. Le GFR est le concept le plus performant en termes d'utilisation des ressources naturelles et de minimisation des déchets à vie longue. Il se situe dans la ligne technologique gaz, dans le prolongement des concepts à spectre thermique GT-MHR³³, PBMR³⁴ et VHTR. Les grands thèmes de recherche associés au développement du GFR concernent les matériaux du réacteur, qui devront être capables de résister à la fois à de hautes températures et à de fortes irradiations neutroniques. L'enjeu le plus important est le développement d'un combustible dense et réfractaire.

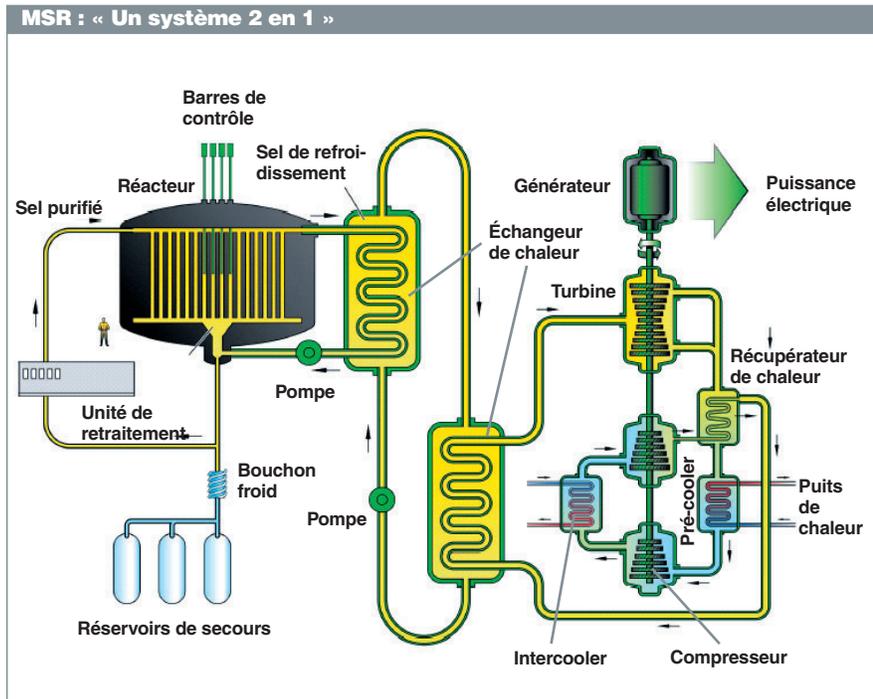
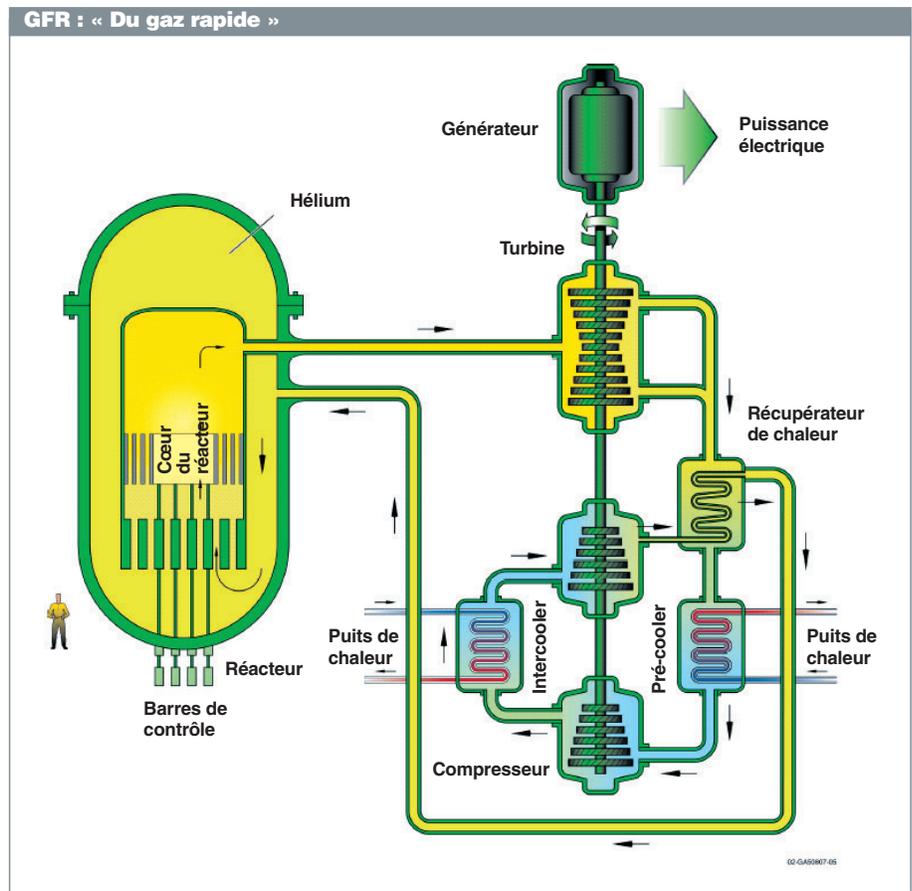


Fig. 97. MSR : « Un système 2 en 1 ». Le MSR est un système à spectre épithermique dont la grande originalité est la mise en œuvre d'une solution de sels fondus servant à la fois de combustible (liquide) et de caloporteur. La régénération de la matière fissile est possible avec un cycle uranium-thorium optionnel. Le MSR intègre dans sa conception un recyclage en ligne du combustible et offre ainsi l'opportunité de regrouper sur le même site un réacteur producteur d'électricité et son usine de retraitement. Le sel retenu pour le concept de référence (puissance unitaire de 1 000 MWe) est un fluorure de sodium, de zirconium et d'actinides. La modulation de spectre est obtenue dans le cœur par la présence de blocs de graphite traversés par le sel combustible. Le MSR comprend un circuit intermédiaire en sels fluorures et un circuit tertiaire à eau ou hélium pour la production d'électricité. Le système a été évalué comme ayant des caractéristiques de sûreté et de non-prolifération relativement bonnes. L'enjeu de recherche le plus important concerne le développement de la technologie de recyclage en ligne du combustible à sels fondus.

33. GT-MHR : Gas-Turbine Modular High Temperature Reactor.
34. PBMR : Pebble Bed Modular Reactor.

à **spectre neutronique*** rapide et recyclage intégral pour un développement énergétique durable ;

- Les différents réacteurs à gaz (GFR, VHTR) traduisent la reconnaissance de l'intérêt pour ce caloporteur avec, en particulier, la possibilité qu'il offre de développer une gamme évolutive de systèmes fondés sur cette technologie.

La deuxième étape des travaux du forum est la phase de coopération internationale destinée à consolider la faisabilité des systèmes en levant les verrous technologiques et à valider leurs performances. Elle se met actuellement en place et la France y joue un rôle très actif. Les systèmes dont la faisabilité sera confirmée entreront dans une phase de validation de leurs performances techniques et économiques.

L'ensemble de ces travaux aboutira, entre 2015 et 2025 selon le degré d'innovation des systèmes, à un développement et à une maturité technique suffisants, dans la perspective d'un déploiement industriel important à l'horizon 2040.

Quelles recherches pour les systèmes nucléaires du futur ?

Les recherches sur les systèmes nucléaires du futur doivent s'appuyer sur une **modélisation** de qualité. Les phénomènes physiques de base sont, la plupart du temps, bien connus, ce qui ne signifie pas que leur modélisation soit facile...

Heureusement, le progrès des outils informatiques permet d'envisager des modélisations ambitieuses. Une nouvelle génération de codes de calcul est en cours de développement pour décrire le comportement des systèmes nucléaires : ces plate-formes logicielles utilisent une approche « multi-échelle » (du microscopique au macroscopique) et multidisciplinaire (prenant en compte les interactions entre la neutronique et la thermohydraulique, par exemple).

« Generation IV » et les initiatives internationales complémentaires...

« INPRO »

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a lancé, en 2000, le programme « INPRO » (« *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* »), qui vise à promouvoir le développement de systèmes nucléaires innovants permettant de satisfaire les besoins énergétiques futurs, tout en respectant des objectifs de compétitivité économique, de sûreté, de respect de l'environnement, de résistance à la prolifération et d'acceptation par le public.

L'intérêt de ce projet est d'accompagner et de compléter les développements technologiques, comme ceux conduits dans le cadre du forum « *Generation IV* », là où l'AIEA peut avoir un apport spécifique, par exemple en permettant la participation de nombreux pays, notamment des pays en développement n'utilisant pas encore l'énergie nucléaire mais intéressés à en bénéficier, ou grâce à ses compétences en non-prolifération et contrôles internationaux.

Dans un premier temps (phase 1), les objectifs techniques du projet sont de :

- déterminer, sur une base très large, les besoins et objectifs des pays, compte tenu de la diversité de leur situation, et de préciser comment les systèmes nucléaires innovants peuvent contribuer à les satisfaire ;
- définir des critères et des méthodologies pour l'analyse et la comparaison des divers concepts de réacteurs innovants.

Dans un second temps (phase 2), l'AIEA envisage que le projet puisse approfondir la définition des critères et de la méthodologie d'évaluation pour aider les pays membres de l'agence dans leur propre analyse des systèmes nucléaires répondant au mieux à leurs besoins. À la différence du forum « *Generation IV* », celui-

ci n'a pas pour objet de mener des actions techniques de R&D ou de développement de réacteurs et de systèmes innovants.

Les réseaux européens « MICANET » et « HTR-TN »

L'objectif du réseau européen « MICANET » (« *MICHELANGELO Network* ») est d'élaborer une stratégie de R&D européenne dans le domaine des systèmes innovants et de contribuer à définir des projets du 6^e Programme Cadre européen de R&D en rapport avec l'activité du forum « *Generation IV* » pour permettre des échanges servant au mieux les intérêts des acteurs européens. Le réseau HTR-TN est plus spécifiquement consacré aux systèmes à caloporteur gaz.

Les coopérations bilatérales

Les actions de coopération bilatérale avec les États-Unis, le Japon et la Russie ont été redéfinies en 2001 dans le but de réserver une place croissante aux études et développements communs sur la technologie des réacteurs à gaz, l'extrapolation de cette technologie aux neutrons rapides, et le développement des procédés de traitement et de retraitement du combustible, avec recyclage intégral des actinides.

La coopération avec les États-Unis conduit, depuis 2002, à travailler à cinq projets communs cofinancés sur ces thèmes (actions « *Neri-International* » dans le cadre de la coopération CEA-DOE). À terme, quatre de ces projets pourraient intégrer la coopération « *Generation IV* ».

La coopération avec le Japon permet d'approfondir avec JNC (« *Japan Nuclear Cycle Development Institute* ») la comparaison entre réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz et à caloporteur sodium, ainsi que de partager avec JAERI (« *Japan Atomic Energy Research Institute* ») certains développements technologiques (combustibles, matériaux) et des possibilités d'expérimentation sur leur réacteur expérimental HTTR à caloporteur hélium.

Dans les réacteurs du futur, les **matériaux**, en général, et le combustible, en particulier, seront soumis à des conditions sévères, du fait des hautes températures envisagées dans certains concepts de réacteurs, et à cause de l'irradiation par le haut flux de neutrons rapides envisagés dans d'autres. La **corrosion** est, en général, accélérée à haute température, et ce thème représente un sujet de recherche à part entière. Les **dégâts d'irradiation** causés dans les matériaux par les neutrons rapides sont qualitativement différents de ceux causés par des neutrons lents, en raison de la possibilité qu'ont les premiers de produire des réactions nucléaires. Les alliages réfractaires et les céramiques, massives ou composites, sont de bons candidats pour les applications nucléaires. Ces matériaux ont fait récemment des progrès spectaculaires et trouvent des applications dans de nombreux domaines industriels, mais leur adaptation aux besoins du nucléaire demandera du travail...

Un des verrous importants pour le développement des systèmes nucléaires du futur est le **combustible** lui-même, qui devra combiner des caractéristiques de résistance mécanique et thermique sous irradiation, tout en respectant des contraintes liées à la neutronique qui restreignent sévèrement la géométrie et les matériaux utilisables. Par exemple, un des plus grands défis dans la réalisation d'un réacteur rapide à caloporteur gaz sera de concevoir un combustible dense et réfractaire.

Les concepts « *Generation IV* » ne sont pas seulement des réacteurs nucléaires : ils sont conçus pour fonctionner avec

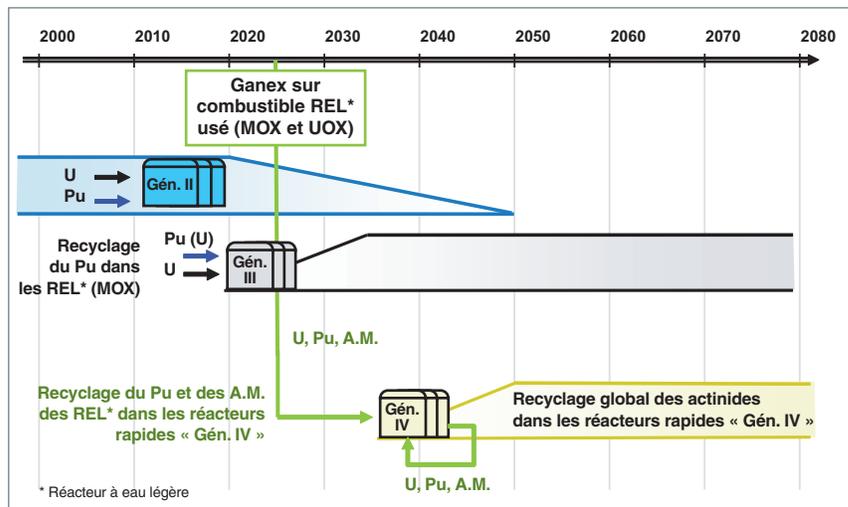


Fig. 99. La succession des cycles du combustible associé aux générations de réacteurs. Actuellement, le plutonium des REP est recyclé sous forme de MOX. En 2020, les REP de génération II continueront à exister, mais le Pu qu'ils produisent sera brûlé (partiellement, mais plus efficacement) par les réacteurs de génération III déployés à cette date. Les actinides mineurs produits par ce parc mixte « Gén. II - Gén. III » pourraient être séparés et entreposés. En 2040, les premiers réacteurs de génération IV seront déployés et brûleront le Pu qui aura été mis en réserve pour leur démarrage, en plus des actinides mineurs accumulés antérieurement. Le complément en uranium nécessaire au fonctionnement de ces réacteurs pourra être fourni par l'uranium appauvri actuellement entreposé. Vers 2050, ces réacteurs « Gén. IV » devraient être capables de fonctionner en recyclant la totalité de leurs actinides.

un cycle du combustible bien déterminé. Le traitement-recyclage du combustible dépend beaucoup de la nature du combustible et de ce que le réacteur peut consommer. C'est pourquoi on ne parle pas de « réacteur » isolé, mais plutôt de « système », pour englober le réacteur et le traitement-recyclage de son combustible. En conséquence, la **séparation**, l'**entreposage** et la **transmutation** des matières nucléaires impliquées dans ces cycles resteront de grands thèmes de recherche...

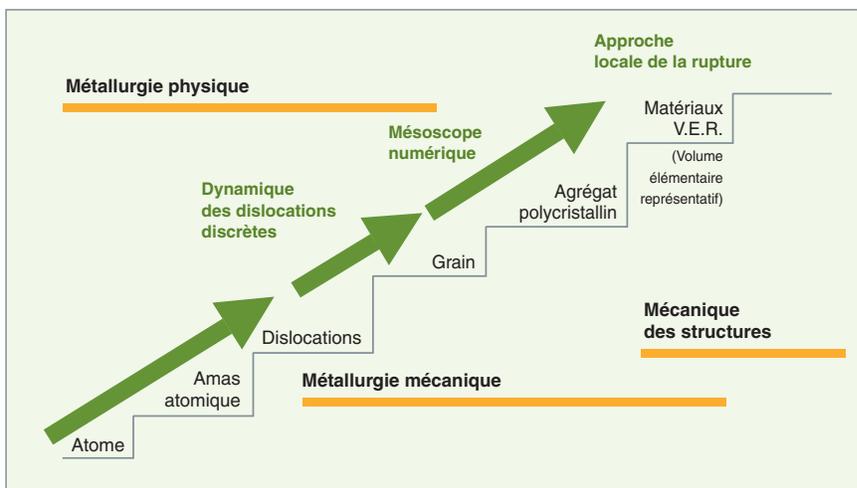


Fig. 98. Exemple de simulation multi-échelle, appliquée aux matériaux.

Les réacteurs à caloporteurs sodium : une expertise qui conserve toute son actualité...

L'objectif de maintien et de valorisation de l'expertise s'applique, en particulier, aux réacteurs rapides à caloporteur sodium, sur lesquels la France a acquis une grande avance technolo-

gique en termes de R&D, d'expérimentation et de développement industriel. Grâce aux connaissances acquises lors du développement des réacteurs Phénix, Superphénix et du projet EFR, le CEA maîtrise aujourd'hui l'ensemble des aspects de la filière des réacteurs rapides à caloporteur sodium :

- Réalisations d'installations depuis le réacteur expérimental Rapsodie (40 MWth) jusqu'aux prototypes industriels Phénix (563 MWth) et Superphénix (3 000 MWth) ;
- maîtrise industrielle des principales étapes du cycle du combustible (fabrication des combustibles à base d'uranium et de plutonium, retraitement du combustible usé avec une démonstration, en 1981, de la capacité de Phénix d'utiliser le plutonium qu'il avait lui-même produit lors d'un cycle précédent) ;
- expérience du bon comportement en service d'une large gamme de matériaux de structure (principalement des aciers).

Une telle expérience est mise à profit dans le cadre de la recherche sur la gestion des déchets, puisque le réacteur Phénix est actuellement utilisé avec succès pour une série d'expériences sur la transmutation des actinides.



Fig. 100. Hall du réacteur de la centrale Phénix. Implantée sur le bord du Rhône, faisant partie intégrante du site nucléaire de Marcoule (Gard), Phénix est une centrale prototype de la filière des réacteurs à neutrons rapides à sodium RNR. Sa première **divergence*** a eu lieu en 1973 et les premiers kilowatts-heures ont été livrés sur le réseau en juillet 1974. Ces dernières années ont été marquées par d'importants travaux de rénovation. Le programme expérimental porte principalement sur la transmutation des actinides, mais l'expérience acquise bénéficie également aux recherches sur les systèmes nucléaires du futur.

Cette expertise est également valorisée à travers la coopération internationale, principalement avec le Japon et les États-Unis, au sein du forum « *Generation IV* », ainsi qu'avec la Russie. Un des principaux défis de cette recherche menée en commun est d'amener les RNR à caloporteur sodium à un bon niveau de compétitivité économique, en les rendant plus compacts, et donc moins chers à l'investissement.

Le CEA travaille aussi sur le SMFR, concept de réacteur rapide modulaire refroidi au sodium avec le laboratoire d'Argonne et l'institut de recherche japonais JNC. Ce réacteur a la particularité d'une puissance modeste et d'une très longue durée de séjour du combustible en réacteur.

Une des évolutions envisageables pour les réacteurs refroidis au sodium consiste à remplacer l'eau du circuit secondaire par un autre fluide moins susceptible de réagir chimiquement avec le sodium. Le cas d'un circuit secondaire utilisant le CO₂ supercritique est actuellement exploré en détail au CEA. Saurait-on faire un RNR-Na avec un circuit secondaire au CO₂ supercritique ? Quels seraient ses avantages et ses inconvénients par rapport à un circuit secondaire à l'eau, en termes de sûreté et de rendement ?

Les réacteurs à caloporteurs gaz (RCG) : un axe de développement privilégié...

Dans le cadre du forum international « *Generation IV* », la France a exprimé notamment un intérêt prioritaire pour les systèmes avancés à caloporteur gaz à très haute température (VHTR) et à neutrons rapides avec recyclage intégral des actinides (GFR). Elle accompagnera aussi les développements sur le système à neutrons rapides et caloporteur sodium (SFR). Le très bon positionnement des réacteurs à gaz dans l'évaluation finale, et donc la reconnaissance de l'intérêt de ce concept par le forum « *Generation IV* », confortent la décision prise par le CEA en 2000 d'approfondir ses recherches sur ce thème.

Les réacteurs à caloporteur gaz

Les réacteurs à caloporteur gaz connaissent actuellement un regain d'intérêt dû à leur haute température de fonctionnement, qui permet d'envisager un cycle de conversion d'énergie à haut rendement, et des utilisations de l'énergie nucléaire autres que la production d'électricité.

Dans leur version à spectre thermique, des réalisations à l'échelle industrielle sont envisageables à moyen terme.

Ces réacteurs présentent des caractéristiques de sûreté reconnues, ainsi qu'une grande souplesse dans le choix du cycle du combustible. Cela est permis par l'association de trois spécificités essentielles : un combustible à particules particulièrement confinant, un caloporteur, l'hélium (He), chimiquement inerte, et, enfin, les propriétés physiques exceptionnelles du graphite comme modérateur et matériau de structure.

Dans leur version à spectre rapide, plus prospective, ils offrent des perspectives supplémentaires de valorisation énergétique des ressources en uranium naturel, dans le cadre d'un cycle du combustible minimisant les déchets ultimes et le risque de prolifération.

La pertinence de ce choix comme axe principal de R&D a été validée par les pays membres du forum international « *Generation IV* », qui ont retenu deux des systèmes proposés par le CEA (le VHTR et le GFR), parmi les concepts les plus porteurs de progrès pour les prochaines décennies³⁵.

Les réacteurs à caloporteur gaz à spectre thermique

Le concept de réacteur à haute température à spectre thermique (RHT) diffère notablement des autres réacteurs à neutrons thermiques refroidis par gaz qui ont été développés dans le passé : MAGNOX et AGR, en Grande-Bretagne ; UNGG en France.

Par rapport à ces concepts, les RHT se distinguent par :

- L'utilisation du caloporteur He permettant l'accès aux hautes températures ($\approx 850^{\circ}\text{C}$) d'où des rendements thermodynamiques très supérieurs ;

- l'utilisation d'un combustible finement divisé constitué de particules enrobées qui lui confère la capacité d'utiliser diverses sortes de matières nucléaires et de les brûler avec un taux de combustion élevé.

Les RHT et les principales autres filières				
	RHT	REB	REP	RNR
Puissance unitaire type (MWe)	200-1000	1100	1450	1200
Rendement (%)	48	33	33	41
Caloporteur	He	eau	eau	Na
Pression (bar)	50-70	70	155	1-4
T entrée ($^{\circ}\text{C}$)	400	278	290	400
T sortie ($^{\circ}\text{C}$)	750-950	287	325	550
Modérateur	graphite	eau	eau	sans
Puissance volumique (MW/m^3)	2-7	50	100	250
Taux de combustion (GWj/t)	100-800	30	60	100-200

Des idées plus récentes de conception modulaire renforcent encore les attraits des RHT sur le plan de la sûreté, de l'économie et des possibilités de déploiement en France ou à l'étranger. L'utilisation de turbines à gaz permet enfin d'envisager un cycle direct de conversion d'énergie (« cycle de Brayton ») améliorant le rendement et la compacité de l'installation. Ce sont ces raisons qui contribuent au regain d'intérêt pour cette filière.

Le combustible à particules

Les progrès réalisés dans l'industrie sur les turbines à gaz et les matériaux haute température ont ouvert la voie aux RHT à cycle direct, offrant des perspectives nouvelles pour l'accroissement du rendement thermodynamique du système de conversion d'énergie. De surcroît, des avancées significatives dans la technologie des échangeurs de chaleur et des paliers magnétiques permettent aujourd'hui de réaliser des centrales à gaz plus compactes, plus propres et plus sûres.

Tous ces éléments sont à l'origine des concepts de RHT modulaires qu'illustrent les projets industriels, comme le GT-MHR conçu par « *General Atomics* », le PBMR développé par Eskom en Afrique du Sud ou le projet « Antares » de Framatome-ANP.

35. La monographie DEN qui suit le présent hors-série, à paraître en 2006, sera entièrement consacrée aux réacteurs à caloporteur gaz.



Fig. 101. L'utilisation d'un combustible à particule constitue l'innovation majeure des RHT. Le noyau de matière fissile (UO_2 , PuO_2 , $UC...$) est entouré de plusieurs couches successives en pelure d'oignon (pyrocarbone poreux ou dense, SiC), destinées à assurer la protection du noyau fissile et le confinement des produits de fission. L'ensemble est réfractaire (pas de métal) et très résistant, ce qui permet de pousser ce combustible à très haute température et à très haut taux de combustion. Ce combustible a déjà été utilisé avec succès dans le passé. Il est possible d'améliorer encore ses performances par un choix judicieux de matériaux d'enrobage (tout n'a pas été exploré ; en particulier, le remplacement de la couche de SiC par du ZrC ouvre la voie des très hautes températures, de l'ordre de $1\ 000^\circ C$). Le CEA se dote actuellement d'une installation pilote pour la fabrication de ce type de combustible à particules (installation GAÏA, à Cadarache).

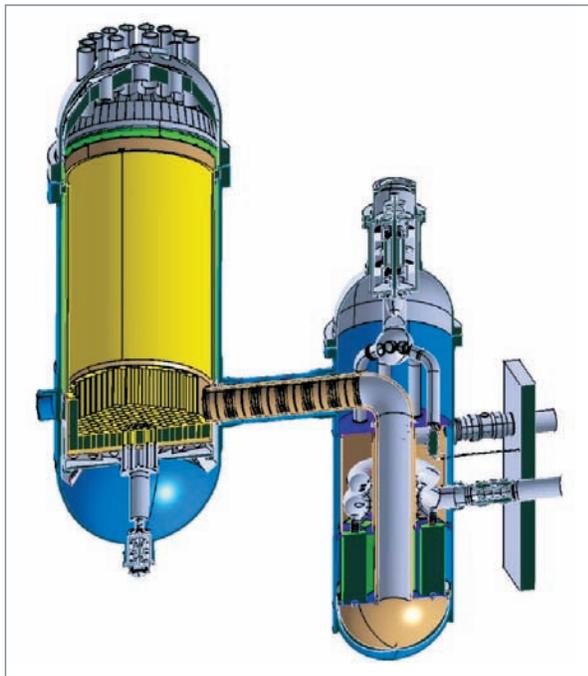


Fig. 102. Le projet « Antares » de Framatome-ANP a une puissance de 600 MWth. Il utilise de l'hélium à $850/1\ 000^\circ C$, avec un échangeur intermédiaire, et possède un large éventail d'applications.

Les tendances actuelles pour la filière RHT sont donc de considérer :

- Des réacteurs modulaires de puissance unitaire dans la gamme 100 à 300 MWe ;
- des réacteurs fonctionnant en cycle direct selon le cycle de Brayton ;
- des réacteurs permettant d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle de façon passive et sans recours au fluide caloporteur.

Le réacteur à très haute température (RTHT)

Au-delà de l'avenir à moyen terme, évoqué plus haut à propos du RHT, la filière des réacteurs à caloporteur gaz a la capacité d'évoluer vers des températures encore plus hautes, avec, comme objectif, un rendement de conversion de l'énergie considérablement amélioré.

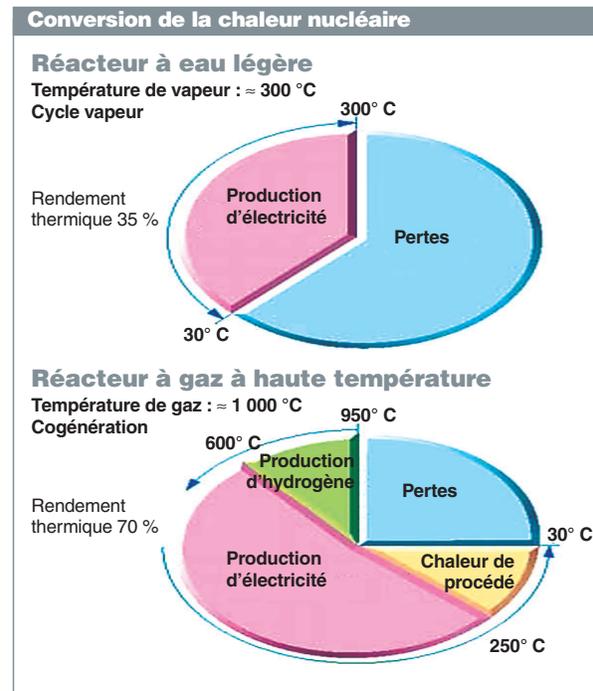


Fig. 103. L'énergie thermique est beaucoup mieux convertie si elle est produite à haute température. Avec un REP : on rejette 2 GWth* pour produire 1 GWe ; avec un RTHT : on rejetterait 1 GWth seulement pour produire la même puissance électrique. Mais ce type de réacteur permet en plus de faire de la cogénération d'hydrogène et de chaleur industrielle, ce qui peut porter le rendement global de conversion aux environs de 70 %.

En outre, les hautes températures ouvrent la voie à d'autres applications industrielles de l'énergie nucléaire, en particulier la production d'hydrogène.

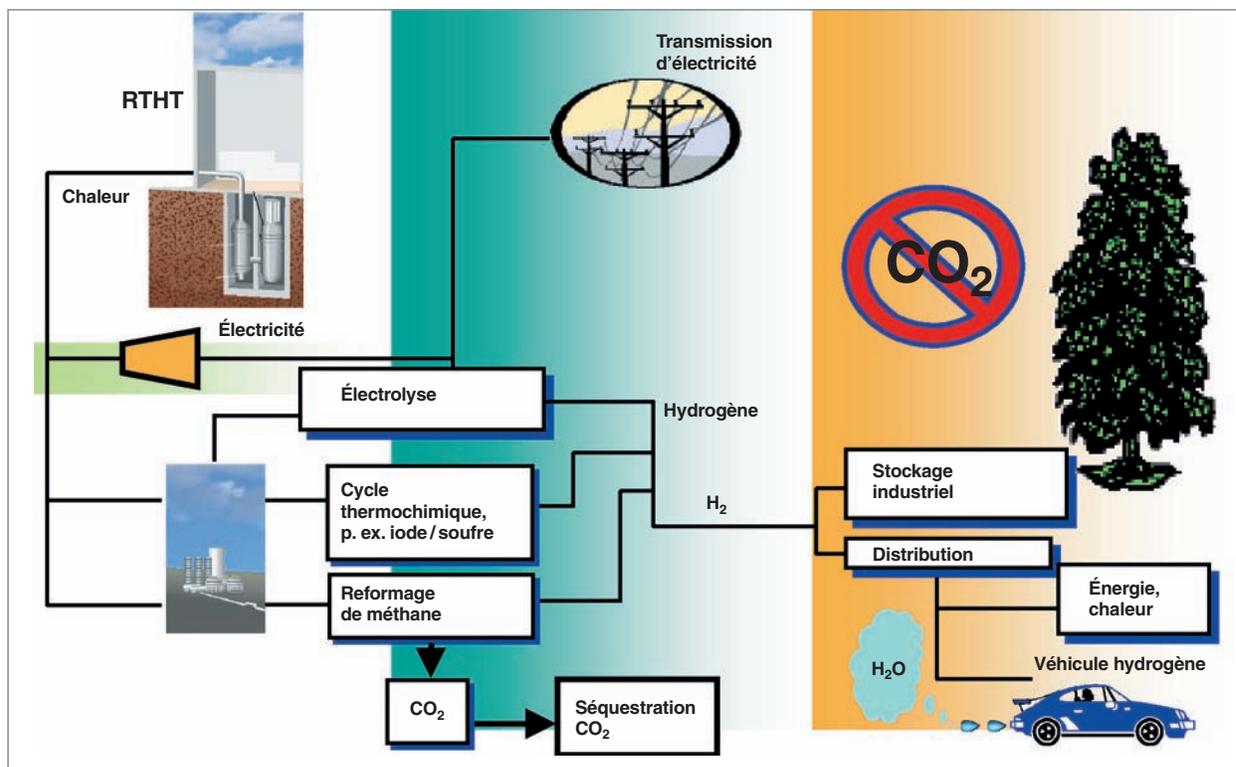


Fig. 104. Les futurs systèmes nucléaires pourraient produire à la fois de l'électricité et de l'hydrogène.

Faire de l'hydrogène nucléaire ?

Les préoccupations liées au changement climatique, jointes aux grands progrès réalisés récemment sur la pile à combustible, rendent plus intéressant que jamais le recours à l'hydrogène comme vecteur énergétique propre. Le gouvernement américain a identifié l'hydrogène comme un élément essentiel de l'économie du futur, à la fois pour des besoins industriels tels que l'hydrogénation des pétroles lourds en combustible léger, ou comme combustible de transport.

Cependant, l'hydrogène n'est pas une énergie primaire et doit être produit par électrolyse ou dissociation thermochimique de l'eau. Les hautes températures qui peuvent être atteintes dans les réacteurs nucléaires placent remarquablement les réacteurs à caloporteur gaz pour des applications de production massive d'hydrogène.

Aujourd'hui, la très grande majorité de la production mondiale d'hydrogène provient du reformage du gaz naturel : $Q + \text{CH}_4 + 2 \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{CO}_2 + 4 \text{H}_2$, qui produit beaucoup de CO_2 , à la fois dans la réaction chimique et dans l'apport calorifique à la réaction endothermique.

Les États-Unis prévoient un quadruplement de leur consommation d'hydrogène d'ici 2017 avec 10 millions de tonnes par an. Clairement, outre la forte augmentation de consommation

de gaz (et de son prix) qu'une telle production entraînerait, le reformage du gaz ne résout pas le problème de la pollution. Il est reconnu que les seules méthodes de production massive d'hydrogène n'émettant pas de gaz à effet de serre sont l'électrolyse à haute température et la séparation thermochimique de l'eau à partir d'électricité et de chaleur nucléaire.

La production d'hydrogène par voie thermochimique peut s'effectuer de nombreuses façons. L'une des voies privilégiées par de nombreux laboratoires de recherche est le procédé « I-S », ainsi baptisé car il fait intervenir les deux réactifs iode et soufre (sans les consommer). Le procédé implique la décomposition de l'acide sulfurique, étape dont le rendement est très dépendant de la température. Un rendement souhaitable de 50 % requiert une température de 900°C au niveau du procédé, soit environ 1 000°C pour le caloporteur en sortie de cœur. Dans la pratique, seul un réacteur à caloporteur gaz a la possibilité de satisfaire cet impératif. C'est de ce dernier que découlent les caractéristiques principales du réacteur à très haute température.

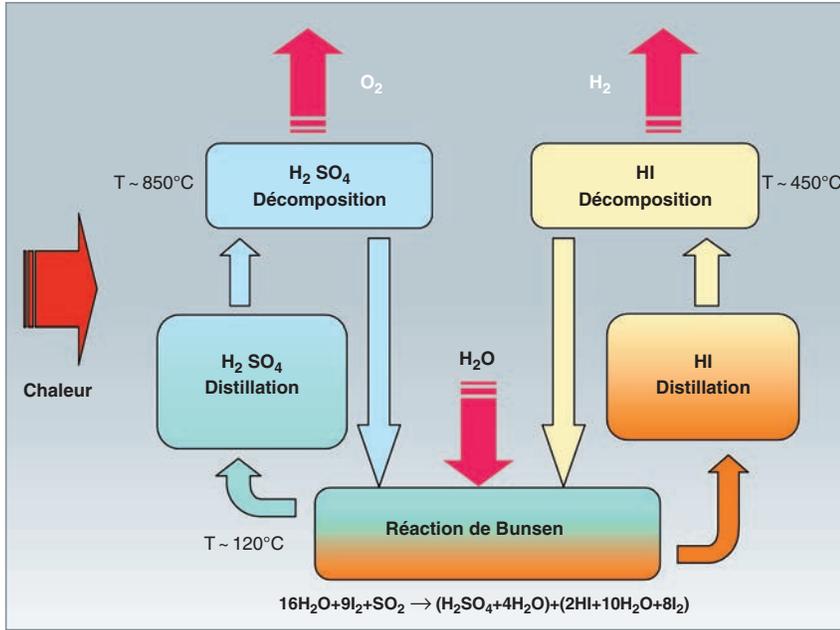


Fig. 105. Schéma du cycle thermochimique de production d'hydrogène par le procédé iode-soufre.

Vers le RTHT : quel type de recherche ?

Le développement du RTHT ne sera pas de tout repos. Certes, le réacteur allemand AVR a déjà atteint des températures de sortie de cœur supérieures à 950°C. Mais au-delà de cette température, des ruptures technologiques deviennent nécessaires. Les principaux axes de recherche sont répertoriés ci-après.

Outils et méthodes de calcul

Les cœurs de RHT ou RTHT présentent à la fois une géométrie aléatoire et une hétérogénéité multiple sur des échelles de taille très diverse. Ces deux caractéristiques demandent une adaptation des outils de calcul de neutronique : une des pistes poursuivies est le développement de méthodes de calcul neutronique de type « Monte-Carlo ».

Par ailleurs, dans les réacteurs à gaz à cycle direct, la thermohydraulique du cœur est fortement couplée à celle de la turbomachine : tout changement dans le fonctionnement de l'un se répercute sur le fonctionnement de l'autre. Ces couplages doivent être pris en compte et modélisés pour s'assurer de la maîtrise du comportement thermohydraulique du système.

Technologie combustible

Le combustible est l'un des verrous des réacteurs à gaz. Pour le RTHT, il s'agit surtout de trouver un combustible réfractaire.

Même si elles restent encore à qualifier, des solutions existent déjà avec l'oxy-carbure d'uranium (UCO), pour le combustible, et le carbure de zirconium (ZrC), pour le matériau de gainage.

Matériaux

Il s'agit de trouver et de développer des matériaux capables de résister à la fois aux hautes fluences et à la haute température. La recherche porte sur les alliages réfractaires, sur les céramiques, et sur les composites métal-céramique (CERMET) ou céramique-céramique (CERCER).

Technologie hélium, composants, équipements

Les réacteurs à gaz de première génération utilisaient le CO₂ comme fluide caloporteur, et l'hélium a été peu utilisé dans le nucléaire. La recherche en cours porte sur la tribologie sous hélium, les techniques de purification du gaz, les échangeurs, les pompes, les turbines, ainsi que sur les schémas thermodynamiques permettant d'obtenir le meilleur rendement énergétique d'un réacteur à caloporteur hélium.

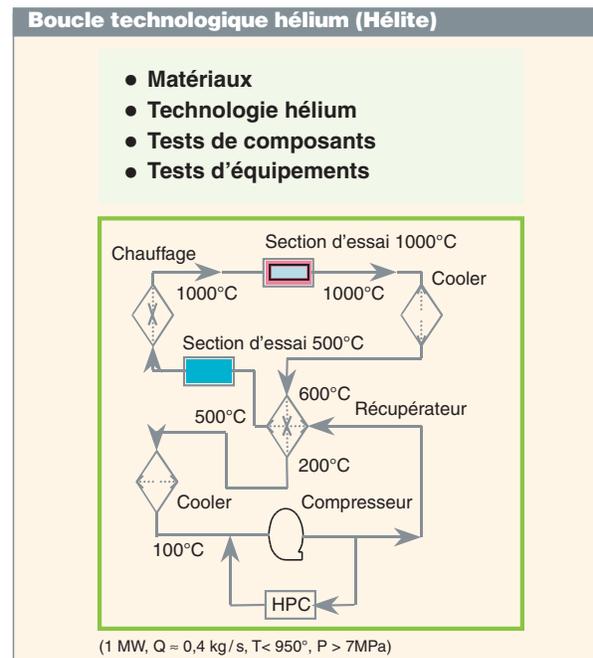


Fig. 106. Exemple de recherches conduites pour le développement du RTHT : le CEA développe des boucles et des bancs d'essais pour tester les principaux composants et équipements associés à la technologie hélium.

Le réacteur rapide à caloporteur gaz

Dans une perspective à long terme visant à satisfaire l'exigence de durabilité, le forum « Gen. IV » a retenu le réacteur rapide à caloporteur gaz comme un système particulièrement intéressant. Ce dernier doit parvenir à concilier à la fois les avantages des réacteurs à gaz à haute température avec ceux, connus, des réacteurs à neutrons rapides (utilisation optimale des ressources, minimisation de la production de déchets, transmutation des actinides). En outre, les spécifications du cycle intégré permettraient de limiter les risques de prolifération.

Le réacteur proposé s'appuiera sur la technologie hélium développée, par ailleurs, pour les projets RHT et RTHT. Ses spécificités sont le combustible et son cycle, le système et sa sûreté. Le cycle du combustible est en rupture avec l'existant puisqu'il est proposé de ne pas séparer U et Pu, non plus que les actinides majeurs (U, Pu) des actinides mineurs (Np, Am, Cm). La conception du cœur (sans couverture fertile) visera l'iso-génération du plutonium et un cycle non proliférant entretenu par le seul apport d'uranium appauvri.

Les premières études ont permis d'esquisser l'image du combustible pour un réacteur rapide à gaz. Celui-ci doit combiner une densité élevée en matière fissile avec une bonne résistance aux hautes températures et à l'irradiation par les neutrons rapides. Plusieurs concepts de combustible sont actuellement à l'étude au CEA : un combustible dispersé, dans lequel le composé fissile se présente sous la forme de grains ou bâtonnets millimétriques dispersés au sein d'une matrice « confinante » assurant la fonction de première barrière, à l'image des revêtements PyC/SiC de la particule RHT ; un concept de type « crayon avec gainage céramique étanche » est évalué, par ailleurs.

Vers un démonstrateur européen de réacteur à caloporteur gaz de 4^e génération...

Avec le « High Temperature Engineering Test Reactor » (HTTR, 30 MWth) qui est exploité depuis 1998 par le JAERI, le Japon possède les moyens d'essais aujourd'hui les plus performants sur les technologies du nucléaire à très haute

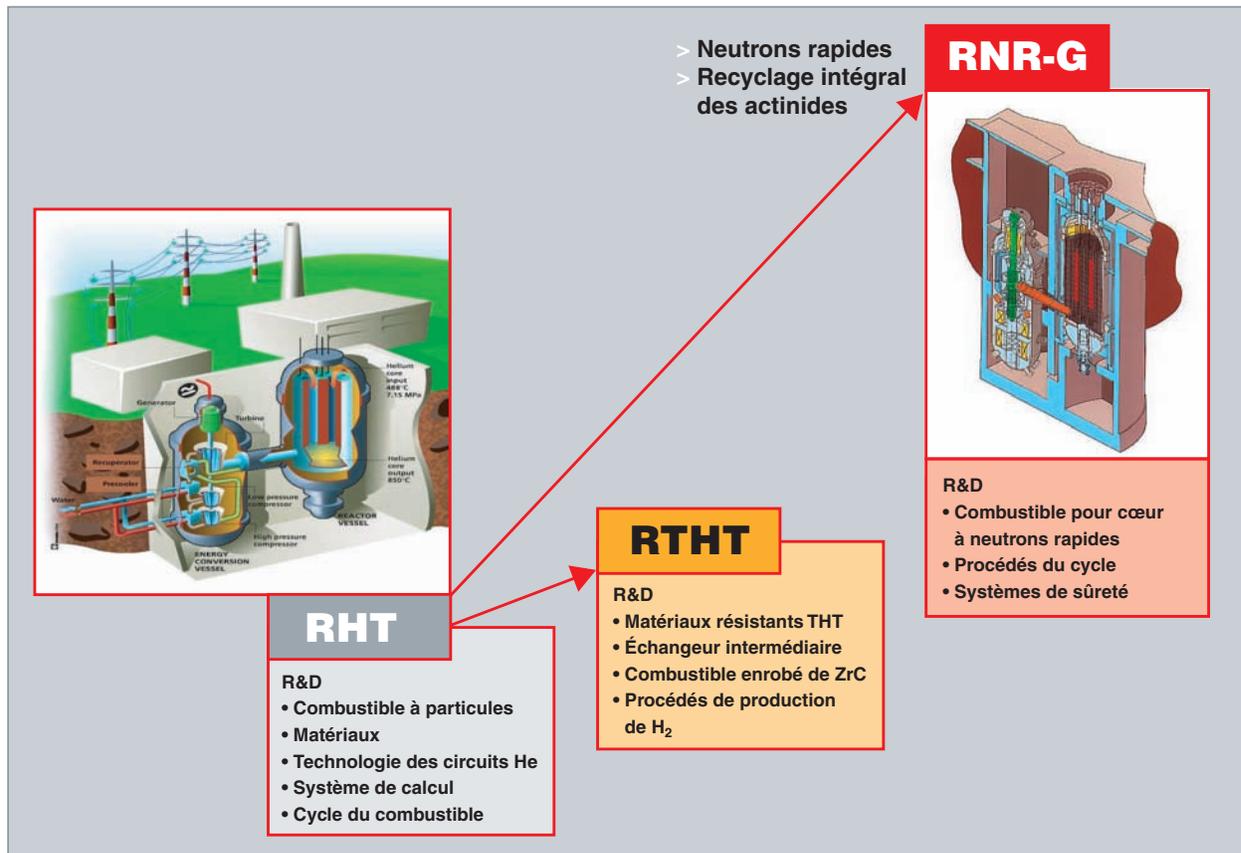


Fig. 107. Les réacteurs à gaz à haute température sont déjà relativement mûrs et pourraient être déployés en Génération « III+ ». Ces réacteurs pourraient ensuite évoluer vers des hautes températures encore plus hautes (RTHT) et/ou vers un spectre rapide (RNR-G).

température et sur la production nucléaire d'hydrogène. Les États-Unis préparent, par ailleurs, une première démonstration de production d'hydrogène par décomposition thermo-chimique ou électrochimique de l'eau dans le projet de « *Next Generation Nuclear Plant* » (NGNP, 600 MWth) sur le site du Laboratoire national de l'Idaho (« *Idaho National Engineering Laboratory* »). La Corée-du-Sud et la Chine évoquent des projets similaires vers 2020.

Dans ce contexte, et compte tenu des enjeux industriels associés aux technologies des très hautes températures et de la production nucléaire d'hydrogène, le CEA étudie un projet de réacteur d'étude et de développement technologique (REDT) sur le centre de Cadarache, visant à démontrer les principes technologiques du GFR.

Les grandes étapes de développement du REDT pourraient être :

- Une première phase de fonctionnement à 850-950°C avec un cœur à neutrons thermiques visant à démontrer la maîtrise en Europe de technologies HTR actualisées et de procédés de conversion de la chaleur à haute température pour différentes applications : électricité, production d'hydrogène par cycle thermo-chimique ou électrolyse à haute température... D'autres applications pourraient compléter, à terme, l'éventail des démonstrations possibles : gazéification de la biomasse ou dessalement de l'eau de mer ;
- une seconde phase de fonctionnement, vers 2020, avec un cœur à neutrons rapides visant à démontrer les principes de fonctionnement et les technologies spécifiques du GFR (le combustible, en particulier), reprenant ainsi les objectifs initiaux du REDT.

Le REDT permettrait de valoriser l'expérience importante acquise en Europe sur la filière des réacteurs à haute température et de consolider la position des industriels européens dans la compétition internationale pour commercialiser, vers 2020, des réacteurs appartenant à cette filière.

Le REDT pourrait être considéré comme la pièce maîtresse d'une plate-forme européenne d'essais des technologies clés pour le VHTR et le GFR, ainsi que pour les différentes applications de la chaleur à haute température. L'objectif de cette plate-forme serait de fournir les conditions expérimentales nécessaires aux études de cycles à haut rendement thermodynamique pour la production d'électricité et le développement de procédés de cogénération. La plate-forme permettrait aussi la qualification de composants pour la conversion d'énergie (turbines, échangeurs) et l'étude des procédés de production d'hydrogène, de gazéification de la biomasse et de dessalement de l'eau de mer.

Les études d'avant-projet pour cette plate-forme pourraient s'inscrire dès 2007, dans le cadre du 7^e Programme cadre européen de recherche et développement.

Autres voies pour le futur lointain : cycle du thorium, systèmes hybrides, fusion...

Le cycle thorium

Le thorium (Th 232) est un matériau fertile, abondant dans la nature. Par absorption d'un neutron, puis décroissance radioactive, il produit du Pa 233 puis du U 233, isotope fissile. Ce dernier est lui-même intéressant, car sa fission produit un peu plus de neutrons que celle de U 235 ou de Pu 239 dans un spectre thermique. Ces différentes raisons ont conduit, dans les années cinquante, à s'intéresser de près à la filière U 233-thorium ; des combustibles ont été fabriqués et utilisés dans différents réacteurs, dont le REP expérimental américain de Shippingport (Pennsylvanie), le HTR de Fort St. Vrain (Colorado) et le THTR allemand.

Malheureusement, l'émission de rayonnement γ de haute énergie (2,6 MeV) par le TI 208 formé dans les combustibles Th-U 233 recyclés pose de sérieux problèmes de radioprotection dans les installations de fabrication du combustible ; cet inconvénient est une des raisons qui ont fait préférer la filière uranium-plutonium³⁶ (la raison principale étant qu'il fallait de toute façon amorcer une filière thorium avec le seul matériau fissile existant dans la nature, U 235 ; la filière thorium, contrairement à la filière uranium, ne peut donc pas se développer seule).

Au cours des dernières années, la filière thorium a fait l'objet d'un nouvel examen, à la fois parce que cette filière produit beaucoup moins de **transuraniens*** et parce que robotique et télémanipulation ont fait des progrès considérables, limitant peut-être les inconvénients liés au rayonnement γ . Les résultats de ces études peuvent être ainsi résumés :

- La meilleure utilisation du thorium se trouve dans les réacteurs à neutrons thermiques à sels fondus, ce qui permet un inventaire réduit en matière fissile, favorable aussi bien au niveau des ressources que de celui des déchets (minimisation de la production de U 232 source du TI 208, des pertes au retraitement, des conséquences de rejets accidentels, de la mise finale aux déchets) ; elle ne permet cependant pas de se passer de U 235 ou de Pu pour amorcer le cycle et n'élimine donc pas complètement les actinides mineurs ;
- un cycle Th-Pu dans un réacteur à neutrons rapides (critique ou sous-critique) permet de consommer deux fois plus de

plutonium qu'un cycle U-Pu (grâce à l'absence de U 238) et de produire des quantités importantes de U 233 ; une fois amorcé, le cycle U 233-thorium peut être auto-entretenu ;

- un doute sérieux subsiste sur la possibilité d'utiliser U 233 fortement enrichi ; si un enrichissement supérieur à 20 % était proscrit pour des raisons de non-prolifération, on retrouverait une quantité non négligeable d'actinides dans le cycle uranium-thorium ;
- la radiotoxicité à long terme (1 000 ans et au-delà) des déchets est dominée par U 233 résiduel et par plusieurs radionucléides : Pa 231, U 232, U 234, Np 237. Dans la plupart des cas étudiés, les cycles uranium-thorium aboutissent, au-delà de 10^4 à 10^5 ans, du fait de la présence de U 233, à un inventaire de radiotoxicité qui peut être plus élevé que celui des cycles uranium-plutonium, à une époque où, toutefois, la radiotoxicité aura, dans tous les cas, fortement décliné ;
- un réacteur rapide U 233-thorium serait un bon incinérateur d'actinides mineurs, mais le bénéfice du point de vue de l'inventaire de radiotoxicité des déchets enfouis ne serait pas significatif au-delà de 10^5 ans ;
- en revanche, le dégagement de chaleur des actinides produits dans les cycles à base de thorium est beaucoup plus faible que dans les cycles à base d'uranium ; il en résulte que le dimensionnement « thermique » du stockage n'est défini que par la puissance résiduelle des produits de fission, contrairement à la filière uranium-plutonium handicapée, au niveau des verres, durant les premières décennies, par des actinides à fort dégagement thermique (curium et, à un moindre degré, américium) ;
- une fois le thorium extrait de la mine, les descendants qui restent dans les résidus miniers décroissent très rapidement, au rythme de la période de 5,7 ans de leur tête de série, Ra 228 ; il s'ensuit que, contrairement à ce qui se passe avec l'extraction du minerai d'uranium, les résidus miniers du thorium ne posent pas de véritable problème à long terme.

Les filières à base de thorium sont donc comparables aux filières à uranium en ce qui concerne les produits de fission et les quantités d'actinides à très long terme ; ils sont intéressants pour le dimensionnement « thermique » des stockages, mais présentent des inconvénients certains pour la fabrication

36. Cet inconvénient n'existe que dans la fabrication de combustible solide ; il est « noyé » dans le bruit de fond hautement radioactif d'une installation de retraitement intégré auprès d'un réacteur à sel fondu.

des combustibles solides après retraitement (le problème est toutefois le même pour les cycles de « Gen. IV » avec recyclage intégral des actinides, puisqu'il faudra fabriquer de nouveau le combustible en passant aussi en téléopération). Leur principal intérêt réside dans l'augmentation des ressources ; intérêt à échéance très lointaine si les filières uranium à spectre rapide se développent normalement, à échéance plus rapprochée dans le cas contraire. Sous certaines conditions, évoquées plus haut, ils permettraient de réduire fortement les quantités d'actinides mineurs et, de ce fait, de réduire la charge thermique des verres (durées d'entreposage d'attente et dimensionnement du stockage géologique).

Dans un tel scénario, où l'on postulerait l'échec des filières à spectre rapide, le thorium ne peut trouver sa place que dans une filière à spectre thermique capable d'être auto-entretenu : la plus attrayante est la filière à sels de combustibles fondus. Le système nucléaire serait alors le suivant :

- Un parc de réacteurs à eau produisant du plutonium ;
- un parc de réacteurs à sels fondus à neutrons thermiques, amorcés avec le plutonium produit dans les premiers.

Les réacteurs à neutrons thermiques à sels de combustibles fondus apparaissent alors comme une alternative aux réacteurs à spectre rapide dans la perspective d'un développement durable du nucléaire. Avec comme conséquence la nécessité de mettre en œuvre deux procédés de retraitement, l'un par voie aqueuse pour les réacteurs à eau, l'autre par voie pyrochimique pour les réacteurs à sels fondus.

Les filières à base de thorium présentent donc des avantages certains et des inconvénients qui ne le sont pas moins. Il en résulte qu'il est peu probable qu'elles se développent tant que des besoins massifs en matériaux fertiles ne se feront pas sentir.

Des systèmes pilotés par accélérateur pour la transmutation des déchets

La production d'électricité dans un réacteur nucléaire s'accompagne de la création d'isotopes lourds (les « transuraniens », plus lourds que l'uranium), dont certains sont radioactifs à long terme. Parmi eux, le plutonium a un potentiel énergétique important, et la France a choisi de l'extraire des combustibles usés pour le recycler dans les réacteurs du parc (combustible MOX). Les autres transuraniens, principalement des isotopes du neptunium (Np), de l'américium (Am) et du curium (Cm) constituent une partie des déchets à haute activité et vie longue (HAVL).

Comme nous l'avons observé plus haut, les isotopes de ces actinides mineurs Np, Am et Cm sont transmutables dans un

réacteur rapide. Cependant, il est difficile d'introduire des proportions élevées d'actinides mineurs dans le combustible des réacteurs critiques, pour des raisons de neutronique liées à la faible proportion de neutrons retardés et au peu d'effet Doppler associés à ces isotopes. Une autre approche consiste à utiliser, pour la transmutation des actinides mineurs, des réacteurs fonctionnant en mode sous-critique conduits par accélérateurs : les ADS (« *Accelerator Driven System* »), appelés aussi « réacteurs hybrides ». Dans ces systèmes, l'équilibre neutronique du réacteur nécessite un apport extérieur de neutrons : la marge de sous-criticité ainsi introduite (quelques pour-cent) permettrait d'utiliser des combustibles très chargés en actinides mineurs dans des conditions de sûreté satisfaisantes. On envisage alors des parcs de réacteurs en « double strate » : pour le parc français, un ensemble de quelques ADS assurerait la transmutation des actinides mineurs produits dans le parc principal des réacteurs de production d'électricité fonctionnant avec des combustibles U-Pu.

Le principe des ADS n'est pas compliqué : des particules (des protons, c'est le plus simple et le plus efficace) accélérées produisent, dans une cible située au milieu du cœur du réacteur, les neutrons constituant l'appoint extérieur qui permet l'équilibre neutronique d'un réacteur fonctionnant en mode sous-critique. La production des neutrons se fait par le processus de spallation. Le maintien à l'équilibre neutronique dans le réacteur est assuré par le contrôle de l'intensité du faisceau.

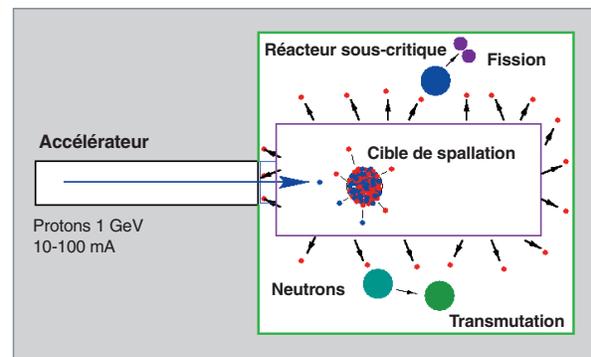


Fig. 108. Principe des ADS (« *Accelerator Driven System* »), ou « réacteurs hybrides ».

Si le principe est conceptuellement simple, les ADS seront, s'ils sont construits, des installations technologiquement et opérationnellement complexes.

Dans un système industriel d'ADS comportant un réacteur de ~1 GWth, l'accélérateur de protons associé devra être de très haute puissance (faisceau de protons d'une puissance pouvant atteindre quelques dizaines de mégawatts : énergie de ~1 GeV, optimale pour la production de neutrons, intensité de une à quelques dizaines de mA, selon la sous-criticité choisie). Par ailleurs, pour éviter un trop grand nombre d'excursions de puissance qui raccourciraient la vie du réacteur, le

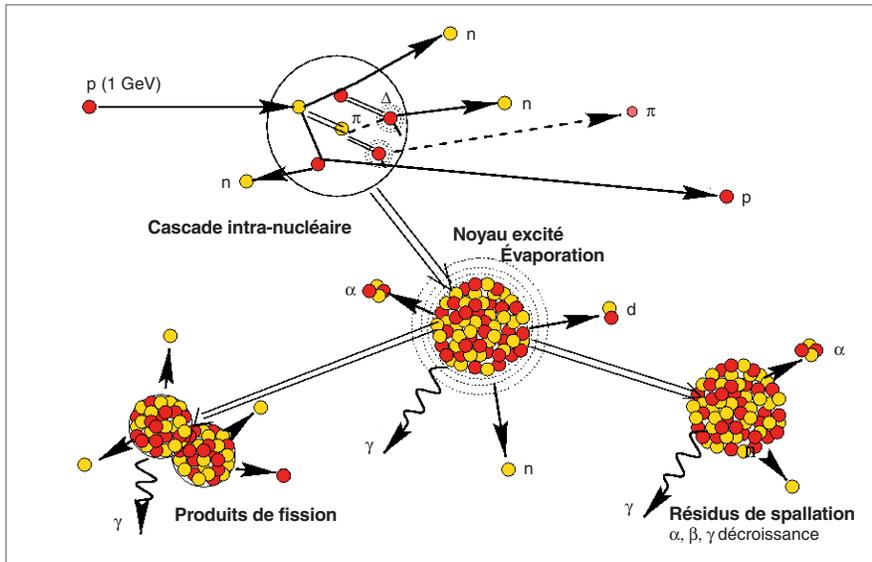


Fig. 109. Le mécanisme de la spallation.

nombre autorisé d'arrêts non désirés de l'accélération est très faible (quelques pannes par an). Cette exigence de fiabilité, inhabituelle dans l'usage courant des accélérateurs par les physiciens, est un défi majeur pour les constructeurs. Seuls les accélérateurs linéaires devraient pouvoir fournir les faisceaux de protons avec de telles performances, l'intensité des cyclotrons semblant limitée à quelques mA.

Pour produire un nombre maximum de neutrons, la cible de spallation sera constituée d'un élément lourd (riche en neutrons) et les protons y seront complètement arrêtés. Elle devra donc dissiper toute la puissance du faisceau. La conception de ces cibles, probablement liquides (plomb ou plomb-bismuth), est un défi technologique important : la tenue de la fenêtre d'entrée traversée par le faisceau de protons et soumise à de fortes contraintes d'irradiation est essentielle car elle constitue une barrière entre le vide de l'accélérateur et le réacteur ; l'évacuation de la chaleur produite par l'arrêt du faisceau et la corrosion de l'enveloppe de la cible par les métaux liquides sont aussi des enjeux technologiques importants.

Le réacteur d'un ADS sera aussi très innovant. L'amenée du faisceau sur une cible au cœur du réacteur et la dissipation de la puissance produite demandent une conception très différente de celle d'un réacteur classique, notamment en ce qui concerne les barrières de sûreté (il semble difficile d'englober tout l'accélérateur dans une enceinte de confinement).

La conception de combustibles incorporant des proportions importantes d'actinides devra mettre en jeu des concepts très innovants, hors pile (forte activité γ et neutrons) et en pile (comportement mal connu). Il faut de longs temps de séjour en réacteur pour détruire une proportion significative d'actinides mineurs et, simultanément, on produit des actinides de nombre atomique plus élevé. Les problèmes technologiques

liés au comportement en réacteur de tels assemblages, à leur fabrication, au stockage définitif des combustibles usés ou à leur retraitement et reconditionnement éventuel pour re-irradiation, sont *a priori* très complexes et demanderont beaucoup de R&D.

Enfin, les études de sûreté des ADS seront importantes car elles devront valider une conception novatrice mais aussi le mode, nouveau, de la conduite de réacteurs par des accélérateurs.

Aucun ADS n'a encore été construit depuis les premières études des années cinquante portant sur l'utilisation d'accélérateurs pour obtenir un appoint extérieur de neutrons dans un réacteur à fission.

Cependant, des accélérateurs linéaires de protons et des cibles de production de neutrons de spallation ont été construits dans d'autres buts³⁷ que celui de la transmutation des déchets nucléaires (principalement « LANCSE » à Los Alamos, aux États-Unis (Nouveau-Mexique), et « ISIS », près d'Oxford, au Royaume-Uni). Bien que d'une puissance et d'une fiabilité moindres que celles envisagées dans les ADS industriels, ces installations ont fourni un retour d'expérience intéressant. D'autres installations sont en préparation (la source de neutrons « SNS » à Oak-Ridge (États-Unis), celle de « J-PARC » à KEK, près de Tokyo, Japon, où des expériences sur la transmutation sont prévues).

Les études de faisabilité des ADS sont maintenant bien avancées. Des travaux ont été effectués au plan national, au CEA et en collaboration CEA-CNRS ; au plan européen, sous l'égide du « Technical Working Group » (TWG) et dans le cadre de projets européens du 5^e et, maintenant, du 6^e PCRD. Des industriels ont pris une part importante à ces travaux. En collaboration CEA-CNRS, des expériences à puissance zéro ont été effectuées à Cadarache sur la maquette critique « Masurca » (CEA-Cadarache) et un injecteur de protons de haute intensité est en construction au CEA Saclay.

Deux étapes significatives pourraient être franchies dans le cadre d'un projet européen issu du 6^e PCRD : la réalisation d'une expérience de démonstration consistant à coupler, pour la première fois, un accélérateur de protons à un réacteur et la réalisation, par un ensemble de laboratoires européens, d'un avant-projet assez détaillé de démonstrateur de puissance significative.

37. L'ADS pourrait également être un outil précieux comme source de neutrons pour des essais technologiques sous rayonnement de matériaux divers et, en particulier, de combustibles.

Il n'existe pas, à ce jour, d'étude économique complète du concept d'ADS, en particulier parce que des choix fondamentaux sur ses éléments (accélérateur, cible de spallation, type de réacteur...) restent à faire. Il est cependant certain que le coût d'un ADS serait sensiblement supérieur à celui d'un réacteur critique puisque, au coût sensiblement identique du réacteur, il faudrait ajouter ceux de l'accélérateur et de la cible.

L'avenir des ADS est conditionné, en premier lieu, par une décision sur la poursuite des études et l'établissement, au niveau industriel, de la séparation-transmutation. En second lieu, si le mode de gestion des déchets HAVL par séparation-transmutation est adopté, les deux techniques de transmutation, en réacteur critique ou en réacteur sous-critique (ADS), devront être confrontées, sous les aspects technologiques et économiques.

En tout état de cause, les ADS, qui nécessitent encore un effort très important de R&D et de démonstration, ne pourront pas être déployés à l'échelle industrielle avant quelques décennies.

La fusion thermonucléaire

L'énergie de fusion est, potentiellement, une des sources d'énergie primaire les plus intéressantes. En effet :

- Il n'y a pas de problème de réserves (elle consomme du deutérium et du lithium servant à produire le tritium ; ces éléments sont abondants dans la nature) ;
- la réaction de fusion ne produit pas de déchets radioactifs de longue durée et hautement actifs ;
- la fusion n'induit pas d'effet de serre (pas de production de CO₂) ;
- un réacteur de fusion est intrinsèquement sûr (disparition immédiate du plasma en cas de dysfonctionnement ; pas de « matière nucléaire »).

Mais la mise en application industrielle de la **fusion nucléaire*** est encore confrontée à des défis technologiques majeurs qui nécessiteront une R&D intensive avant d'arriver au stade de construction d'installations de production d'électricité.

Plusieurs réactions de fusion de noyaux légers pourraient être utilisées, en principe, pour produire de l'énergie. En pratique, la seule réaction à avoir un seuil en énergie suffisamment bas pour être envisageable est la réaction de fusion nucléaire entre les noyaux de deux isotopes de l'hydrogène, le deutérium (D) et le tritium (T) :



Cette réaction ne peut se produire que si les atomes de deutérium et de tritium sont complètement ionisés, sinon les collisions atomes-atomes ou atomes-ions, bien plus probables que la fusion nucléaire, empêchent les noyaux de fusionner. En cas d'ionisation complète, et dès quelques dizaines de keV d'énergie cinétique de D et T, cette réaction se produit avec une probabilité significative par « effet tunnel ». Elle est donc utilisable pour produire de l'énergie si on arrive à maintenir les noyaux de D et T en interaction, c'est-à-dire si on maintient confiné et suffisamment « chaud » le plasma formé par les noyaux de deutérium, de tritium et les électrons provenant de l'ionisation.

Deux voies possibles s'offrent pour assurer le confinement :

- Le confinement magnétique, par lequel les particules (chargées) du plasma sont maintenues confinées dans un espace fini par une configuration de champ magnétique adaptée ;
- le confinement inertiel, où il s'agit finalement d'une compression-chauffage d'un mélange D-T par des impulsions de faisceaux lasers ou de faisceaux de particules convergents et pulsés ; la fusion se produit et dure tant que la compression est suffisante, le processus se reproduisant à chaque impulsion.

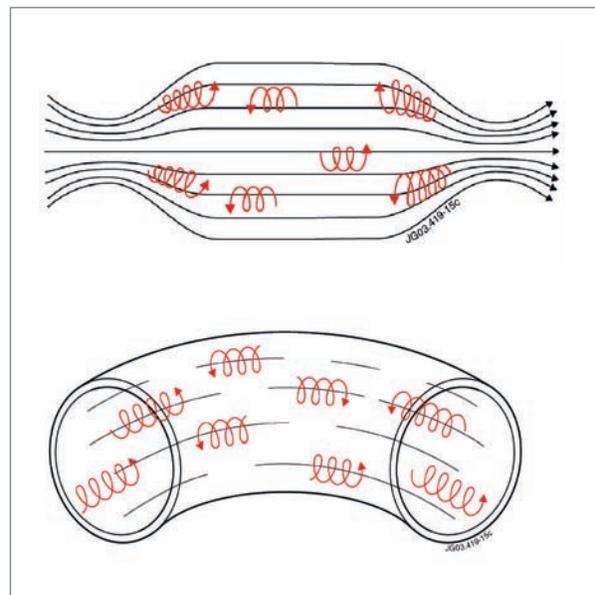


Fig. 110. Deux configurations magnétiques possibles pour confiner le plasma : ouverte et fermée. Dans les deux cas, les ions de D et T se propagent le long des lignes de champ. La configuration toroïdale (fermée) est à la base de la plupart des installations.

Dans les systèmes à confinement magnétique, les plus développés étant de type « tokamak », le chauffage du plasma (c'est-à-dire le maintien de l'énergie cinétique des noyaux de D et T à une valeur suffisante pour que la fusion ait lieu) s'opère de plusieurs façons : transfert au plasma D+T de

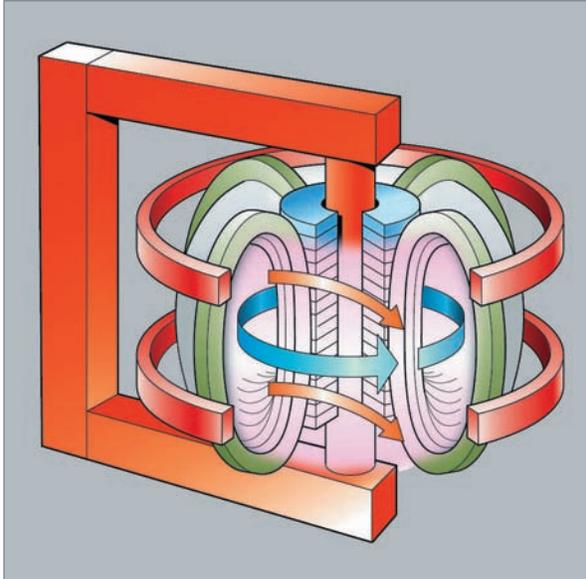


Fig. 111. Combinaison des bobinages réalisée dans un « tokamak » pour produire le champ magnétique de confinement d'un plasma.

l'énergie des particules α issues de la réaction de fusion; chauffage ohmique induit par le courant électrique du plasma ; chauffage par ondes électromagnétiques de haute fréquence ou chauffage par injection de particules neutres.

L'état de l'art sur la fusion par confinement magnétique

Pour que la fusion soit utilisable comme source d'énergie, il est nécessaire que l'énergie fournie par la fusion soit supérieure à celle que l'on injecte pour chauffer et maintenir le plasma ($Q = P_{\text{fus}}/P_{\text{ext}} > 1$). Ce régime dit « *de breakeven* » s'exprime par une contrainte du type :

$$n \cdot \tau_E > f(T)$$

où n est la densité du plasma, τ_E la durée de confinement et T sa température.

Des progrès considérables ont eu lieu dans les dernières décennies concernant la réalisation de ce critère et la poursuite de performances rendant la fusion utilisable. À titre d'exemples, l'installation « Tore-Supra » de Cadarache réalise maintenant des plasmas confinés sur plusieurs minutes et l'installation européenne « JET », à Culham (Grande-Bretagne), est proche de satisfaire la contrainte $Q > 1$.

Beaucoup de problèmes technologiques restent cependant à résoudre avant que l'on puisse envisager la construction d'une installation industrielle où l'on serait plus proche du régime d'ignition dans lequel les particules α produites par la réaction suffisent à chauffer le plasma. Ces difficultés technologiques sont de trois ordres :

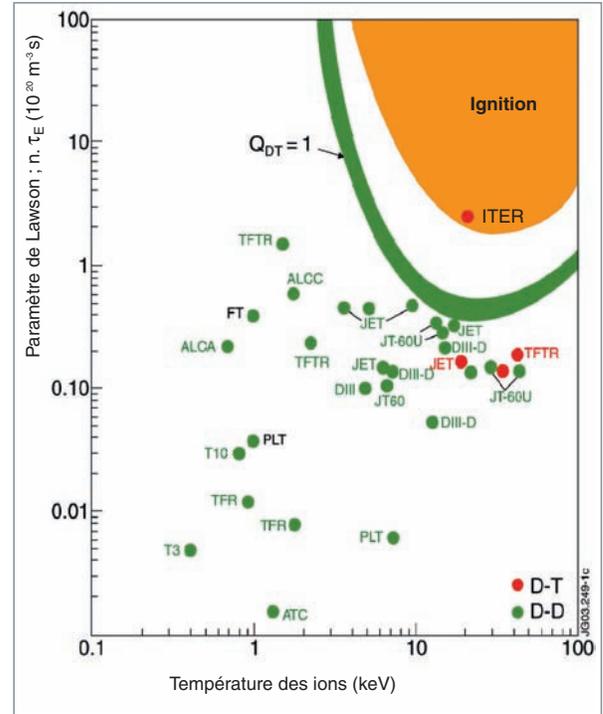


Fig. 112. Performances atteintes par les installations existantes ou en projet, dans le diagramme « paramètre de Lawson vs température ». On notera que ITER* se situe à la limite de la zone d'ignition (les particules α issues de la fusion assureront les 2/3 du chauffage du plasma).

- La tenue des matériaux au contact du plasma.

Dans un système industriel, la première paroi devra évacuer une densité de puissance très importante (elle peut dépasser localement 20 MW/m²), supporter les flux de neutrons très élevés qui la traverseront pour aller dans les couvertures tritigènes et permettre l'évacuation de la quantité très significative d'hélium gazeux issu de la réaction de fusion. La mise au point, dans les années quatre-vingt, du « divertor », configuration magnétique particulière permettant de mieux gérer les flux à évacuer du plasma, a beaucoup contribué aux progrès effectués au cours des deux dernières décennies ;

- la production de tritium dans les couvertures tritigènes en lithium.

Dans de tels systèmes, les neutrons issus de la réaction de fusion produisent en continu, par interaction avec des couvertures en lithium (« couvertures tritigènes »), le tritium consommé dans le plasma, évitant ainsi le stockage et la manutention de cet élément radioactif. La quantité totale de tritium présente dans une installation de type industriel n'est alors que de quelques grammes. Cependant, le tritium diffuse aisément et le contrôle de sa diffusion est un aspect important de la sûreté ;

- la minimisation de l'activation des matériaux de couverture.

Les neutrons interagissant avec les parois provoquent, par réactions nucléaires, l'apparition d'éléments radioactifs. Le choix de la composition des matériaux de couverture doit être tel qu'il minimise, en niveau et en durée, la production de la radioactivité induite.

Le **confinement-chauffage inertiel** ne semble possible qu'avec des faisceaux de photons (lasers) ou d'ions lourds, mais, même dans ce cas, les problèmes scientifiques et techniques à résoudre ne permettent pas d'envisager sa réalisation dans un futur prévisible.

Le projet « ITER » et les perspectives de la fusion nucléaire

Le projet mondial « ITER » de réacteur expérimental de fusion nucléaire a pour but de faire la démonstration scientifique et technique qu'il est possible d'utiliser la fusion pour produire de l'énergie. Les partenaires sont l'Union européenne, la Russie, le Japon, les États-Unis, la Chine et la Corée-du-Sud.

L'installation (fig. 111) sera de type « tokamak ». De taille et de performances proches des réacteurs industriels envisagés ($Q = 10$, chauffage du plasma à 66 % par les α), elle permettra d'effectuer en configuration réaliste la recherche encore nécessaire sur les matériaux et le fonctionnement d'un réacteur de fusion.

Le site de Cadarache a été retenu pour accueillir cette installation de 4,5 G€. Le temps de construction est de douze ans et ITER devrait être exploité une vingtaine d'années.

Si les résultats engrangés et les études de matériaux menées en parallèle confirment les possibilités scientifique et technologique d'utiliser la fusion nucléaire pour la production d'énergie, un prototype industriel de réacteur de production, étudié en parallèle à l'exploitation d'ITER, pourrait ensuite être construit. Or, dans cette perspective même, la route menant à l'exploitation industrielle de la fusion nucléaire sera longue, la compétitivité économique de ce mode de production d'énergie restant encore à démontrer...

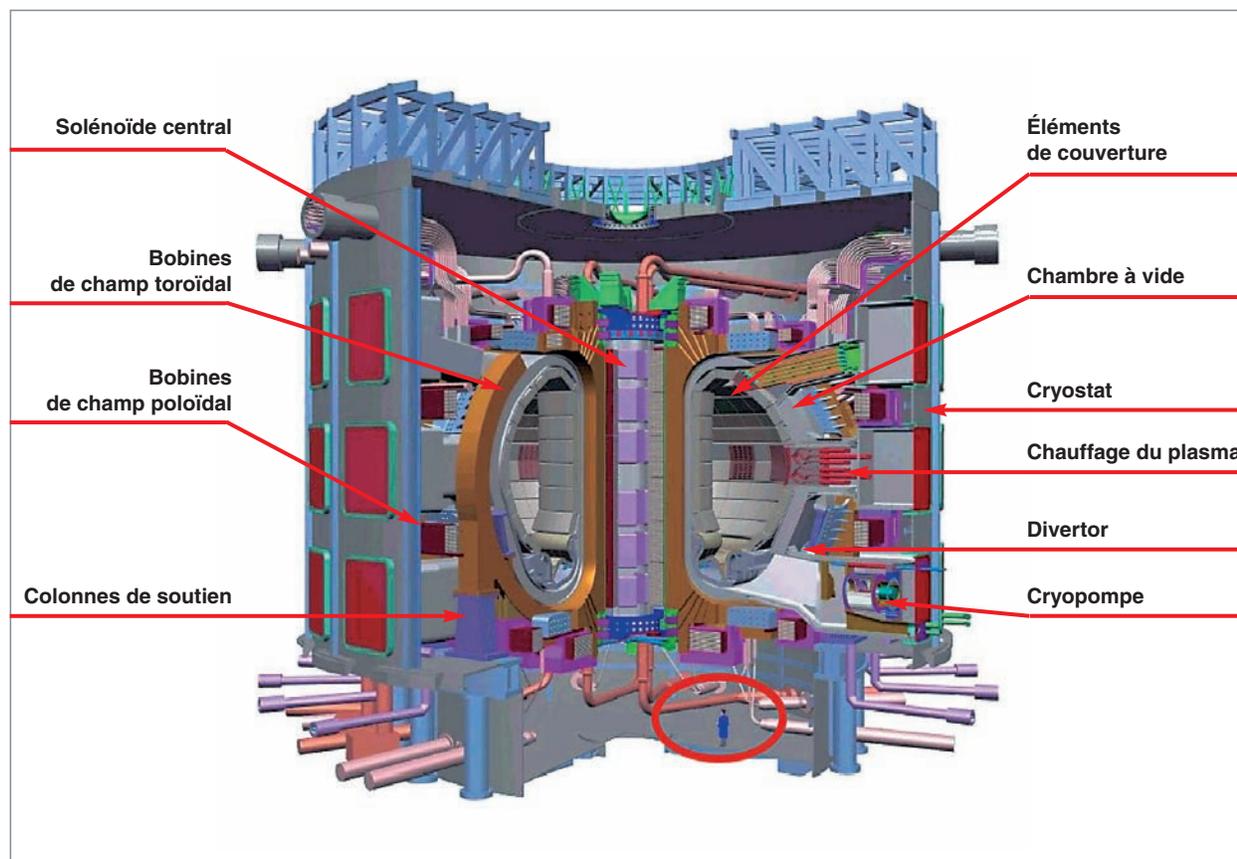


Fig. 113. Schéma de l'installation ITER, projet mondial de validation scientifique et technique de l'utilisation de la fusion pour la production d'énergie.

Conclusion

Le monde du nucléaire évolue rapidement et les perspectives de croissance du parc mondial se confirment. L'énergie nucléaire est reconnue aujourd'hui par la plupart des organismes émettant des projections énergétiques sur les décennies à venir (Agence internationale de l'énergie, Conseil mondial de l'énergie) comme une source d'énergie disponible, fiable et respectueuse de l'environnement car non émettrice de gaz polluants ou à effet de serre. Le nucléaire a pleinement sa place dans le *mix* énergétique mondial.

La France, qui a réussi l'un des plus ambitieux programmes de développement nucléaire, peut maintenant promouvoir à l'extérieur le choix de sa politique énergétique en montrant ses avantages.

Il faut quand même mentionner de forts blocages : le nucléaire n'est pas reconnu par les accords de Kyoto comme éligible aux mécanismes de financement visant à limiter les émissions de gaz à effet de serre. Si le développement futur du nucléaire apparaît assuré malgré cela en Asie, il dépendra largement du débat démocratique en Occident. La levée de ces blocages passe par une meilleure acceptation du nucléaire civil aux yeux du public et des politiques qui le représentent. Cela implique que les industriels et les chercheurs construisent la confiance, en un processus continu et de longue haleine, où tout faux pas, notamment dans le domaine de la sûreté, doit être évité.

Pour autant, l'énergie nucléaire est une énergie jeune : elle n'a que 50 ans ! Il y a eu beaucoup de chemin parcouru depuis sa naissance, mais les perspectives de progrès sont encore très grandes.

À court terme, on peut attendre des progrès d'évolution continue, dont bénéficieront les systèmes existants : ***c'est l'objet des recherches en soutien au nucléaire industriel actuel.*** Ces recherches portent sur la sûreté des réacteurs et sur l'amélioration de la compétitivité, notamment par l'allongement de la durée de vie des centrales mais aussi par l'augmentation des taux de combustion des combustibles. Une importante recherche incrémentale se fait en partenariat avec les industriels et l'exploitant EDF, d'une manière peu spectaculaire car dans la R&D nucléaire les constantes de temps sont très longues et l'on n'obtient pas toutes les semaines des résultats scientifiques marquants. Cette R&D menée en partenariat et en soutien aux industriels est partie intégrante de la qualité de l'offre nucléaire française, et dans un marché internationa-

lisé comme celui du nucléaire aujourd'hui en constitue l'un des atouts majeurs et reconnus.

À plus long terme, on peut attendre des progrès radicaux, voire des ruptures avec le développement et l'émergence de nouveaux types de réacteurs nucléaires, utilisables pour produire de l'électricité, mais aussi pour d'autres applications, d'où ***l'importance des recherches sur les réacteurs innovants.*** Ces réacteurs ne sauraient être étudiés isolément. Ils sont indissociables de leur cycle du combustible. D'ailleurs, le nucléaire ne sera durable que si on recycle les matières nucléaires : compte tenu de leur importance, ***les recherches sur le traitement-recyclage devront se poursuivre.*** C'est le sens des programmes sur les systèmes du futur, où le CEA est engagé, avec des collaborations internationales dans lesquelles il joue un rôle pilote : en premier lieu le Forum « *Generation IV* », qui a retenu pour la R&D de long terme six concepts dont quatre sont à « cycle fermé », mais aussi les programmes européens et les projets menés en bilatéral avec les États-Unis, le Japon, la Russie, la Chine...

La question des déchets mérite une attention particulière car elle représente un point particulièrement sensible aux yeux de l'opinion publique et du pouvoir politique. Les recherches en cours ont déjà produit des solutions techniques pour séparer, conditionner et entreposer les déchets dans de bonnes conditions de sûreté. En vue d'une décision politique sur la mise en œuvre de ces solutions, la loi française prescrit de mener la recherche sur ***toutes les voies possibles de gestion des déchets.***

Le développement ne doit pas seulement être une course en avant, il faut aussi terminer proprement les opérations anciennes : ***c'est l'objet des recherches sur le démantèlement et l'assainissement.***

Pour toute cette recherche, il faut du temps et des moyens.

Le CEA est adossé à une industrie nucléaire solide, notamment AREVA et EDF, qui ont des ambitions légitimes sur le marché mondial de l'énergie. C'est un atout important qui devrait lui permettre de valoriser le résultat de ses recherches. Le monde de la recherche évolue. La science du XIX^e siècle et de la première moitié du XX^e siècle a été dominée par des génies ; ensuite est venu le temps des laboratoires, mais il est révolu lui aussi. Voici maintenant l'époque des réseaux et des structures internationales. Il s'agit donc pour le CEA de s'adapt-

ter, en intégrant son effort de R&D dans la coopération internationale, au niveau européen dans le cadre des PCRD³⁸, et au niveau mondial dans des réseaux existants ou à créer, comme par exemple le Forum « *Generation IV* ».

Aboutir à un consensus international sur les choix stratégiques et techniques pour le nucléaire du futur présente l'intérêt d'accroître considérablement la crédibilité des solutions proposées aux yeux de l'opinion publique et des décideurs.

Dans ce panorama stimulant, le CEA, et en son sein la Direction de l'énergie nucléaire, est à l'écoute des évolutions intervenant dans le monde du nucléaire. Elle accueille chaque année dans ses laboratoires une cinquantaine de collaborateurs étrangers, principalement en provenance de Chine, de Russie et du Japon, et détache également des ingénieurs dans ces pays. Elle participe aux travaux de l'AIEA sur la sûreté et la non-prolifération ainsi qu'à ceux de l'OCDE/AEN dans les domaines techniques, économiques et sociétaux.

À l'échelle internationale, la Direction de l'énergie nucléaire se donne pour ambition de contribuer au développement durable et pacifique de cette énergie.

38. Programme Cadre de Recherche et Développement.

Glossaire – index

Actinides mineurs : noyaux lourds formés dans un réacteur par capture successive de **neutrons*** par les noyaux du combustible. Ces **isotopes*** sont principalement le neptunium (237), l'américium (241, 243) et le curium (243, 244, 245). **8, 16, 19, 31, 59, 61-63, 67, 69, 70, 77, 87, 93, 95-97.**

Activité : nombre de **désintégrations*** par unité de temps au sein d'un **radionucléide*** ou d'un mélange de radionucléides. Elle est exprimée en becquerels (Bq), unité de mesure qui correspond à une désintégration par seconde. **19, 59, 63, 97.**

ADS : « *Accelerator Driven System* », réacteur hybride couplant un cœur de réacteur **sous-critique*** avec un accélérateur de protons de haute énergie. Ce dernier fournit, grâce à des réactions de **spallation***, le complément de neutrons nécessaire à l'entretien de la **réaction en chaîne***. **62, 63, 77, 78, 96, 97, 98.**

ALARA : « *As Low As Reasonably Achievable* ». Principe général de gestion qui, en matière de radioprotection, consiste à minimiser les rejets ou les doses radioactives autant que raisonnablement possible, compte tenu des contraintes économiques et sociales. **61, 62.**

ATALANTE : voir chapitres « Le futur proche : les recherches pour soutenir le nucléaire existant » et « Les recherches sur la gestion des déchets ». **49, 50.**

Atome : constituant de base de la matière. Il est composé d'un noyau (lui-même constitué de neutrons et de protons) autour duquel gravitent des électrons. **12, 16, 43, 51, 87, 98.**

Barn : unité utilisée pour mesurer une **section efficace*** (1 barn = 10^{-24} cm²). **75.**

Barre de commande : barre ou ensemble de tiges solidaires mobiles contenant une matière absorbant les neutrons et qui, suivant sa position dans le cœur d'un réacteur nucléaire, influe sur sa **réactivité***.

Barrières : dans un réacteur nucléaire, ensemble des éléments physiques qui isolent les **radionucléides*** du combustible de l'environnement. Dans un **réacteur à eau sous pression***, il s'agit successivement de la gaine de l'élément combustible, de l'enveloppe du circuit primaire (qui comprend la cuve) et de l'enceinte du réacteur. **20, 29, 30, 32, 97.**

Bilan neutronique : résultante des productions et des pertes de neutrons en réacteur.

Boîte à gants : enceinte dans laquelle du matériel peut être manipulé tout en étant isolé de l'opérateur. La manipulation se fait au moyen de gants fixés de façon étanche à des ouvertures disposées dans la paroi de l'enceinte. L'enceinte est, en général, mise sous faible dépression pour confiner les substances radioactives.

Burn-up : voir **Combustion massique***.

Caloporteur : fluide (gaz ou liquide) utilisé pour extraire la chaleur produite par les **fissions***. Dans un **réacteur à eau sous pression***, l'eau joue à la fois le rôle de caloporteur et celui de **modérateur***. **9, 12, 49, 75, 77, 78, 82-93.**

Cellule chaude : cellule fortement blindée disposée dans un laboratoire de haute activité dans laquelle des substances de forte acti-

vité sont manipulées à l'aide de télémanipulateurs.

Changement climatique : voir chapitre « L'énergie dans le monde ».

Cœur : région d'un réacteur nucléaire dans laquelle peut se produire une réaction nucléaire en chaîne. **9, 12, 13, 18, 23, 29, 30, 47-49, 53, 55, 56-58, 62, 75, 77, 83-85, 91-94, 96.**

Colis : ensemble constitué par un emballage de transport, d'entreposage et/ou de stockage et par un contenu de matières **radioactives*** bien défini. **20, 31, 60, 61, 63-66.**

Combustible : substance constitutive du **cœur*** d'un réacteur nucléaire contenant les éléments **fissiles*** qui entretiennent la **réaction en chaîne*** en son sein. **8, 15-18, 47-52, 56, 57, 67-71.**

Combustion massique (ou *burn-up*, ou encore « taux de combustion ») : énergie totale libérée par unité de masse dans un combustible nucléaire. Généralement exprimée en mégawatt x jour par tonne.

Conditionnement (des déchets) : opération par laquelle les déchets nucléaires sont mis sous une forme stable et durable. **8, 16, 17, 21, 23, 60, 63-65, 97.**

Contamination : présence indésirable d'une substance radioactive au contact d'une surface ou à l'intérieur d'un milieu. **23, 24, 27, 29, 31.**

Corium : mélange de matériaux fondus résultant de la fusion accidentelle du cœur d'un réacteur nucléaire. **55, 57, 58.**

Crayon : tube de faible diamètre, fermé à ses deux extrémités, constituant du cœur d'un réacteur nucléaire, qui contient une matière fissile, fertile ou absorbante. Lorsqu'il contient de la matière fissile, le crayon est un élément **combustible***. **15, 17, 19, 48, 51, 56, 57, 93.**

Critique : un assemblage de matériaux contenant des matières fissiles est qualifié de « critique » lorsque le nombre de **neutrons*** émis par **fission*** en son sein est égal au nombre de neutrons disparaissant par absorption et par fuite. Dans ce cas, le nombre de fissions observé pendant des intervalles de temps successifs reste constant. La **criticité*** est l'expression d'un équilibre exact entre les productions de neutrons par fission et les disparitions par absorption et par fuite. **29, 62, 96-98.**

Cuve : récipient contenant le cœur d'un réacteur et son fluide **caloporteur***. **13, 23, 29, 51, 52, 56, 57, 58.**

Cycle du combustible : ensemble des étapes suivies par le combustible de l'extraction du minerai jusqu'au stockage des déchets, en passant par le **recyclage*** éventuel de matières en réacteur. **9, 17, 19, 43, 45, 47, 53, 62, 65, 67, 73, 74, 77, 84, 87-89, 93, 101.**

Déchet nucléaire : résidu inutilisable, issu de l'exploitation de l'énergie nucléaire. **7, 9, 16, 17, 19-21, 25, 31, 46, 59-66, 82, 101.**

Déclassement : ensemble des opérations administratives et réglementaires destinées soit à classer une installation nucléaire dans une catégorie inférieure, soit à supprimer le classement initial. **23, 25.**

Défense en profondeur : voir chapitre « Sécurité du nucléaire : les enjeux ».

Descendant radioactif : nucléide provenant de la désintégration spontanée d'un nucléide radioactif.

Démantèlement : ensemble des opérations techniques qui conduisent une installation nucléaire à un niveau de **déclassement*** choisi. **23-26, 30, 39, 101.**

Désintégration : transformation d'un noyau instable en un noyau stable ou instable au cours de laquelle le nombre et la nature des nucléons sont modifiés.

Dessalement (de l'eau de mer) : voir chapitre « Les réacteurs à caloporteur gaz ». **9, 79, 82, 94.**

Divergence : démarrage du processus de **réaction en chaîne*** dans un réacteur. **88.**

Dose absorbée : quantité d'énergie absorbée en un point par unité de masse de matière (inerte ou vivante). Elle s'exprime en **grays*** (Gy) : 1 gray correspond à une énergie absorbée de 1 joule par kilogramme de matière.

Dose équivalente : dans les organismes vivants, les effets produits par une même **dose absorbée*** sont différents selon la nature des rayonnements (α , β , γ). Pour tenir compte de ces différences, on utilise un facteur multiplicatif de la dose qui permet de calculer une dose équivalente.

Dose efficace : somme des **doses équivalentes*** pondérées délivrées aux différents tissus et organes du corps par l'irradiation interne et externe. L'unité de dose efficace est le sievert (Sv). Ainsi, par exemple, la dose moyenne d'exposition annuelle d'origine naturelle (sol, cosmos...) de la population en France est de 2.4 mSv par personne.

Dose radioactive : voir chapitre « Sûreté du nucléaire : les enjeux ».

Eau légère : eau ordinaire par opposition à **eau lourde***. **43, 53, 57, 67, 68, 73, 76, 87, 90.**

Eau lourde : protoxyde de deutérium (D_2O). **11, 12, 53, 54, 75, 76, 78, 79.**

Échelle INES : échelle de gravité des incidents et accidents nucléaires. **30.**

Économie du nucléaire : voir chapitre « L'économie du nucléaire ».

Électronvolt (eV) : unité d'énergie utilisée en physique nucléaire, 1 eV = $1,6 \cdot 10^{-19}$ joule.

Empoisonnement (du combustible nucléaire) : phénomène de capture de **neutrons*** par certains **produits de fission*** qui s'accumulent au cours de l'irradiation (xénon 135, samarium 149, etc.), dégradant ainsi le **bilan neutronique***.

Énergie de liaison : énergie nécessaire à une particule pour l'extraire d'un système physique, par exemple un noyau.

Énergie primaire : voir chapitre « L'énergie dans le monde ».

Enrichissement : processus qui, dans le cas de l'uranium, permet d'augmenter par divers procédés (diffusion gazeuse, ultracentrifugation, excitation sélective par laser...) la concentration de l'**isotope*** 235 **fissile*** par rapport à l'isotope 238 prédominant dans l'uranium naturel. **17, 18, 30, 31, 41, 53, 76, 79, 95.**

Entreposage (de déchets nucléaires) : installation dans laquelle les déchets sont placés, avec le projet de les reprendre ultérieurement. (Voir aussi **Stockage***.) **21, 23, 31, 32, 64-66, 71, 87, 96.**

Épithermiques (neutrons) : neutrons situés dans la gamme d'énergie de 10 eV à 20 keV environ et ayant ainsi une vitesse supérieure à celle des **neutrons thermiques***.

EPR : *European Pressurized Reactor*. Voir chapitre « Préparer le remplacement des réacteurs actuels par des réacteurs de 3^e génération plus efficaces et plus sûrs ».

Fertile : se dit d'une matière dont les noyaux, lorsqu'ils absorbent des neutrons, donnent des noyaux fissiles. C'est le cas de l'uranium 238 qui conduit au plutonium 239. Une matière est dite « **stérile*** », dans le cas contraire. **16, 17, 67, 74, 75, 77, 93, 95, 96.**

Filière : voie possible de réalisation de réacteurs nucléaires capables de fonctionner dans des conditions de sécurité et de rentabilité satisfaisantes, définie essentiellement par la nature du combustible, l'énergie des neutrons impliqués dans la réaction en chaîne, la nature du modérateur et celle du caloporteur.

FIMA : (*Fission per Initial Metallic Atom*). Le FIMA est une unité de taux de combustion d'un combustible nucléaire, exprimée en termes de proportion de fissions réalisées dans une population d'atomes de métal lourd.

Fissile (noyau) : noyau pouvant subir la **fission*** par absorption de **neutrons***. En toute rigueur, ce n'est pas le noyau appelé « fissile » qui subit la fission mais le noyau composé formé à la suite de la capture d'un neutron. **13, 15, 16, 17, 18, 30, 62, 67, 75-77, 83, 85, 95.**

Fission : éclatement d'un noyau lourd en deux morceaux, accompagné d'émission de **neutrons***, de rayonnements et d'un important dégagement d'énergie. **12, 13, 16, 19, 75, 77.**

Fluence : unité de dose utilisée pour quantifier l'irradiation des matériaux. C'est le nombre de particules (ici des **neutrons***) arrivant par unité de surface durant l'irradiation. **52, 56, 57, 92.**

Flux de neutrons : nombre de **neutrons*** qui traversent une unité de surface par unité de temps. **56, 57, 75, 87, 99.**

Frittage : opération consistant à souder les grains d'une poudre compactée de métal ou de céramique, en chauffant cette poudre au-dessous de la température de fusion du matériau. **17, 48.**

Fusion du cœur : accident nucléaire au cours duquel le combustible nucléaire est porté à assez haute température pour que le combustible nucléaire fonde et se rassemble sous forme d'un magma corrosif (le **corium***) au fond de la cuve du réacteur. **30, 55.**

Fusion nucléaire : réaction nucléaire au cours de laquelle deux noyaux légers s'unissent pour former un noyau plus lourd. **98, 100.**

Gaine : enveloppe entourant la matière combustible, destinée à assurer son isolation et sa tenue mécanique dans le cœur du réacteur. **15, 16, 18, 19, 29, 47, 49, 51, 57, 64.**

Génération (de réacteurs) : voir chapitres « Préparer le remplacement des réacteurs actuels par des réacteurs de 3^e génération plus efficaces et plus sûrs » et « De l'origine des espèces (de réacteurs) : filières et générations ». **11, 53, 68, 69, 79.**

GIF ou Gen. IV : noms courants pour désigner une collaboration internationale (« *Generation IV International Forum* ») visant à développer des systèmes nucléaires de quatrième génération. **78, 93, 96.**

Grappe de commande : voir **Barre de commande***.

Gray : unité de dose radioactive absorbée correspondant à l'absorption d'une énergie d'un joule par kilo de matière.

GWe : puissance électrique fournie par une centrale.

GWth : puissance thermique fournie par la même centrale.

Hydrogène : voir chapitres « Les systèmes nucléaires du futur : un cadre international pour le développement d'une nouvelle génération de systèmes nucléaires » et « Les réacteurs à caloporteur gaz ». **9, 33, 36, 55, 57, 79, 82, 84, 90-92, 94, 98.**

Incinération (de **déchets nucléaires***) : destruction en réacteur nucléaire d'actinides, en particulier d'**actinides mineurs***, par **fission*** et capture de **neutrons***. **27**

Inventaire en radionucléides : quantité de produits de **fission*** et d'**actinides*** contenus dans un combustible irradié exprimée

généralement en Bq/gMLi ou en g/tMLi (becquerel ou gramme par tonne de métal lourd initial). Ces quantités dépendent de plusieurs paramètres tels que la nature du combustible et les conditions d'irradiation (**taux de combustion***...).

Irradiation : exposition d'un organisme vivant ou d'une substance matérielle à un rayonnement.

Isotopes : formes d'un même élément dont les noyaux possèdent un nombre de protons identique et un nombre de neutrons différent. **16, 18, 27, 73, 75, 96, 98.**

ITER : Prototype de réacteur pour l'étude de la fusion thermonucléaire contrôlée faisant l'objet d'une collaboration internationale. Voir chapitre « Autres voies pour le futur lointain : cycle du thorium, systèmes hybrides, fusion... ». **99, 100.**

LECI : Laboratoire d'études des combustibles irradiés (CEA Saclay). **23.**

Logiciel de calcul : rassemblement dans un logiciel informatique, souvent appelé « code », sous forme d'expressions mathématiques codées, de la représentation simplifiée (modélisation) d'un système ou d'un processus, afin de le simuler.

MeV : méga électron-volt. Cette unité d'énergie est généralement utilisée pour exprimer l'énergie dégagée par les réactions nucléaires. 1 MeV correspond à $1.6 \cdot 10^{-13}$ joule.

Modérateur : matériau formé de noyaux légers qui ralentissent les **neutrons*** par diffusions élastiques. Il doit être peu capturant afin de ne pas « gaspiller » les neutrons et d'être suffisamment dense pour assurer un ralentissement efficace. **12, 53, 75, 76, 78, 79, 89.**

MOX (Mixed Oxides) : mélange d'oxydes d'uranium (naturel ou appauvri) et de plutonium. **17, 18, 31, 41, 48, 53, 55, 56, 77, 83, 87, 96.**

Neutron : particule fondamentale électriquement neutre, de masse $1,675 \cdot 10^{-27}$ kg. La nature de ce **nucléon*** a été découverte en 1932 par le physicien britannique James CHADWICK. Les neutrons constituent, avec les protons, les noyaux des atomes. Ils peuvent provoquer la fission de certains noyaux dits « **fissiles*** ».

Neutronique : étude du cheminement des **neutrons*** dans les milieux **fissiles*** et non fissiles, et des réactions qu'ils induisent dans la matière, en particulier dans les réacteurs nucléaires, sous l'angle de leur multiplication, de l'établissement et du contrôle de la **réaction en chaîne***. **51, 52, 56, 57, 86, 87, 92, 96.**

Neutrons rapides : **neutrons*** libérés lors de la fission, se déplaçant à très grande vitesse (20 000 km/s). Leur énergie est de l'ordre de 2 millions d'**électronvolts***. **6, 9, 16, 40, 42, 52, 57, 62, 75, 76-78, 83, 86-88, 93-95.**

Neutrons thermiques : également appelés **neutrons*** lents, neutrons en équilibre thermique avec la matière, dans laquelle ils se déplacent avec une vitesse de l'ordre de 2 à 3 km/s. Leur énergie est inférieure à 1 **électronvolt***. **9, 12, 16, 76, 77, 89, 94-96.**

Noyaux lourds : dénomination donnée aux **isotopes*** des éléments dont le nombre de protons (numéro atomique) est égal ou supérieur à 80. Tous les actinides et leurs produits de filiation figurent dans ce groupe. **17, 67, 68, 75.**

Nucléide : espèce nucléaire caractérisée par son nombre de protons Z, son nombre de **neutrons*** N et par son nombre de masse A, égal à la somme du nombre de protons et du nombre de neutrons ($A = Z + N$); **radionucléide*** : **isotope radioactif***, appelé aussi, parfois, « radio-isotope ».

Nucléons : particules constitutives du noyau atomique, c'est-à-dire les protons et les **neutrons***, liées entre elles par une interaction forte qui assure la cohésion du noyau.

Numéro atomique : numéro attribué à chaque élément dans la classification de MENDELÉEV. Il est égal au nombre de protons du

noyau de l'atome de l'élément considéré.

Période radioactive : durée au bout de laquelle la moitié des atomes **radioactifs*** initialement présents a disparu par **désintégration*** radioactive. **19.**

Phénix : prototype de **réacteur à neutrons rapides*** refroidi au sodium. Voir chapitre « Les systèmes nucléaires du futur : un cadre international pour le développement d'une nouvelle génération de systèmes nucléaires ». **62, 63, 83, 88.**

Plutonium : élément formé par capture de neutrons par l'uranium dans le cœur des réacteurs nucléaires. Les **isotopes*** impairs du plutonium sont **fissiles***, ce qui fait du plutonium une matière nucléaire valorisable, par exemple sous forme de combustible **MOX***. **8, 12, 15-18, 30, 31, 40, 48, 59-62, 67, 70, 75, 77, 83, 87.**

Poisons (neutroniques) : éléments dotés d'un pouvoir élevé de capture des **neutrons*** utilisés pour compenser, du moins en partie, l'excédent de **réactivité*** des milieux **fissiles***. Quatre éléments naturels sont particulièrement neutrophages : le bore (grâce à son **isotope*** ^{10}B), le cadmium, le hafnium et le gadolinium (grâce à ses **isotopes*** ^{156}Gd et ^{157}Gd). Certains sont dits « consommables » car ils disparaissent progressivement au cours de la combustion en réacteur. Certains produits de **fission*** sont des poisons neutroniques car eux-aussi absorbent les neutrons.

Produits de fission : nucléides* produits soit directement par la **fission*** nucléaire, soit indirectement par la **désintégration*** des fragments de la fission. **12, 15, 16, 19, 61, 64, 70, 71.**

Prolifération : dissémination incontrôlée des technologies nucléaires militaires, ou des matières utilisées par ces technologies. **7, 9, 30, 31, 40, 41, 67, 68, 82, 85, 86, 89, 93, 95, 102.**

Radioactivité : propriété que possèdent certains éléments naturels ou artificiels d'émettre spontanément des particules *alpha*, *bêta* ou un rayonnement *gamma*. Est plus généralement désignée sous ce terme l'émission de rayonnements accompagnant la **désintégration*** d'un élément instable ou la **fission***. **7, 9, 20, 23, 25, 27-29, 31, 32, 51, 59-61, 63, 70, 100.**

Radioécologie : Étude du devenir des **radionucléides*** dans la biosphère. **28.**

Radionucléide : **isotope*** **radioactif*** (voir **Nucléide***).

Radiotoxicité (potentielle) d'une certaine quantité de **radionucléides***, par exemple dans des déchets. La radiotoxicité potentielle, définie comme étant le produit de l'inventaire en radionucléides par le facteur de dose « ingestion » desdits radionucléides, est un indicateur du pouvoir de nuisance de cette quantité de radionucléides en situation accidentelle. **31.**

Radon : gaz radioactif provenant de la désintégration de l'uranium et du thorium présents dans la croûte terrestre. **27, 28.**

Rayonnement ionisant : rayonnement capable de produire des ions lors de son passage à travers la matière.

Réacteur RBMK : réacteur à modérateur graphite refroidi par de l'eau circulant dans des tubes de force. C'est ce type de réacteur qui était en cause dans la catastrophe de Tchernobyl. **76.**

Réacteur à eau bouillante (REB) : réacteur dans lequel l'ébullition de l'eau se fait directement dans le cœur. **11, 18, 53, 76, 78, 79, 89.**

Réacteurs à eau légère (REL) : famille de réacteurs dans lesquels l'eau ordinaire joue à la fois le rôle de caloporteur et de modérateur. La famille des REL regroupe les **réacteurs à eau sous pression*** et les **réacteurs à eau bouillante***. **87, 90.**

Réacteur à eau sous pression (REP) : réacteur dans lequel la chaleur est transférée du cœur à l'échangeur de chaleur par de l'eau maintenue sous une pression élevée dans le circuit primaire, afin d'éviter son ébullition. **79, 87, 89, 90, 95.**

Réacteur à neutrons rapides (RNR) : réacteur sans **modérateur*** dans lequel la majorité des fissions sont produites par des **neutrons*** présentant des énergies du même ordre de grandeur que celle qu'ils possèdent lors de leur production par fission. **16, 62, 68, 76, 78, 83, 88, 89, 95.**

Réacteur CANDU : réacteur à uranium naturel, refroidi et modéré à l'eau lourde. **43, 54, 76, 78.**

Réacteur Jules Horowitz (RJH) : voir chapitre « Le futur proche : les recherches pour soutenir le nucléaire existant ». **49.**

Réaction en chaîne : suite de **fissions*** nucléaires au cours desquelles les **neutrons*** libérés provoquent de nouvelles fissions, à leur tour génératrices de nouveaux neutrons provoquant de nouvelles fissions et ainsi de suite.

Réactivité : Écart relatif par rapport à l'unité du rapport du nombre de neutrons produits par fission au nombre de neutrons disparus au sein d'un réacteur nucléaire. Dans un réacteur, la réactivité est nulle lorsqu'il est **critique***, positive s'il est **surcritique*** et négative s'il est **sous-critique***.

Recyclage : réutilisation en réacteur de matières nucléaires issues du **traitement*** du combustible usé. **8, 9, 17, 18, 40, 53, 59, 61, 62, 63, 67-71, 77, 83-88, 93, 96, 101.**

Ressources (en uranium) : voir chapitre « Les ressources en uranium ».

Rhéologie : branche de la mécanique qui étudie le comportement des matériaux en situation de contrainte. **58.**

Risque : voir chapitre « Sécurité du nucléaire : les enjeux... ».

Section efficace : mesure de la probabilité d'interaction d'une particule avec un noyau-cible, exprimée en **barns*** (1 barn = 10^{-24} cm²). La section efficace mesure la probabilité d'occurrence d'une réaction donnée entre des particules incidentes (par exemple, des neutrons) et une cible (par exemple, des noyaux d'uranium). Pour les réacteurs nucléaires, on distingue principalement les réactions induites par les neutrons : **fission***, capture et diffusion élastique. **75.**

Séparation : procédé chimique faisant partie des opérations de **traitement***, par lequel les différents éléments constituant le combustible usé sont séparés. Le procédé PUREX isole l'uranium et le plutonium ; d'autres procédés chimiques plus avancés (DIAMEX, SANEX, GANEX) sont à l'étude pour séparer les actinides des lanthanides, ou les actinides entre eux. **8, 21, 59-62, 68-70, 87.**

Simulation : voir chapitre « Le futur proche : les recherches pour soutenir le nucléaire existant ».

Sous-critique : un système est qualifié de « sous-critique » lorsque le nombre de **neutrons*** émis par **fission*** est plus faible que le nombre de neutrons disparaissant par absorption et par fuite. Dans ce cas, le nombre de fissions observé pendant des intervalles de temps successifs décroît. **62, 95, 96, 98.**

Spallation : réaction nucléaire mettant en jeu un noyau lourd-cible et une particule, le plus souvent un **proton*** de haute énergie. Par réactions successives, un faisceau de telles particules permet de produire, entre autres, un grand nombre de **neutrons***. Un proton de 1 milliard d'**électronvolts*** projetés sur une cible de plomb peut ainsi produire de 25 à 30 neutrons. **78, 96-98.**

Spectre neutronique : distribution en énergie de la population des **neutrons*** présents dans le cœur d'un réacteur.

Stockage (de déchets nucléaires) : installation dans laquelle les déchets sont placés, sans projet de reprise ultérieure. La reprise serait néanmoins possible dans le cas d'un stockage *réversible* (voir aussi **Entreposage***).

Sûreté nucléaire : ensemble de mesures destinées à assurer une protection, à éviter un danger liée aux activités et/ou aux installa-

tions nucléaires, en mesurant et en contrôlant le risque associé. **19, 32, 57.**

Sur(ré)générateur/sur(ré)génération : se dit d'un réacteur qui produit plus de combustible **fissile*** qu'il n'en consomme. Les nouveaux noyaux fissiles sont créés par la capture de **neutrons*** de **fission*** par des noyaux **fertiles*** (non fissiles sous l'action de **neutrons thermiques***) après un certain nombre de **désintégrations radioactives***. **12, 75, 77.**

Système hybride : système couplant une source de **neutrons*** de **spallation*** à un réacteur **sous-critique*** pour la **transmutation*** de **déchets nucléaires*** ou la production d'énergie. **78.**

Taux de combustion : au sens propre, il correspond au pourcentage d'atomes lourds (uranium et plutonium) ayant subi la fission* pendant une période donnée. Couramment utilisé pour évaluer la quantité d'énergie thermique par unité de masse de matière **fissile*** obtenue en réacteur entre le chargement et le déchargement du combustible, il s'exprime en mégawatts-jour par tonne (MW.j/t). Le **taux de combustion de rejet*** est le taux auquel l'assemblage combustible, après plusieurs cycles d'irradiation, doit être définitivement déchargé.

TEP : unité d'énergie correspondant à une Tonne d'Équivalent Pétrole.

Thermohydraulique : branche de la physique consacrée aux transferts de chaleur et à la mécanique des fluides. **51, 56, 57, 86, 92.**

Thorium : élément lourd, assez abondant dans la nature, dont l'utilisation est envisageable dans les réacteurs nucléaires, selon un **cycle du combustible*** assez analogue à celui de l'uranium 238.

Traitement (du combustible usé) : opération consistant à séparer dans le combustible usé les matières valorisables du reste, qui est alors considéré comme un déchet et reçoit un conditionnement approprié. **8, 16, 17, 59, 68, 78.**

Transmutation : transformation par une réaction nucléaire induite par des **neutrons*** (capture, **fission***) d'un **isotope*** en un autre et, plus particulièrement, d'un isotope **radioactif*** à vie longue en un isotope à vie courte ou en un isotope stable. **8, 21, 59, 62, 63, 87, 88, 96-98.**

Transports (de matières nucléaires) : voir chapitre « Sécurité du nucléaire : les enjeux ».

Transuraniens : tous les éléments dont le numéro atomique est supérieur à celui de l'uranium. Ces noyaux lourds issus de l'uranium par capture **neutronique*** ou **désintégrations radioactives*** autres que la **fission*** se répartissent en sept familles d'**isotopes*** : uranium, neptunium, plutonium, américium, curium, berkélium et californium. **95, 96.**

UOX : combustible standard des **réacteurs à eau légère*** constitué d'oxyde d'uranium **enrichi*** en uranium 235. **16, 55-57, 60, 71, 77, 87.**

Vallée de stabilité : ligne où se trouvent les noyaux stables dans un diagramme représentant le nombre de **neutrons*** en fonction du nombre de protons desdits noyaux.

Vitrification : opération consistant à incorporer les déchets nucléaires dans du verre pour leur donner un **conditionnement*** stable sous forme de colis susceptibles d'être **entreprisés*** ou **stockés***. **16, 17, 64.**

Zircaloy : alliage de zirconium et d'un ou plusieurs autres métaux minoritaires (étain, fer, chrome, nickel), qui est particulièrement résistant du point de vue mécanique et chimique. Il est utilisé pour les gaines de combustible des réacteurs à eau.