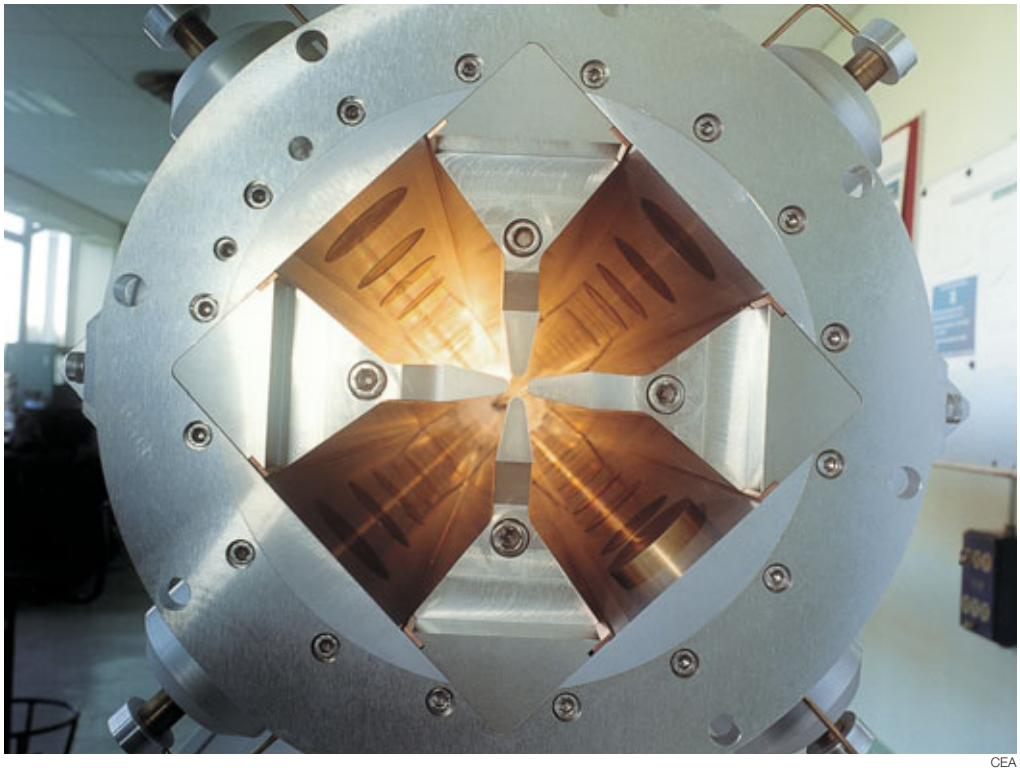
DU RÉACTEUR CRITIQUE AU SYSTÈME HYBRIDE SOUS-CRITIQUE : LES OUTILS DE LA TRANSMUTATION

Avant même de s'attaquer au problème des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue, il s'agit de régler celui du plutonium. Matière première énergétique, il devra être "multirecyclé" et son stock géré "en flux tendu" pour éviter son accumulation. L'étape suivante est de transformer les noyaux radioactifs à vie longue contenus dans les déchets nucléaires en produits à vie courte, voire stables ; sa faisabilité est aujourd'hui acquise. Cette transmutation doit se faire dans des installations dont la production de déchets est elle-même minimisée afin de stabiliser le stock de déchets radioactifs ultimes. Différentes formules, combinables entre elles, ont été étudiées, de l'utilisation des réacteurs existants à celle de systèmes hybrides dédiés couplant accélérateur de particules et réacteur sous-critique. Il a fallu, pour évaluer cette dernière solution, approfondir la connaissance d'une réaction nucléaire particulière, la spallation, qui permet de produire des neutrons pour piloter un réacteur de transmutation.

Maquette grandeur nature du RFQ, quadripôle à radiofréquence conçu pour accélérer et focaliser les particules émises par la Source d'ions légers de haute intensité (Silhi) du prototype Iphi (Injecteur de protons haute intensité) développé par le CEA et le CNRS pour les études d'accélérateurs de protons en amont de futurs systèmes hybrides.

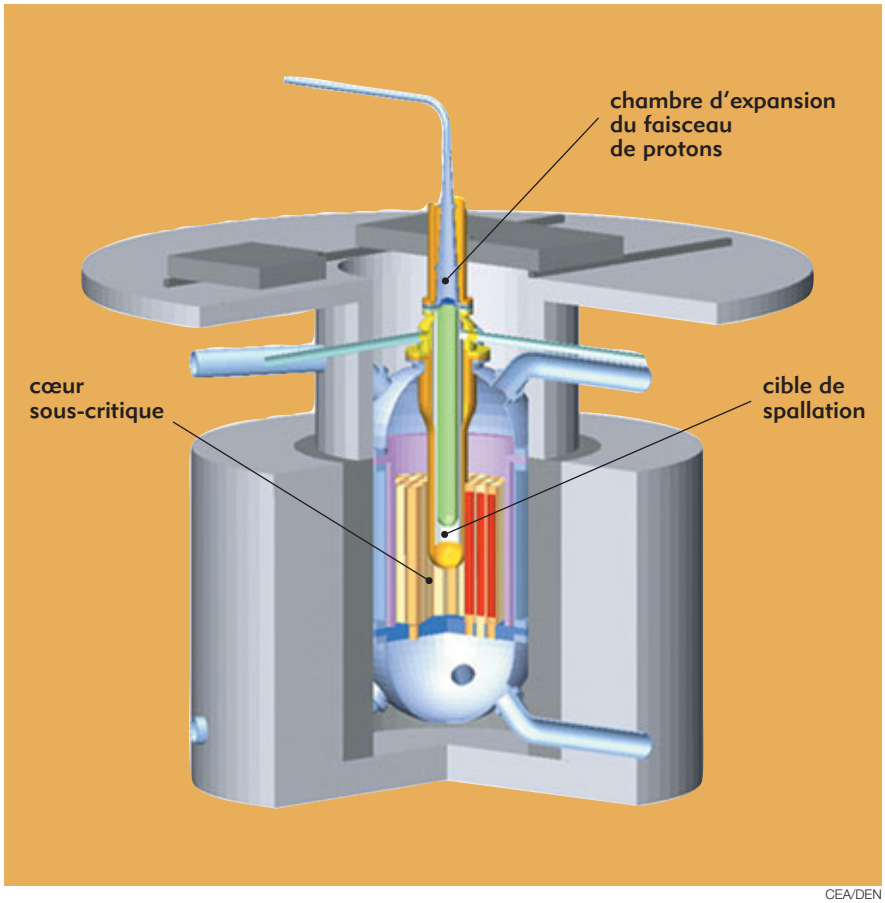


CEA

Les possibilités de transmutation

Le processus de **transmutation**, terme qui recouvre l'ensemble des transformations de noyaux induites par réactions nucléaires dans les réacteurs, fait l'objet de recherches actives dans le but de transformer en éléments à vie plus courte les noyaux **radioactifs à vie longue** contenus dans les **combustibles** usés, par **recyclage** dans les réacteurs de puissance ou dans certains systèmes spécifiques. Les chercheurs ont effectivement démontré que la transmutation offrait des potentialités très prometteuses pour minimiser l'impact potentiel à long terme des déchets ultimes sur l'homme et l'environnement (voir *Transmuter est techniquement possible*).

Parmi les éléments contenus dans les combustibles usés, les **actinides** (plutonium, neptunium, américium, curium) représentent l'essentiel de la nuisance potentielle en termes d'**inventaire radiotoxique**. Les **produits de fission** à vie longue (essentiellement technétium 99, iode 129 et césium 135), bien que ne représentant qu'une infime fraction de cet inventaire (~10^{-5}) doivent également être pris en compte car, étant plus solubles et donc plus mobiles dans les différents milieux géologiques, ils peuvent représenter au voisinage d'un stockage une source de toxicité résiduelle à très long terme équivalente à celle des **noyaux lourds** (encadré C, ***La radiotoxicité du combustible usé***). La transmutation vise à réduire autant que possible les risques de nuisances potentielle et résiduelle



CEA/DEN

Vue schématique d'un démonstrateur de système hybride dédié à l'incinération associant un réacteur sous-critique à neutrons rapides refroidi au gaz et un accélérateur de protons de haute énergie (non représenté ici) dont le faisceau arrive en partie supérieure du réacteur.

liés à l'exploitation des réacteurs en minimisant à la fois les quantités d'actinides et de produits de fission à vie longue susceptibles d'être *in fine* **stockés**.

Stabiliser l'inventaire de plutonium

La transmutation met préalablement en jeu une étape de séparation poussée (voir chapitre I) des éléments auxquels elle s'applique, étape dont l'efficacité conditionne les quantités résiduelles dans les **colis** de déchets. Elle implique ensuite une démarche de recyclage multiple (**multirecyclage**), qui permet dans son principe de stabiliser les inventaires en éléments recyclés, à commencer par le plutonium.

La part du plutonium dans l'inventaire radiotoxique du combustible usé avoisinant 90 %, sa consommation, en particulier dans les réacteurs actuels, est en effet prioritaire sur toute stratégie de transmutation des **actinides mineurs** dont l'enjeu ne porte que sur 10 % de cet inventaire. Parmi les options de recyclage du plutonium, celles qui minimisent la production d'actinides mineurs seront donc privilégiées.

Pour ce qui est des produits de fission à vie longue, la transmutation de l'iode 129 est rendue difficile par la faible probabilité des **captures** neutroniques sur cet **isotope**, et les très longs temps de séjour en réacteur qui en résulteraient (au moins 15 ans pour une réduction de moitié seulement). De son côté, le césium 135, isotope ne représentant que 10 % du césium présent dans les produits de fission, exige pour une transmutation efficace une étape de séparation isotopique préalable, au moins pour éliminer les isotopes 133 et 134 qui, sous flux neutronique, conduisent à former à nouveau de l'isotope 135. Pour réduire la nocivité de ces deux produits de fission, une stratégie de séparation puis de **conditionnement** garantissant un **confinement** sur de très longues durées pourrait, dans la pratique, être préférée à la transmutation.

Plutôt des spectres rapides pour les actinides mineurs

Transmuter les **radioisotopes** à vie longue constitue une contrainte supplémentaire sur le cycle du combustible, dont il convient de limiter les conséquences en matière de complexité des procédés et de coût. Dans la recherche d'une stratégie, il existe un indicateur synthétique : celui qui donne la quantité de matière transmutée par unité d'énergie produite. Il intègre en effet les aspects intensité et **spectre** du flux neutronique, la possibilité matérielle de chargement en réacteur des matières à transmuter, mais aussi l'aspect **bilan neutronique**, c'est-à-dire la nécessité d'enrichir davantage le combustible en isotopes **fissiles** pour compenser les absorptions supplémentaires causées par les corps à transmuter.

Ce seul indicateur ne suffit cependant pas et d'autres considérations sont à prendre en compte, telles que les sujétions induites sur le cycle du combustible, en termes de renforcement des dispositions de radioprotection pour fabriquer et traiter les combustibles et les capsules ("cibles") porteurs des matières à transmuter.

Pour les actinides mineurs, l'enjeu est de privilégier les fissions par rapport aux captures neutroniques, ceci à la fois pour convertir le noyau initial en produits de fission à vie relativement courte, pour minimiser la pénalité sur le bilan neutronique (tableau p. 43), et pour limiter la production en chaîne d'actinides mineurs plus ou moins toxiques par rapport au noyau initial. Cet objectif conduit à rechercher plutôt des spectres **neutroniques rapides**.

Pour les produits de fission à vie longue, transmutables uniquement par capture neutronique, les flux neutroniques intenses seront privilégiés, autant que possible dans les domaines d'énergie **épithermique** et **thermique** où la probabilité de capture neutronique est la plus grande.

Double strate ou double composante ?

En plus de ces différentes options au niveau du réacteur, il en existe d'autres au niveau du parc, selon la place donnée aux installations affectées, en tout ou partie, à cette tâche de transmutation. Les stratégies

La spallation

La spallation est une réaction nucléaire mettant en jeu un noyau cible et une particule, le plus souvent un proton, accélérée jusqu'à une énergie de l'ordre du **giga-électronvolt** (GeV). Au cours de cette réaction, de nombreuses particules, essentiellement des neutrons, sont éjectées et laissent un noyau plus petit que le noyau initial. Certaines des particules émises ont une énergie suffisamment élevée pour induire une nouvelle réaction avec un noyau voisin. De proche en proche, dans une cible épaisse, cela conduit à la génération d'un grand nombre de neutrons qui vont sortir de la cible. Un proton de 1 GeV sur une cible de plomb de 60 cm de long produit typiquement de l'ordre de 25 neutrons. Les chercheurs sont maintenant capables de réaliser des accélérateurs de protons de haute intensité. Le CEA et le CNRS travaillent ainsi sur un injecteur de protons de 100 mA appelé Iphi. De tels faisceaux permettent de produire par spallation des flux intenses de neutrons qui peuvent avoir de multiples applications : production de noyaux exotiques, génération de neutrons pour la physique des solides et des matériaux ou réalisation de **systèmes hybrides** pour la **transmutation** des déchets nucléaires.

Lors de la conception d'une cible de spallation pour un tel système, des logiciels de simulation sont utilisés pour optimiser les performances, en particulier la production de neutrons, et évaluer les contraintes sur les matériaux de la cible et des structures environnantes. Il est par exemple nécessaire de prédire quels seront les différents noyaux produits par les réactions de spallation dans la cible et dans l'interface qui la sépare du vide de l'accélérateur, généralement une mince feuille de tungstène ou d'acier. Ceux-ci peuvent en effet induire une modification de la composition chimique du matériau : il peut alors exister un risque de fragilisation ou, dans une cible liquide, de corrosion. D'autre part, nombre de ces noyaux étant radioactifs, il faut pouvoir estimer l'évolution au cours du temps de l'activité des matériaux du module de spallation. Ceci afin, par exemple, de prévoir le temps nécessaire avant une intervention de maintenance ou d'assurer la gestion à long terme des divers composants.

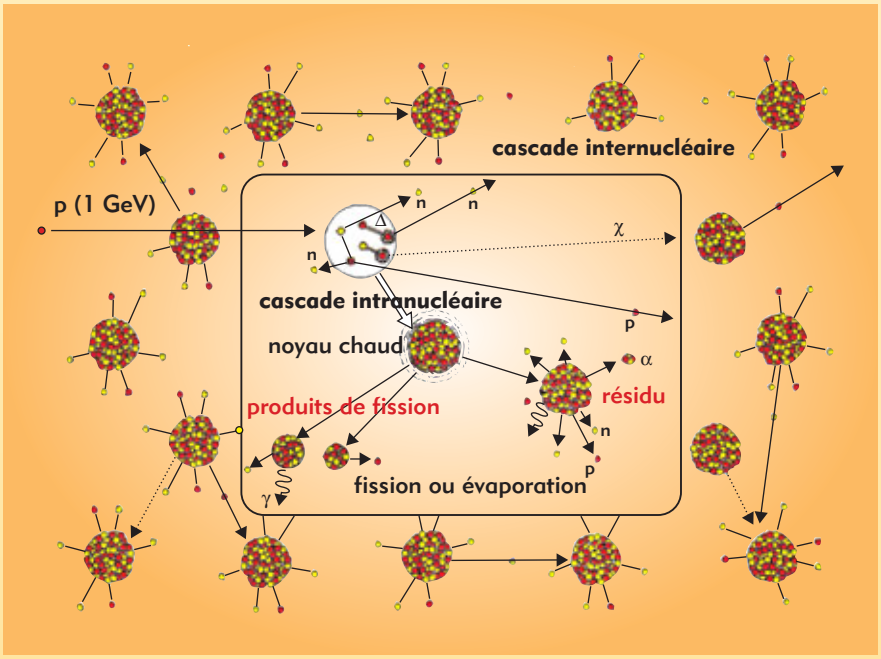


Figure A. Cascade intranucléaire.

Avant d'utiliser un logiciel de simulation, il faut d'abord s'assurer de sa fiabilité et estimer sa précision. Un tel logiciel de calcul utilise pour décrire l'interaction élémentaire entre un nucléon et un noyau cible des modèles de physique nucléaire qui présentent généralement la spallation comme un processus en deux étapes : la première, rapide, est une succession de collisions entre nucléons, comme des

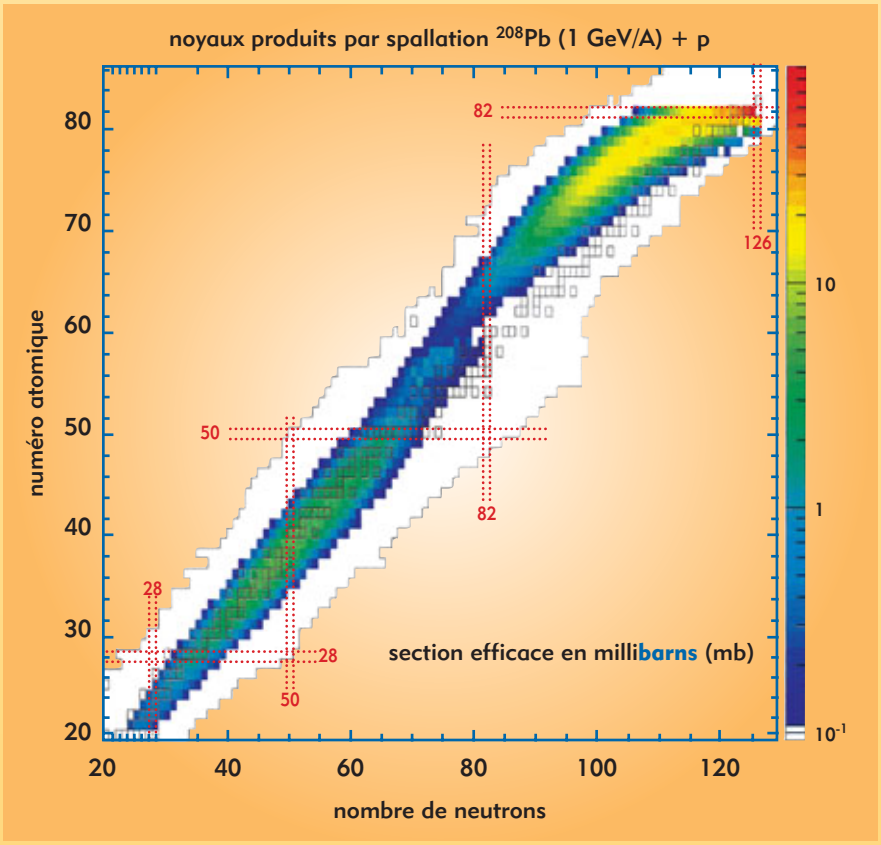


Figure B. Mesure du taux de production des nombreux noyaux produits dans une expérience de spallation utilisant un faisceau de plomb 208 de 1 GeV par nucléon. Les carrés vides représentent les noyaux stables.

D

chocs entre boules de billard : elle est appelée *cascade intranucléaire* (figure A). À la fin de ce processus, l'énergie incidente est distribuée sur l'ensemble des nucléons du noyau qui se retrouve dans un état dit excité. La seconde étape, beaucoup plus lente, est la *désexcitation*, avec l'émission de particules de basse énergie ou, dans certains cas, la fission en deux noyaux plus petits. La première chose à vérifier est donc la qualité de ces modèles en comparant leurs prédictions à des résultats expérimentaux.

Le Service de physique nucléaire du CEA, en collaboration avec d'autres laboratoires français et européens, étudie expérimentalement le mécanisme élémentaire de la spallation. Les différents noyaux ainsi produits ont par exemple été mesurés auprès de l'accélérateur du GSI à Darmstadt (Allemagne) grâce à la technique de la cinématique inverse. Cette méthode utilise un faisceau d'ions lourds bombardant une cible de protons, sous forme d'hydrogène liquide. L'avantage est que les noyaux ainsi produits sont fortement focalisés vers l'avant du fait de la vitesse d'entraînement. Il devient alors facile de les identifier grâce à une succession d'aimants et de détecteurs (figure B).

L'ensemble des expériences réalisées a permis de mettre en évidence les graves lacunes de certains modèles utilisés dans les codes de simulation. Parallèlement, un effort est fait, en collaboration avec des théoriciens, pour améliorer ces modèles dont les nouvelles versions sont en nettement meilleur accord avec les données expérimentales.

Une cible de spallation en plomb-bismuth liquide, matériau souvent envisagé pour les cibles de systèmes hybrides, supportant un faisceau de 1 MW est d'autre part en cours de réalisation dans le cadre de la collaboration Mégapie. Installée comme cible de la source de neutrons SINQ de PSI à Zurich (Suisse), elle permettra d'étudier en vraie grandeur les problèmes de matériaux.

Sylvie Leray
Département d'astrophysique,
de physique des particules,
de physique nucléaire
et d'instrumentation associée
Direction des sciences de la matière
CEA/Saclay

radionucléide	spectre thermique	spectre rapide
^{237}Np	0,9	– 0,6
^{241}Am	0,1	– 0,6
^{245}Cm	– 2,3	– 2,7
^{79}Se	2,1	2,1
^{99}Tc	1	1,1
^{126}Sn	1,1	1,2
^{129}I	1	1
^{135}Cs	1	1

Tableau. Bilan neutronique net associé à la transmutation d'un radionucléide. Une valeur unité correspond à une simple capture neutronique. Des valeurs supérieures rendent compte de captures parasites induites dans les produits de filiation du radionucléide sous flux. Des valeurs négatives traduisent des réactions de fission conduisant à un bilan net producteur de neutrons.

considérées (voir *Non pas une, mais plusieurs solutions pour la maîtrise en amont des déchets nucléaires*) font intervenir à la fois les **REP** du parc actuel, d'autres réacteurs de technologie mature tels que les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (**RNR**) et, à plus long terme, des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz (**RCG**) ou des systèmes hybrides avec cœur sous-critique et source neutronique externe pilotée par accélérateur et utilisant des réactions de spallation (encadré D, ***La spallation***, encadré E, ***Qu'est ce qu'un système hybride ?*** et encadré F, ***REP, RNR et RCG***).

Ces stratégies reposent sur des scénarios à simple ou double "strate", selon que les radionucléides à transmuter sont recyclés en même temps que le plutonium dans les réacteurs du parc (simple strate) ou dans des installations spécifiques (RNR ou systèmes hybrides). Selon les scénarios, le recyclage du plutonium peut s'opérer dans une filière unique (REP par exemple) ou dans deux filières complémentaires (REP et RNR) de la première "strate" ; on parle alors de stratégie "à double composante".

La transmutation s'envisage soit dans un nombre minimum (5 à 10 %) de systèmes dédiés qui concentrent les matières à transmuter difficiles à recycler (américium, curium et produits de fission à vie longue) "*en double strate*", soit dans une composante additionnelle au parc REP représentant 20 à 30 % de la puissance installée et dans laquelle sont recyclés à la fois l'ensemble des actinides et des produits de fission à vie longue (transmutation "*en double composante*"). Les systèmes sous-critiques offrent *a priori* davantage de flexibilité pour la première approche en rendant théoriquement possible la gestion de cœurs très chargés en actinides mineurs (~50 %) dont les caractéristiques neutroniques seraient incompatibles avec un fonctionnement stable en mode critique.

Voie homogène ou hétérogène ?

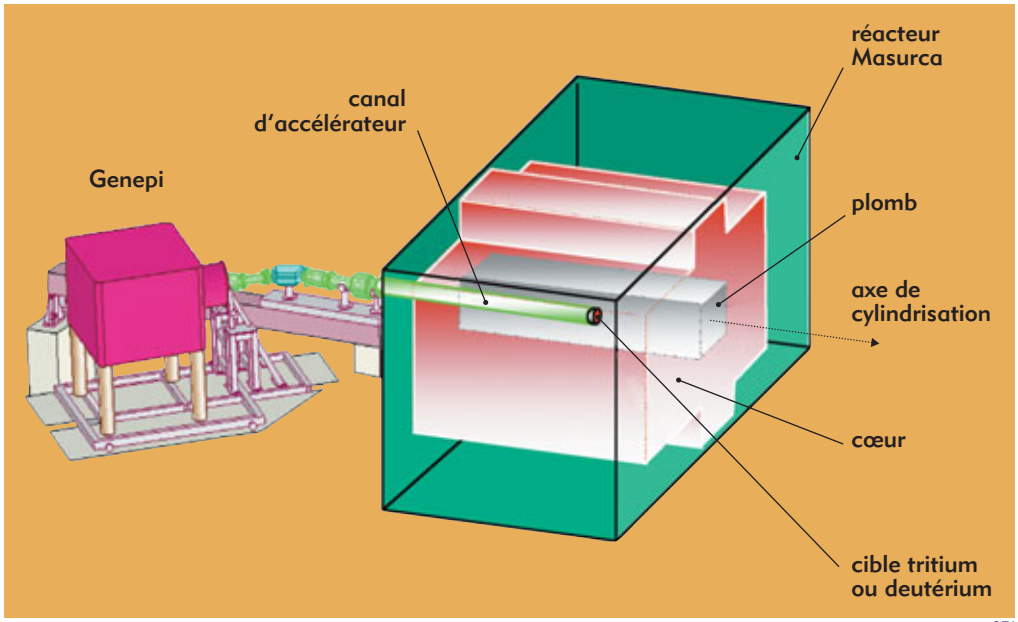
En plus de ces différentes options au niveau du réacteur et du parc, il en existe d'autres au niveau du combustible. Sous quelle forme en effet y introduire les éléments à transmuter, actinides mineurs et produits de fission à vie longue ? Ils peuvent être disposés en mode homogène ou en mode hétérogène. Dans la première voie, les produits à transmuter sont mélangés au combustible standard. Dans la seconde au contraire, ils en sont séparés et placés dans des capsules ("cibles") spécifiques qui accueillent la totalité des produits à transmuter, alors que le cœur n'est par ailleurs constitué que de crayons combustibles **UO_2** ou **MOX** usuels, sans produits à transmuter.

Le mode hétérogène présente l'intérêt de séparer le traitement du combustible de celui des cibles si bien que ces dernières peuvent ne faire qu'un seul passage en réacteur (monorecyclage) ou plusieurs passages (multirecyclage) sous réserve que leur tenue en irradiation le permette, ou que les produits à transmuter soient reconditionnés.

Mode homogène pour le neptunium

Le recyclage du neptunium s'envisage systématiquement en mode homogène dans le combustible au plutonium. Celui de l'américium et du curium s'envisage soit en mode homogène, soit en cibles spécifiques pour limiter au minimum les fabrications de combustibles nécessitant des dispositions de radioprotection très renforcées, compte tenu des émissions gamma et neutroniques intenses de ces actinides. Ces cibles peuvent être optimisées pour brûler 90 % des actinides mineurs en un seul passage ou pour être traitées en vue d'une transmutation plus poussée par recyclage multiple.

Couplage pour l'expérience Muse (Multiplication source externe) auprès de l'accélérateur Genepi (source intense de neutrons pulsés) et du réacteur expérimental Masurca, au CEA/Cadarache, pour l'étude de la physique des milieux sous-critiques.



CEA

Des cibles multirecyclées pour les produits de fission

La transmutation des produits de fission ne s'envisage que sous la forme de cibles mutirecyclées, soit en REP dans les limites permises par le bilan neutronique, soit en association avec des matériaux ralentisseurs de neutrons (ZrH_2 ou CaH_2) dans des systèmes à neutrons rapides, de façon à bénéficier à la fois des forts flux neutroniques de ces systèmes et d'un déplacement de l'énergie des neutrons vers un domaine favorable aux captures neutroniques sur ces produits de fission.

D'autres options, telles que le support thorium pour la transmutation des actinides, ou les réacteurs à eau bouillante, qui associent un spectre neutronique thermique en bas du cœur et rapide en partie haute, pourraient être envisagées. Cependant, le thorium, qui réduit radicalement la production de neptunium, d'américium et de curium, ne présente pas d'avantage par rapport à la transmutation sur matrice inerte, et les réacteurs à eau bouillante ne procurent, par rapport aux REP en spectre thermique et par rapport aux filières à neutrons rapides, aucun avantage décisif qui incite, sans motivation complémentaire, à les déployer en tant que filière nouvelle dans le parc français.

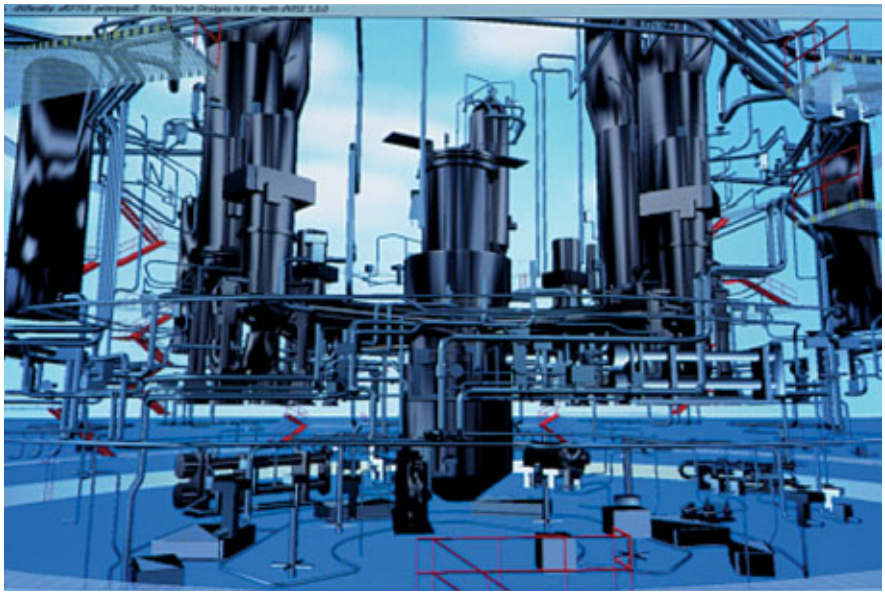
Bilan des premiers résultats

De l'étude des scénarios présentée, il ressort que le recyclage multiple du plutonium est indispensable. Ce faisant, la production d'actinides mineurs se trouve augmentée, ce qui limite le facteur de réduction. Pour réduire encore l'inventaire radiotoxique, leur recyclage s'avère nécessaire. Celui du neptunium n'apportant un bénéfice qu'à très long terme, c'est le recyclage de l'américium et du curium qu'il faut examiner.

Le recyclage multiple du plutonium sur support uranium est réalisable dans les réacteurs à neutrons rapides et envisageable dans les REP (au moins quelques autres recyclages avec le développement d'assemblages combustibles spécifiques selon le concept Corail (encadré). Le recyclage du plutonium sur matrice inerte, pour une consommation accrue, est une voie de recherche dans laquelle les travaux se concentrent, pour les REP, sur le concept APA/Duplex (encadré).

Une composante RNR pour le recyclage multiple ?

Le recyclage multiple des actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue peut s'envisager, avec celui du plutonium, dans une "composante" du parc constituée de réacteurs à neutrons rapides venant s'ajouter, à raison de 25 % environ, aux REP exploités avec un combustible uranium. Des études



Vue virtuelle des circuits du réacteur EPR (European Pressurized water Reactor), concept de réacteur à eau sous pression de nouvelle génération conçu par Framatome-ANP (groupe Areva). EPR dispose par rapport aux REP précédents de marges de conception accrues qui pourront être mises à profit dans la gestion du plutonium et des déchets.

Framatome-ANP

La maîtrise de l'inventaire plutonium en REP

La maîtrise du plutonium vise à maintenir le plutonium dans le cycle du **combustible** et à en stabiliser globalement l'inventaire associé à l'exploitation de l'ensemble du parc de réacteurs. Ces objectifs reposent sur la stratégie "**traitement-recyclage**". Ils supposent en outre le développement de combustibles avancés et de procédés de traitement adaptés permettant, dans des conditions techniques et économiques acceptables, le recyclage multiple du plutonium des combustibles usés.

Le monorecyclage du plutonium, pratiqué aujourd'hui sous la forme de cœurs à 30 % de combustible **MOX** dans les **REP** 900, réduit d'environ 30 % la quantité de plutonium produite annuellement par le parc (environ une dizaine de tonnes). Il s'avère donc insuffisant pour en stabiliser l'inventaire : sans initiative particulière, la quantité de plutonium accumulée en France atteindrait 670 tonnes en 2070. Le multirecyclage en REP du plutonium dans des **assemblages** MOX se heurterait très rapidement à des contraintes de sûreté qui ne permettraient pas de poursuivre cet objectif.

Plusieurs solutions ont été imaginées pour pallier cette insuffisance. La première, connue sous le nom de MIX, consiste à remplacer l'**uranium appauvri** du crayon MOX par de l'**uranium enrichi**, ce qui permet de mieux homogénéiser le comportement neutronique. La deuxième voie consiste à abandonner le concept d'assemblage tout MOX et à répartir judicieusement au sein de l'assemblage combustible des crayons d'oxyde d'uranium (**UOX**) et des crayons MOX : c'est la solution Corail.

De l'assemblage MOX à l'assemblage APA

La troisième voie, beaucoup plus ambitieuse, consiste à utiliser des crayons UOX et des crayons de plutonium *sans uranium* tout en augmentant la section de passage du **caloporteur**. Cette augmentation de la quantité d'eau dans l'assemblage permet de retrouver des paramètres de fonctionnement du réacteur voisins de ceux des cœurs chargés en uranium, ce qui n'est pas le cas du MOX. Cet "assemblage plutonium avancé" (APA) permettrait ainsi une meilleure combustion du plutonium en assurant une **modération** accrue des neutrons.

Dans la première solution, la totalité du parc est chargée d'assemblages MIX et tous les crayons contiennent des oxydes de plutonium et d'uranium mélangés. La seconde solution, Corail, concerne aussi la totalité du parc mais chaque assemblage comprend 30 % de crayons MOX. Dans la troisième solution, 30 % des réacteurs du parc sont chargés d'assemblages APA et au sein de cet assemblage, 25 à 50 % des crayons contiennent du plutonium.

Tous les crayons contenant du plutonium d'un assemblage Corail ou d'un assemblage APA sont identiques du point de vue de l'enrichissement. L'assemblage ne présente donc pas de "zonage" comme dans le MOX. La solution Corail ne nécessite pas de développements technologiques nouveaux tandis que APA exige celui d'un nouveau crayon combustible et des aménagements dans la conception de l'assemblage. Le crayon plutonium de l'APA pourrait être un **cermet** allié métallurgiquement à la gaine, ce qui en fait un combustible "froid" particulièrement attrayant. Le retraitement de ce crayon plutonium demanderait des aménagements du procédé actuel.

Dans un parc électronucléaire produisant annuellement 400 TWh, les solutions MIX et APA conduisent à un inventaire plutonium de 230 tonnes soit une diminution en 2070 d'un facteur trois par rapport au scénario actuel basé sur le monorecyclage. La solution Corail conduit à stabiliser l'inventaire vers 400 tonnes et donc à diminuer la masse de plutonium de 40 % à cette même date. Un parc multirecyclant le plutonium avec APA ne conduit pas à produire davantage de déchets, tant en masse qu'en **radiotoxicité**, que la voie actuelle de l'entreposage de combustible MOX, qui produit de l'américium par **décroissance** du plutonium 241. Enfin, l'APA conduirait sur la totalité du parc REP à une économie en uranium (naturel et enrichi) d'environ 20 %.

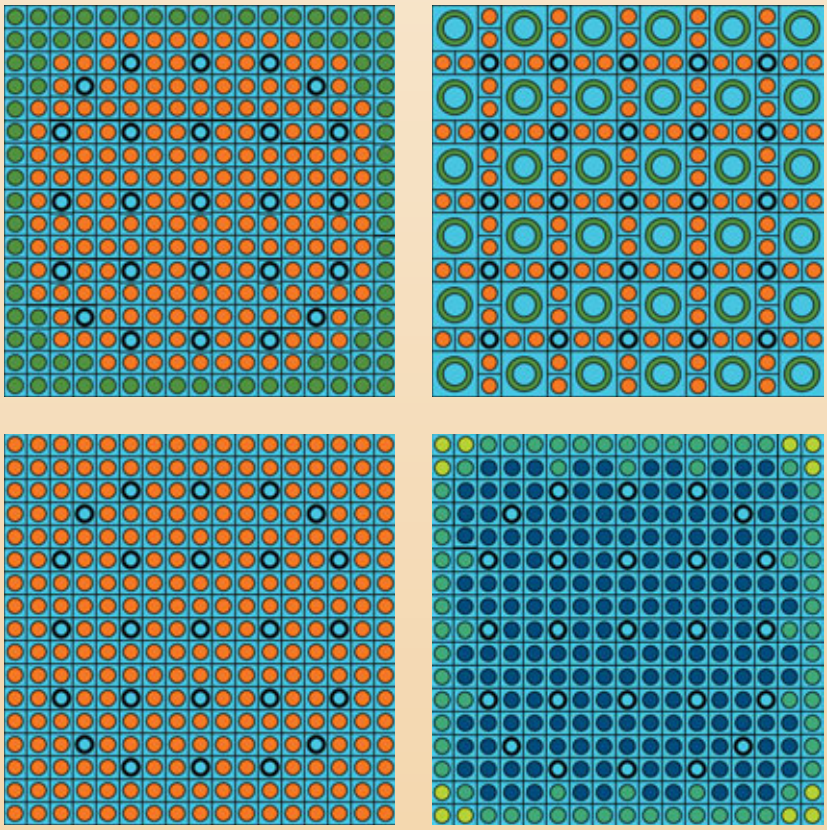


Figure. Sections d'un assemblage combustible dans différentes formules de consommation du plutonium (Pu) en réacteur à eau sous pression. Dans la formule Corail (en haut à g.) 84 crayons (en vert) comportent du plutonium sur un support d'uranium appauvri. Dans le concept APA (en haut à dr.), le Pu est contenu dans 36 crayons annulaires sur matrice inerte. Dans le concept MIX, comme dans le combustible standard, (en bas à g.) tous les crayons sont identiques tandis que le MOX (en bas à dr.) comporte trois zones d'enrichissements différents.

Jean Bergeron
Direction de l'énergie nucléaire
CEA/Saclay

Extrémité du conteneur de transport d'un élément combustible porteur d'une capsule d'américium pour l'expérience Écrix de transmutation dans le réacteur Phénix. Cette capsule constitue un exemple de cible spécifique porteuse de matières à transmuter.

CEA

exploratoires s'intéressent par ailleurs aux capacités des REP à transmuter certains de ces radionucléides à vie longue, l'américium et le technétium 99, en adaptant en particulier les assemblages APA/Duplex.

La transmutation d'un flux concentré d'actinides mineurs (~50 %) et de certains produits de fission à vie longue dans une deuxième "strate" du cycle ne représentant que 5 % de la puissance installée est difficilement praticable dans des réacteurs conventionnels en raison de caractéristiques neutroniques impropres pour un fonctionnement stable en mode critique (fraction de **neutrons retardés**, **effet Doppler**…), à moins de concevoir des modules de très petite taille, de l'ordre de 150 mégawatts thermiques. Des systèmes sous-critiques, exempts par conception de ces risques d'instabilité, peuvent être envisagés en "double strate" sous réserve que des dispositions particulières en garantisse la sous-criticité dans tous les états de fonctionnement normaux et accidentels ; cette contrainte constitue une sujétion significative pour des systèmes conçus avec une marge de sous-criticité de 2 % seulement (**facteur de multiplication** k_{eff} ~ 0,98) pour limiter à des valeurs réalistes les performances exigées de l'accélérateur.

Le souhait de doter les cœurs sous-critiques de propriétés neutroniques facilitant la gestion d'éventuelles situations accidentelles critiques, de même que les difficultés à mettre en œuvre des combustibles très concentrés en actinides mineurs, sont autant de raisons pour envisager la transmutation des actinides mineurs dans des combustibles à plus forte teneur en plutonium au sein d'une "double strate élargie" représentant 10 à 15 % du parc. L'apport des systèmes sous-critiques pour une telle stratégie de transmutation, de même que la comparaison avec l'approche "en double composante", restent à analyser.

Minimiser la production de déchets à vie longue

L'étude des scénarios, qui s'accompagne de programmes de développement des schémas de calcul et des technologies de combustible nécessaires pour les configurations de cœur

Qu'est-ce qu'un système hybride ?

E

Un système hybride est un ensemble constitué par un réacteur nucléaire fonctionnant en mode **sous-critique**, c'est-à-dire incapable à lui seul d'entretenir une **réaction en chaîne** de **fission**, et une source externe de neutrons capable de fournir le complément nécessaire [1].

Dans le schéma privilégié par les chercheurs, cette source est alimentée par un **accélérateur** de protons de haute énergie qui frappent une cible de métal lourd (tungstène, par exemple) et génèrent, par réaction de **spallation** (encadré D, ***La spallation***), un flux intense de neutrons.

L'accélérateur peut être linéaire ou un cyclotron. En ce qui concerne le réacteur proprement dit, la plupart des projets de systèmes hybrides font appel à des milieux multiplicateurs de neutrons sous-critiques à **neutrons rapides**, ces derniers permettant d'obtenir les bilans neutroniques les plus favorables à la **transmutation**, opération qui permet de "brûler" des déchets mais peut également servir à produire de nouveaux **noyaux fissiles**. Un système hybride, qui par principe présente une plus grande marge vis-à-vis des accidents de **réactivité**, pourrait également être utilisé pour la production d'énergie, même si une partie de celle-ci doit être réservée à l'alimentation de l'accélérateur de protons. Cependant, le surcoût d'investissement représenté par l'accélérateur rendrait ces systèmes peu compétitifs par rapport aux réacteurs, ce qui conduit à situer leur rôle dans des applications spécifiques telles que la transmutation.

(1) Voir à ce sujet *Clefs CEA* n°37, p. 14.

REP, RNR et RCG

F

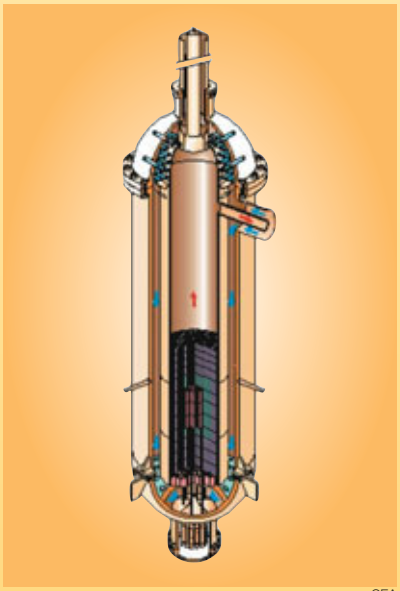
Trois grandes filières de réacteurs nucléaires (indépendamment des systèmes hybrides ; voir l'encadré E ***Qu'est ce qu'un système hybride ?***) sont actuellement prises en considération dans les études de scénarios de gestion du plutonium et des déchets : les REP, les RNR et les RCG.

Les **REP** (**réacteurs à eau sous pression**), qui constituent la base du système électronucléaire français, appartiennent à la famille des réacteurs à neutrons "lents" ou "**thermiques**" (c'est-à-dire en équilibre thermique avec la matière du réacteur dans lequel ils diffusent). Le **modérateur** qui ralentit ces neutrons est l'eau. Maintenue sous une pression élevée dans le circuit primaire afin d'éviter son ébullition, celle-ci sert également de **caloporteur**, transférant dans un échangeur la chaleur du cœur à un circuit secondaire alimentant lui-même en vapeur les turbo-alternateurs produisant l'électricité. Les REP appartiennent à la grande famille des réacteurs à eau ordinaire qui comprend aussi les réacteurs à eau bouillante (REB).

Dans les **RNR** (**réacteurs à neutrons rapides**), la majorité des **fissions** sont générées par des neutrons présentant des énergies du même ordre de grandeur que celle qu'ils possèdent lors de leur production par fission. Ces réacteurs mettent à profit le meilleur rendement, en termes de fissions, des neutrons qui conservent la vitesse acquise lors des fissions précédentes. Parfois abusivement appelés réacteurs "rapides", ces réacteurs acceptent une plus grande diversité d'isotopes combustibles que les REP au prix d'un flux de neutrons plus élevé dans le réacteur et d'une forte teneur du combustible en isotopes fissiles. C'est à cette famille qu'appartiennent les réacteurs expérimentaux Phénix (qui fonctionne actuellement à faible puissance) et Superphénix (définitivement arrêté). En l'absence d'eau, qui serait un **modérateur**, et conçus avec une forte densité de puissance, ces réacteurs doivent utiliser un caloporteur efficace, en l'occurrence le sodium, mais d'autres métaux liquides sont envisageables, ou même le gaz avec une moindre densité de puissance.

Les **RCG** (**réacteurs à caloporteur gaz**) considérés aujourd'hui constituent une gamme de réacteurs à **haute température** (850 °C), à rendement énergétique élevé, et capables de s'adapter à une grande variétés d'applications et de cycles du combustible. Le "durcissement" de leur spectre neutronique au profit des neutrons rapides permet à la fois d'utiliser de façon optimale les matières **fissiles** et **fertiles** et de réduire au minimum la production nette de déchets à vie longue par une incinération *in situ* des déchets.

Le plan de développement de la gamme RCG prévoit un réacteur d'étude et de développement technologique pour 2012 sur le site de Cadarache, réacteur expérimental dont la vocation sera de valider, entre autres technologies, l'ensemble des combustibles nécessaires à cette gamme de réacteurs, et en particulier à valider une première génération de combustible pour RCG à neutrons rapides.



CEA

Concept de réacteur à haute température à caloporteur hélium, à cycle direct.

envisagées, oriente les recherches dans deux directions principales, les plus susceptibles de conduire à des applications concrètes. La première porte sur une stratégie de maîtrise du plutonium et de transmutation, qui pourrait être décidée après 2006, et optimiserait l'apport des REP pour minimiser les quantités de radionucléides à vie longue dans leurs propres déchets. La seconde porte sur l'étude de systèmes nucléaires du futur capables, selon les termes d'un comité interministériel du 1er juin 1999, de "*minimiser la production de déchets radioactifs à vie longue*", et qu'il convient pour cela de doter des mêmes capacités de transmutation que les **incinérateurs** dédiés.

Le CEA étudie activement ces deux voies, en imaginant pour la première de passer par étapes du monorecyclage actuel du plutonium en REP 900 (MOX) à un recyclage multiple en assemblage Corail ou APA/Duplex dans une série de REP de nouvelle génération (**EPR**) déployée à partir de 2015 et de procéder simultanément à une séparation poussée des actinides mineurs à des fins d'entreposage dans l'attente de technologies efficaces pour les transmuter. EPR dispose par rapport aux REP précédents de marges de conceptions accrues qui pourront être mises à profit dans la gestion du plutonium et des déchets. À titre d'exemple, un parc REP comportant 36 % de combustible APA/Duplex parviendrait, avec une stratégie de recyclage multiple, à stabiliser les inventaires en plutonium et américium associés à son exploitation tout en limitant l'accumulation de curium inhérente au recyclage des actinides en REP.

Des PF vitrifiés comme seuls déchets ultimes ?

Cette stratégie limiterait quasiment aux seuls produits de fission vitrifiés les déchets ultimes du parc REP, avec une radiotoxicité potentielle réduite d'un facteur 100 par rapport à celle du combustible usé en l'état, et ramenée après quelques siècles, plutôt qu'en quelques centaines de milliers d'années pour le combustible usé, à un niveau comparable à celle du minerai d'uranium initial.

Le CEA lance par ailleurs un programme de R&D sur des systèmes nucléaires du futur en se concentrant sur les technologies *a priori* les plus prometteuses pour concilier les objectifs de minimisation des déchets à vie longue et les autres progrès nécessaires en matière de compétitivité économique, de sûreté, et d'utilisation efficace des ressources disponibles en combustibles fissiles et **fertiles**.

Le tronc commun important entre cet objectif de R&D et les recherches sur les systèmes dédiés à la transmutation pourrait conduire à des développements communs dans un réacteur expérimental prévu à l'horizon 2012 sur le centre de Cadarache. Par ailleurs, le déploiement après 2035 d'une première génération de systèmes du futur dotés d'une capacité intrinsèque de transmutation pourrait permettre, dans une approche à "deux composantes", de brûler les actinides mineurs du parc REP séparés et entreposés, tout en minimisant leur propre production de déchets à vie longue.

Frank Carré et **Gilles Mathonnière**
Direction de l'énergie nucléaire
CEA/Saclay