

# L'ATOME VERT

La catastrophe de la centrale nucléaire de Fukushima, au Japon, a mis une pression immense sur les pays producteurs d'énergie nucléaire. Face aux craintes de leurs populations, certains gouvernements ont pris la décision d'arrêter et de démanteler, dans un avenir proche, leurs installations nucléaires existantes, ainsi que d'écarter la filière nucléaire de leur politique énergétique future.

Or la disponibilité des énergies fossiles diminue, le solaire et l'éolien ne sont pas encore capables de prendre le relais totalement. Mais au-delà des émotions, on aperçoit d'autres solutions, nucléaires elles aussi, révolutionnaires et pourtant déjà largement testées, et qui permettraient de régler les deux principaux reproches faits aux centrales actuelles: la sécurité et les déchets. Il s'agit d'une idée développée dans les années 50 à 70, puis perfectionnée dans les années 90: les centrales fonctionnant au thorium et non pas à l'uranium ou au plutonium.

**Les réacteurs au thorium démontrent des qualités de sécurité intrinsèques exceptionnelles, que ce soit par leur forte capacité autorégulatrice, la facilité des arrêts d'urgence, l'absence de risque d'explosion et de fonte du réacteur. Avec une densité énergétique au kilogramme 200 fois supérieure à celle de l'uranium, nous disposons de réserves mondiales de thorium, réparties sur tous les continents, pour 10'000 ans au moins. La durée de vie des déchets se compte en centaines d'années, et non en centaines de milliers d'années, et leur volume est considérablement inférieur. Les caractéristiques du thorium rendent la fabrication d'une bombe atomique pratiquement inaccessible et, cerise sur le gâteau, les déchets actuels et le plutonium militaire peuvent être incinérés dans le cœur des centrales au thorium.**

Plusieurs gouvernements s'y intéressent de près. L'Inde et la Chine ont entrepris de développer des centrales au thorium à l'échelle industrielle. Si cette technologie est encore méconnue du grand public, il est cependant indispensable qu'elle soit intégrée au débat. Elle présente trop d'avantages pour être ignorée. Il est indispensable que les politiciens, tout comme les citoyens, aient connaissance de cette technologie. Ce livre présente de manière accessible cette voie prometteuse à de nombreux égards.



*Actif dans le monde de l'économie, Jean-Christophe de Mestral a étudié la physique en Angleterre. Cette discipline a toujours été une passion, née d'un besoin quasi compulsif de comprendre notre environnement. Aujourd'hui administrateur de sociétés dans des domaines aussi divers que la fabrication de cristaux, la finance et les lasers, il a été également élu à la municipalité de sa ville de résidence. Conscient des enjeux technologiques, économiques et politiques, il s'engage pour que tous les acteurs politiques disposent d'une information complète pour un véritable débat sur le nucléaire.*

978-2-8289-1244-4



9 782828 912444

# ATOME VERT



LE THORIUM, UN NUCLÉAIRE  
POUR LE DÉVELOPPEMENT DURABLE

APRÈS FUKUSHIMA, PASSONS  
DE L'URANIUM AU THORIUM

FAVRE

Jean-Christophe de Mestral

PILON

# L'atome vert

*Le thorium, un nucléaire  
pour le développement durable*

Éditions Favre SA

Siège social

29, rue de Bourg – CH-1002 Lausanne

Tél. : +41 (0)21 312 17 17 – Fax : +41 (0)21 320 50 59

lausanne@editionsfavre.com

Bureau de Paris

12, rue Duguay-Trouin – F-75006 Paris

Tél. : +33 (0)1 42 22 01 90

paris@editionsfavre.com

Dépôt légal en Suisse en septembre 2011

Tous droits réservés pour tous les pays.

Toute reproduction, même partielle, par tous procédés,  
y compris la photocopie, est interdite.

Mise en pages : P-Print graphique

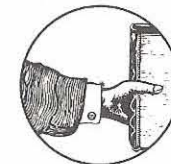
ISBN : 978-2-8289-1244-4

© 2011, Éditions Favre SA, Lausanne

Impression & brochage sepec - France

Numéro d'impression : 00432110905

IMPRIM'VERT®



FAVRE



*«Aucune technologie ne doit être idolâtrée ni diabolisée; toutes les technologies de production d'énergie sans émission de dioxyde de carbone doivent être prises en considération. La contribution potentielle de l'énergie nucléaire en faveur d'un futur énergétique durable doit être reconnue.»*

Thorium Report Committee,  
Norvège, février 2008



## Introduction

### GÉNÉRALITÉS

« La deuxième ère nucléaire ». C'est ainsi qu'Alvin Weinberg, ancien directeur du Oak Ridge National Laboratory, aux États-Unis, qualifiait l'espoir qu'il nourrissait pour la société, avant de décéder en 2006. Cette deuxième ère est si révolutionnaire que tout ce qui a été fait dans le domaine nucléaire jusqu'à maintenant ne peut être que classifié sous une première ère, celle vouée à être remplacée et à disparaître.

Ce livre décrit le chemin emprunté par nombre de scientifiques, qui, dans une vision à très long terme motivée par des idées sécuritaires, ont conçu une nouvelle manière de produire de l'énergie, débarrassée des risques que porte la génération actuelle de réacteurs.

Il n'est pas question ici d'apologie de l'énergie nucléaire ; toute source énergétique présentant un quelconque danger potentiel serait certainement écartée si l'humanité trouvait le moyen d'assurer sa consommation, croissante, uniquement par une source renouvelable, sans impact sur l'environnement, sans risque et sans nuisance, en un mot, la source parfaite. Mais nous n'en sommes pas là, et toutes les sources

d'énergie connus aujourd'hui mettent d'une manière ou d'une autre en péril des vies humaines, y compris l'énergie solaire avec 0,44 décès et l'éolien avec 0,15 décès par térawattheure (TWh) produit. Pour référence, l'hydroélectricité compte 1,4 décès/TWh (on pense au barrage de Banquo, 170'000 morts), le nucléaire 0,04 décès/TWh, le charbon 161 décès/TWh (problèmes respiratoires, émanations de CO<sub>2</sub>, dispersion dans l'atmosphère de carbone-14 radioactif) et la biomasse 12 décès/TWh. Nous en sommes actuellement réduits à tenter de combiner, avec plus ou moins de bonheur, divers systèmes énergétiques pour répondre à la demande et satisfaire les exigences des uns et des autres.

Cet ouvrage se base sur la prémisse (discutable peut-être) que la consommation mondiale d'électricité ne baissera pas au cours des cinquante prochaines années, bien au contraire : elle augmentera certainement. Des experts essaient d'imaginer une société basée uniquement sur le renouvelable, et par là il faut entendre des énergies qui ne sont pas fondées sur le noyau de l'atome, ni celles qui produisent (directement) du CO<sub>2</sub>. Non seulement c'est mettre toutes les approches fondées sur la physique du noyau de l'atome dans le même panier, ce qui est intellectuellement indéfendable, mais c'est se baser sur des scénarios énergétiques futurs pour le moins osés. On a pu lire, en juillet 2011, que l'Académie suisse des sciences techniques estimait possible une production à 85% de l'électricité à partir de renouvelables, à condition que la société (suisse) divise ses besoins par trois et qu'elle revienne à l'intensité énergétique de 1960. Ces conditions semblent largement irréalistes, mais vu à l'horizon 2050, c'est loin et on peut arguer que c'est une question d'appréciation. Au niveau mondial, la «U.S. Energy Information Administration» estime que la consommation d'électricité

devrait augmenter de 87% entre 2007 et 2035, la demande émanant surtout des pays émergents. D'ici à 2050, la majorité des études tablent sur un doublement de la demande, à laquelle répondront surtout les centrales à charbon. L'être humain n'est malheureusement pas connu pour sa discipline et son sens de l'économie. L'énergie nucléaire propre a indubitablement un bel avenir.

Il est cependant certain que les incidents et accidents nucléaires créent une mauvaise image de la physique nucléaire et qu'en conséquence on constate une diminution de l'intérêt des étudiants pour cette matière. C'est le manque de compétences, dans ce domaine qui rend la transition vers des technologies nouvelles difficile. Par exemple, une raison pour laquelle les ADS (Accelerator-Driven Systems, voir le chapitre à ce sujet) ne font pas partie de la liste des réacteurs de génération IV est l'absence de connaissances suffisantes des ingénieurs nucléaires dans la technologie des accélérateurs.

L'amortissement des énormes investissements consentis pour la technologie actuelle constitue également un frein important à la recherche de solutions novatrices dans ce domaine.

Un article publié en avril 2011 par Behnam Taebi, de l'université de Delft, Pays-Bas, pose la question du choix de l'option moralement souhaitable pour la production d'énergie nucléaire. Il argumente que l'option choisie doit sauvegarder les intérêts des générations futures, et que nous, génération actuelle, avons au moins deux obligations envers la postérité : premièrement, de ne pas négliger ou ignorer les principes de sécurité en faveur des générations futures et deuxièmement, de maintenir la qualité de vie future dans la mesure où cela est possible avec les ressources énergétiques disponibles.

## LES ARGUMENTS

Les centrales au thorium seraient-elles candidates au titre d'option moralement souhaitable? En effet, les diverses variantes de réacteurs possèdent des caractéristiques tout à fait extraordinaires :

- **Sécurité**: les particularités des réacteurs examinés plus loin dans ce livre démontrent des qualités de sécurité intrinsèques exceptionnelles, que ce soit par leur forte capacité autorégulatrice, leurs systèmes de sécurité passive, la facilité des arrêts d'urgence, l'absence de risque d'explosion et de fonte du réacteur ainsi que par la possibilité de recourir à la convection naturelle pour l'extraction de la chaleur.
- **Abondance**: le thorium est quatre à cinq fois plus abondant que l'uranium dans la croûte terrestre. En tenant compte du fait que 100% du thorium extrait du sol est utilisable dans un réacteur (comparé à 0,5% de l'uranium dans un réacteur à eau légère), il a une densité énergétique 200 fois supérieure par kilogramme. Nous disposons de réserves mondiales, réparties sur tous les continents, pour 10'000 ans au moins, de quoi voir venir une troisième ère. L'uranium, quant à lui, devrait être épuisé dans 80 ans.
- **Durée de vie des déchets**: elle n'est plus de plusieurs centaines de milliers d'années, mais de 300 à 500 ans. La combustion du thorium ne produit qu'une infime partie des actinides mineurs fabriqués par la combustion de l'uranium. La radioactivité diminue beaucoup plus vite. De plus, le volume des déchets issus du thorium est 250 fois moindre que celui issu de la combustion de l'uranium. Aujourd'hui, on sait très bien construire des petits dépôts qui peuvent durer 500 ans, mais on ne sait toujours

pas construire des grands dépôts qui doivent abriter des déchets pendant 100'000 ans.

**Non-prolifération**: en se basant sur le combustible ou ce que l'on peut en extraire d'un réacteur, il est quasiment impossible de fabriquer une arme atomique. La manipulation des déchets issus du thorium présente des difficultés techniques très difficiles à surmonter, aujourd'hui à la portée d'un petit nombre de nations seulement. En ajoutant à cela la volonté de construire un nombre très limité de centrales de retraitement afin de ne pas disséminer la technique, on réduit considérablement le risque de prolifération tout en permettant à d'autres nations de bénéficier de cette source d'énergie.

**Élimination des déchets actuels**: on a pu lire qu'il fallait être pro-nucléaire pour se réjouir du fait que ces centrales génèrent des déchets qui ne dureront « que » 500 ans. Mais ce n'est pas vrai. Car ces centrales viennent aussi avec la capacité de faire disparaître les déchets encombrants et dangereux actuels en les incinérant, technique applicable également aux stocks de plutonium issus de la démilitarisation de l'Est et de l'Ouest. L'incinération permet de réduire la durée de vie de ces déchets et produit en plus de l'électricité. Sans incinérateur, nous sommes condamnés à vivre avec des déchets longue durée. Avec les centrales au thorium, nous pouvons répondre au critère moral de préservation de l'environnement des générations à venir. Les écologistes devraient voir cela comme du pain béni.

On peut encore ajouter qu'il est possible d'utiliser du thorium à la place de l'uranium dans plusieurs types de centrales actuelles, sans modifications majeures et que le thorium, contrairement à l'uranium, n'a pas besoin d'être enrichi

avant d'être utilisé dans un réacteur. C'est une installation de moins, une procédure en moins et des coûts en moins.

Ces affirmations sont abordées plus en détail et expliquées dans les prochains chapitres. On pourra ainsi constater que les centrales au thorium sont effectivement des candidates sérieuses au titre de l'option moralement souhaitable qui doit prévaloir dans la deuxième ère nucléaire, dans l'attente de la troisième ère, qui peut être celle de la fusion nucléaire.

Le mot «nucléaire» est souvent galvaudé et du coup fait peur à certains en créant des amalgames. Quand on entend l'expression «sortir du nucléaire», le terme «nucléaire» n'est pas précisément défini et souvent mal compris même par son utilisateur. Seulement, ce terme est à multiples facettes et comprend la fusion comme la fission, l'uranium comme le thorium : ce sont des notions différentes. Mais la géothermie aussi est «nucléaire» : la chaleur provient de la désintégration des noyaux d'uranium et de thorium naturellement présents dans le sol. Bien sûr, on dira que ce n'est pas la même chose, que ce n'est pas dangereux, que c'est la nature. Et c'est précisément le point : on ne peut pas mettre le nucléaire dans une seule boîte, pas plus que l'on peut simplement ignorer les avancées technologiques, quelles qu'elles soient. C'est la raison pour laquelle il est indispensable, intellectuellement et moralement, d'inclure dans le débat de politique énergétique toutes les options technologiques, qu'elles portent l'étiquette «nucléaire» ou non.

L'énergie issue du thorium vit un renouveau, après des années d'éclipse. À la différence de la fusion nucléaire, aucun saut technologique n'est nécessaire pour sa mise au point.

La bonne nouvelle, c'est que la plupart des problèmes liés à l'énergie nucléaire telle que nous la connaissons aujourd'hui peuvent être résolus par les centrales au thorium.

## Historique

L'histoire des réacteurs au thorium a commencé par une étonnante expérience. Pour la puissance nucléaire naissante qu'étaient les États-Unis se posait la question stratégique, du point de vue militaire, des vecteurs de l'arme nucléaire. Un bombardier avait transporté les bombes atomiques d'Hiroshima et de Nagasaki, il semblait logique de poursuivre dans la même voie, à défaut d'autres solutions technologiques.

La dissuasion impliquait une capacité de frappe à tout instant. Il était nécessaire, dans l'optique de la guerre froide, d'assurer l'engagement d'armes nucléaires en conservant en permanence des bombardiers en vol. Or, la durée de vol de ces avions était limitée à quelques heures, ce qui posait pour le moins des difficultés logistiques. Il fallait donc trouver une solution permettant d'allonger considérablement le rayon d'action, ce qui fut fait en modifiant complètement la motorisation des bombardiers. L'idée était d'installer un réacteur nucléaire dans la carlingue, produisant suffisamment d'énergie pour les besoins d'un vol long. Les États-Unis et l'Union soviétique, chacun de son côté, travaillèrent sur cette technologie. Le principe est d'utiliser un réacteur fonctionnant à très haute température : la chaleur générée par la



combustion du kérosène à l'intérieur d'un turboréacteur doit être remplacée par celle créée par la fission des atomes du combustible nucléaire.

Un réacteur nucléaire embarqué n'était pas une simple affaire. Il devait répondre à des critères de puissance, de poids et de sécurité stricts. Il faut se rappeler que nous sommes alors en 1947, et que beaucoup d'aspects techniques relatifs aux réacteurs embarqués ne sont pas encore maîtrisés. Un des problèmes majeurs auxquels les scientifiques ont à faire face est la radioprotection de l'équipage.

C'est au laboratoire national d'Oak Ridge que le programme se développe, et que, en 1954, deux réacteurs (d'avion) furent alimentés à presque pleine puissance par deux réacteurs (nucléaires), pendant une centaine d'heures à un maximum de 2,5 mégawatts. Ces réacteurs étaient les premiers de type «à sels fondus», concept important dans le futur développement des réacteurs utilisant le thorium. Cette idée d'utiliser un combustible liquide était révolutionnaire, car elle présente des caractéristiques de sécurité et de performance remarquables, ainsi qu'une grande capacité à utiliser divers types de combustibles. L'expérience fut un succès: le combustible dissout dans les sels fondus se montra chimiquement stable, les produits de fission gazeux aisément extractibles et l'échange de chaleur efficace. L'utilisation de combustible liquide présente un avantage supplémentaire intéressant: plus sa température augmente, meilleure est sa conductivité thermique. Cela a un effet stabilisateur sur la génération de chaleur du système.

Au final, aux USA ou en URSS, aucun avion n'a volé sur sa seule énergie nucléaire. Si un Convair B-36 américain a bien effectué 47 tests en vol, c'était principalement pour vérifier la

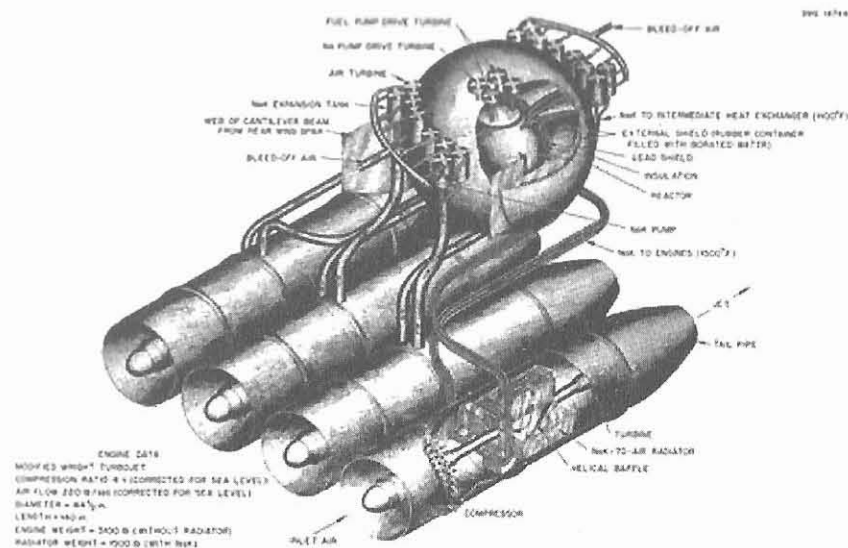


Fig. 4.33. Aircraft Power Plant (200 Megawatt).

### Réacteur nucléaire embarqué de 200 MW

protection de l'équipage contre les radiations. Les moteurs, eux, étaient conventionnels. L'entier du programme a été annulé en 1961, suite à la construction de silos abritant les missiles balistiques intercontinentaux, nouveaux vecteurs de la dissuasion nucléaire.

Parallèlement à ces développements, depuis la fin des années 40 jusque dans les années 50, la priorité de la commission atomique de l'énergie fut le contrôle de la production de matériaux nucléaires de type militaire. Le nucléaire civil n'avait pas la cote. En 1957, 7% de la production totale d'électricité aux États-Unis était dévolue à l'enrichissement de l'uranium à des fins militaires.

Le Dr Alvin Weinberg, directeur du laboratoire national d'Oak Ridge et inventeur du réacteur à eau légère (à combustible solide), réalisa le potentiel des réacteurs à sels fondus,

et notamment l'utilisation du thorium en association avec ce type de centrale. En effet, il existe une forme liquide de thorium, le tétrafluorure de thorium, utilisable à cette fin.



Dr Alvin Weinberg.

Le Dr Weinberg obtint le financement nécessaire pour réaliser l'étape suivante, le Molten Salt Reactor Experiment (MSRE). Ce réacteur à sels fondus fut construit à Oak Ridge et fonctionna à pleine satisfaction de 1965 à 1969 et permit de tester différents combustibles, la stabilité du dispositif ainsi que diverses sécurités passives.

Voici le résumé de l'expérience, extrait du rapport final de 1969 :

*« Le MSRE est un réacteur de 8 MW thermique dans lequel des sels fondus de fluorure à 1200°F circulent à travers un cœur de barres de graphite. L'objectif était de démontrer sur un plan pratique les caractéristiques clés de ce type de réacteur.*

*Le réacteur démarra en juin 1965 avec un combustible formé de sels comprenant 33% d'uranium 235, et en mars 1968, il avait accumulé 9000 heures de fonctionnement à pleine puissance. La démonstration de la fiabilité du système a été faite. (...) À la fin d'une période de fonctionnement de 6 mois, le réacteur a été arrêté et le solde de l'uranium 235 a été efficacement extrait au moyen d'une installation locale de fluorisation. De l'uranium 233 a ensuite été ajouté aux sels fondus, faisant du MSRE le premier réacteur à fonctionner avec ce matériau fissile. Les opérations ont ensuite repris en octobre 1968, et le réacteur fonctionna à pleine puissance pendant 2500 heures sur ce combustible.*

*Le MSRE a démontré que la gestion et le traitement des sels fondus dans un réacteur en opération ne posent aucun problème particulier, la chimie des sels se comporte très bien et sans surprises, il n'y a pratiquement pas de corrosion, les caractéristiques nucléaires sont proches de celles prédites et le système est dynamiquement stable. Le confinement des produits de fission a été excellent et l'entretien des composants radioactifs a été réalisé sans retard déraisonnable, et avec une très faible exposition aux radiations.*

*Le succès du fonctionnement de MSRE est un résultat qui doit renforcer la confiance dans les aspects pratiques du concept du réacteur à sels fondus. »*

Ce réacteur a été le premier et probablement le seul à fonctionner avec trois types de combustible fissile : de l'uranium 233, de l'uranium 235 et du plutonium 239. L'uranium 233, que l'on ne trouve pas à l'état naturel, avait été obtenu à partir de thorium, transmuté dans le réacteur d'Indian Point

dans l'état de New York. Ce dernier réacteur préfigure l'utilisation du thorium comme élément fertile, puisqu'il emploie une combinaison d'uranium hautement enrichi comme combustible et du thorium comme matériau fertile (que l'on peut transformer en matériau fissile).

Le programme MSRE succomba en 1973 à un défaut jugé rédhitoire à l'époque : il ne permettait pas de fabriquer du plutonium de qualité militaire. Le Dr Weinberg fut limogé par l'administration Nixon parce qu'il militait en faveur d'une amélioration de la sécurité nucléaire par l'utilisation de réacteurs à sels fondus. C'est ainsi que ce projet fut annulé, et l'équipe responsable réassignée à d'autres tâches. Toujours est-il que le départ du Dr Weinberg d'Oak Ridge donna un sérieux coup de frein à la recherche dans le domaine des réacteurs à sels fondus. Il créa par la suite l'Institut pour l'analyse énergétique, organisme spécialisé dans l'évaluation des alternatives pour les besoins énergétiques futurs.

Mais l'histoire ne se termine pas là. Au gré des présidences américaines, les projets évoluèrent. En août 1977, sous l'égide du président Carter, un mélange thorium – uranium 233 est chargé dans le cœur de la centrale à eau pressurisée de Shippingport, modifiée pour les besoins. Elle tourne pendant cinq ans, après quoi le combustible est retiré et analysé : cette expérience prouve que le thorium 232 peut être converti avec succès en uranium 233 dans un réacteur à eau pressurisée conventionnel. Shippingport a été le premier réacteur de type commercial à fonctionner avec du thorium. Toujours sous Carter, le programme «réacteur à sels fondus» fut brièvement réactivé, en lien avec les soucis de l'administration du moment concernant les risques de prolifération. Ce programme culmina en 1980 avec un concept de réacteur encore

considéré par beaucoup de spécialistes comme une référence en la matière.

Dans d'autres pays, d'autres expériences ont lieu, avec des succès divers. En Allemagne, entre 1967 et 1988, le réacteur expérimental AVR à lit de boulets, combustible solide, fonctionna pendant plus de 750 semaines à 15 MWe, 95% du temps avec un combustible au thorium.

En Allemagne toujours, le réacteur THTR-300 (Thorium High Temperature Reactor, réacteur à lit de boulets), démarra en 1983 et fut fermé en 1989. Il fut synchronisé au réseau pour la première fois en 1985 et fonctionna à pleine puissance en 1987. Sa construction dura de 1970 à 1983, pour des raisons de procédures administratives et de contraintes de construction sans cesse accrues. Une erreur humaine, en 1986, liée à une manœuvre de déblocage du système d'alimentation en billes de combustibles («boulets»), provoquant une fuite mineure de poussière radioactive, ainsi que les coûts de fonctionnement importants de ce réacteur expérimental eurent raison de ce projet.

D'autres projets expérimentaux ont vu le jour en Russie (institut Kurchatov) et en Europe (Dragon, 1966-1973), avec Euratom<sup>1</sup> et la participation de la Suède, de la Norvège et de la Suisse, SUSPO/KSTR (1974-1977) en Hollande. Le projet Dragon, un petit réacteur de 30 mégawatts, démontra avec succès ses capacités en Angleterre entre 1967 et 1973.

<sup>1</sup> Euratom : Communauté européenne de l'énergie atomique, organisme public européen chargé de coordonner les programmes de recherche sur l'énergie nucléaire.

En Inde, l'importance du thorium a été reconnue très tôt, dès 1950, par le physicien Homi Jehangir Bhabha, père d'un programme nucléaire original à trois niveaux. La raison de cet intérêt précoce pour le thorium tient dans le fait que les réserves d'uranium de l'Inde sont très limitées, alors que le thorium abonde. Par ailleurs, ce pays a fait l'objet de diverses sanctions internationales limitant fortement sa capacité à se fournir en uranium.

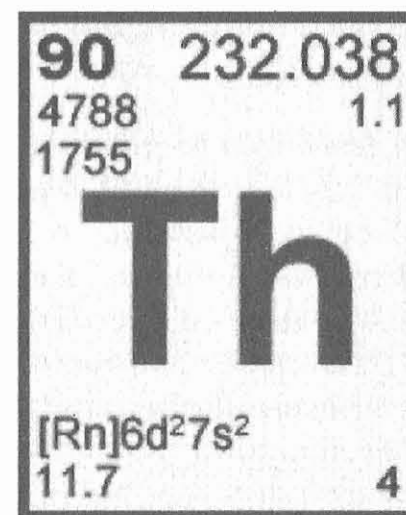
Les trois niveaux du programme indien ont pour objectif l'utilisation optimale des ressources en uranium, dans le but de s'en affranchir le plus rapidement possible et de passer au thorium. Dans un premier temps, des réacteurs à eau lourde sont construits, mettant en œuvre l'uranium disponible pour obtenir du plutonium. Ce type de réacteur permet d'utiliser de l'uranium non enrichi et donc d'économiser les coûts importants liés à cette opération. La deuxième étape consiste à utiliser des surgénérateurs en combinant le plutonium avec du thorium dans le but de produire de l'uranium 233, fissile. La troisième étape se base uniquement sur l'utilisation de l'uranium 233 et du thorium 232 dans des réacteurs du type AHWR (Advanced Heavy Water Reactor – réacteur avancé à eau lourde).

En 2000, sous l'administration Clinton, une coopération entre la Russie et les États-Unis fut mise sur pied dans le but d'incinérer, au moyen de la technologie MOX (oxydes mixtes, Pu/U238), 34 tonnes de plutonium militaire excédentaire provenant de la réduction des stocks de missiles intercontinentaux. Mais cette technique étant peu satisfaisante, notamment en regard des risques de prolifération, le congrès américain alloua une somme destinée à trouver de meilleures solutions. Un rapport de la société Westinghouse montra

qu'un combustible basé sur le thorium avait une capacité d'incinération nettement supérieure aux MOX, était trois fois plus rapide pour un coût trois fois moindre, tout en laissant qu'une fraction des déchets en fin de cycle. Les Russes réussirent à convaincre l'administration nationale américaine de la sécurité nucléaire que l'approche MOX était préférable, en arguant que la voie thorium « n'avait pas été prouvée ». En 2008, cette coopération prit fin suite à l'invasion de la Géorgie par la Russie.

Enfin, en 1993, le professeur Carlo Rubbia, Prix Nobel et directeur général du CERN à Genève, présenta un concept « d'amplificateur d'énergie », un ingénieux système combinant un accélérateur de particules avec un réacteur au thorium, décrit en détail plus loin.

## L'élément thorium



À tout seigneur tout honneur. Ce livre traitant des possibilités, des conditions et des conséquences de l'extraction d'énergie à partir du thorium, il est naturel de présenter cet élément utilisé dans plusieurs secteurs de l'industrie.

Le thorium est un métal de la famille des actinides. La famille des actinides comprend entre autres le plutonium et l'uranium, dits actinides « majeurs » du fait de leur abondance relative



dans cette famille. Les actinides « mineurs » qui concernent la production d'énergie sont le neptunium, l'américium et le curium. Nous y reviendrons, car ils jouent un rôle important dans la gestion des déchets nucléaires.

Le thorium métallique pur est blanc argenté. Au contact de l'oxygène de l'air, il se ternit lentement et devient finalement noir. Il est relativement mou, très ductile, et l'allongement à la rupture peut atteindre 60%. Une brique de lait de 1 litre en thorium a une masse de 11,7 kg, proche de celle du plomb. Son point de fusion est de 1750°C, et son point d'ébullition de 4788°C, ce qui en fait l'élément avec la plus grande plage de température en phase liquide.

Découvert sous la forme d'un minerai noir, sur une île norvégienne, le thorium a été isolé en 1828 par le médecin et chimiste suédois Jöns Jakob Berzelius, alors secrétaire permanent de l'Académie des Sciences de Stockholm. Il baptisa ce nouvel élément « Thorium », d'après Thor, le dieu scandinave du tonnerre. On doit d'ailleurs à Berzelius la découverte d'autres éléments chimiques simples, comme le cérium et le sélénium.

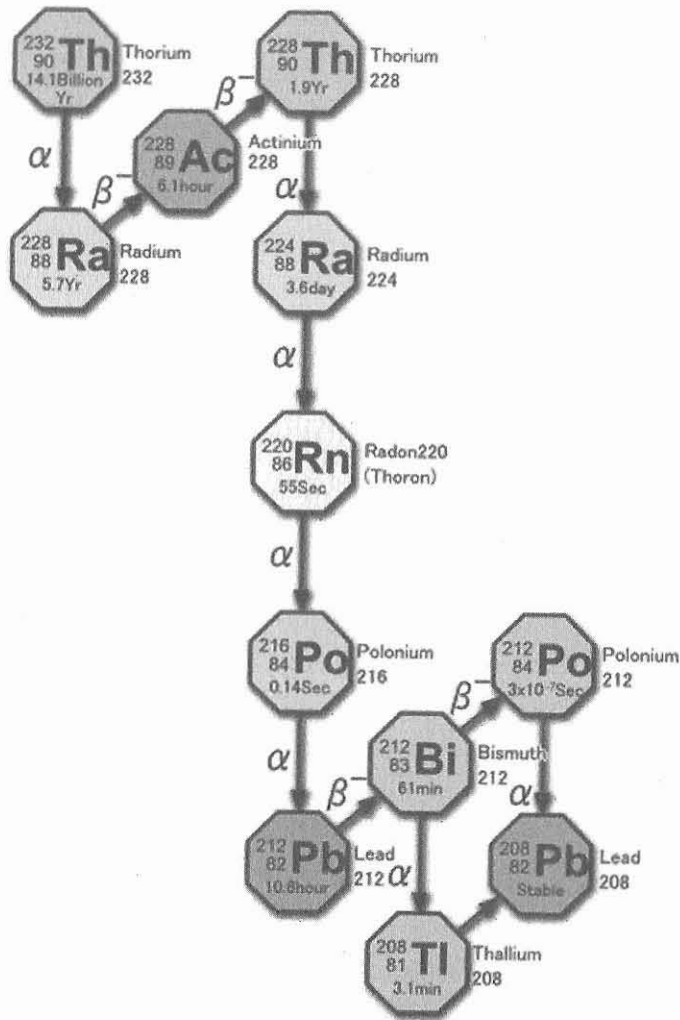
Ce métal n'eut pas d'utilité jusqu'en 1885, année de l'invention du manchon à incandescence. À cette époque, sa radioactivité n'était pas connue et c'est en 1898 que Marie Curie et le chimiste allemand Gerhard Carl Schmidt la mirent, indépendamment, en évidence. Un gramme de thorium 232 présente une radioactivité de 4070 becquerel, soit 4070 désintégrations par seconde (cf. le chapitre sur la radioactivité), une activité relativement faible.

Les applications industrielles non nucléaires, en plus des manchons à incandescence servant de source de lumière,

comprennent les cathodes contenues dans les anciens tubes-écran de télévision, ainsi que les creusets destinés à la coulée de métaux à haut point de fusion, profitant des qualités réfractaires et du très haut point de fusion de l'oxyde de thorium. Les lampes à arc de mercure à haute pression et les lampes à cathode froide à basse pression utilisent aussi du thorium métallique. Les verres contenant de l'oxyde de thorium possèdent un indice de réfraction élevé et une faible dispersion, permettant la fabrication d'optiques de grande qualité pour les instruments scientifiques. On l'ajoute également au magnésium pour former un alliage qui possède une résistance mécanique et une température d'utilisation plus élevées.

Si l'on regarde à l'échelle de l'atome, la variété de thorium (« l'isotope ») la plus abondante a un noyau composé de 232 particules, soit 90 protons et 142 neutrons. Le chiffre « 232 », soit la somme des protons et des neutrons dans le noyau, est appelé « nombre de masse », et le chiffre « 90 », soit le nombre de proton caractérisant l'élément, le « numéro atomique ». On connaît 25 isotopes au thorium, dont 6 qui se trouvent dans la nature, avec des masses atomiques allant de 212 à 236. Le thorium 232, un des isotopes naturels et le plus abondant dans la croûte terrestre, a une demi-vie d'environ 14 milliards d'années, soit approximativement l'âge de l'univers. Cela signifie que sur 1 kg de thorium, il faudra 14 milliards d'années pour que 500 grammes se désintègrent en d'autres éléments, comme le radium 228, l'actinium 228, le thorium 228, et d'autres, tous à temps de demi-vie considérablement plus court, pour terminer après une dizaine d'étapes au stade de plomb 208, stable et non radioactif. Pour en arriver là, toutes les étapes précédentes génèrent de la radioactivité sous forme de particules alpha et bêta (voir le chapitre « La radioactivité »

pour de plus amples détails à propos des différents types de radioactivité et les risques associés).

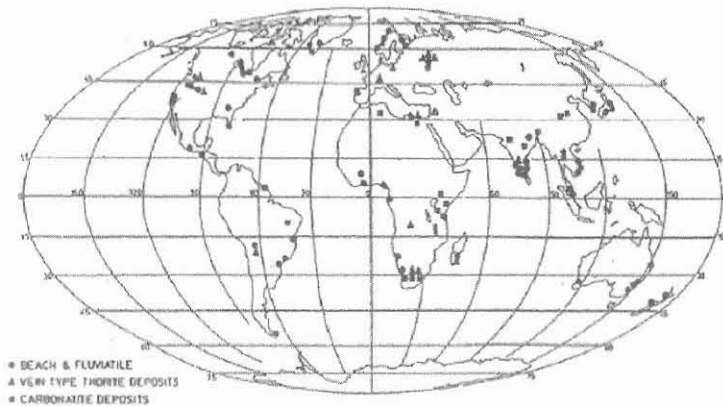


Chaîne de désintégration du thorium.

Où trouve-t-on le thorium sur notre planète ? La question est bien sûr d'importance puisqu'elle est liée à la stabilité géopolitique des différentes régions du globe. Mais la réponse n'est

pas aisée à obtenir : la relativement faible demande actuelle du minerai de thorium empêche l'établissement d'une cartographie précise. Les chiffres qui suivent sont tirés d'une publication de la Nuclear Energy Agency (NEA), l'agence nucléaire de l'OCDE, datant de juin 2008. Les chiffres 2009 sont largement inchangés. La NEA estime donc la quantité planétaire « raisonnablement estimée » du métal à 2'460'000 tonnes, qui se répartissent comme suit : l'Australie (420'000), les États-Unis (400'000), la Turquie (344'000), l'Inde (319'000), le Venezuela (300'000), le Brésil (241'000), la Norvège (132'000), l'Égypte (100'000), la Russie (75'000), le Groenland (54'000), le Canada (44'000), l'Afrique du Sud (18'000) et divers (33'000).

Le thorium commercialement intéressant se présente principalement sous trois formes : la monazite, la thorite, et comme sous-produit de l'extraction de l'uranium.



Répartition des sources de thorium dans le monde.

La monazite est un minerai de phosphate de couleur jaune à brune, contenant des terres rares et du thorium, du cérium et du lanthane. La proportion de thorium dans la monazite

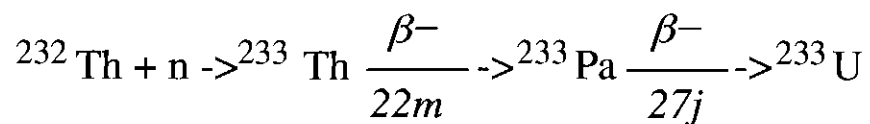
est typiquement de 6% à 12%, mais peut atteindre 30% de la masse extraite.

La thorite est un neosilicate de thorium. C'est un échantillon de cette matière qui a permis à Berzelius d'isoler le métal.

Le thorium est 4 à 5 fois plus abondant dans la croûte terrestre que l'uranium. Ces deux éléments sont les principales sources de chaleur interne de la terre grâce à leurs désintégrations radioactives.

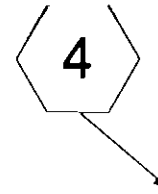
Contrairement à l'uranium 235, le thorium 232 n'est pas fissile. En d'autres termes, son noyau ne peut pas se scinder en plusieurs éléments sous l'action d'un bombardement de neutrons. En revanche, il est possible de le rendre fissile, par transmutation, au moyen d'un bombardement de neutrons. On dit alors que le thorium 232 est fertile.

De fertile à fissile, la séquence se passe comme suit : le noyau thorium 232, bombardé, absorbe un neutron. La quantité de protons ne change pas (90) et la quantité de neutrons augmente d'une unité, à 143, pour un nombre de masse total de 233. Le thorium 233 a une période de demi-vie courte (comparée à celle du Th 232) de 22 minutes. Le Th 233 se désintègre spontanément en protactinium 233 en émettant de la radioactivité bêta : un neutron du noyau se transforme en proton. Le protactinium possède donc un noyau à 91 protons et 142 neutrons, noyau instable et également radioactif. Étape suivante, le protactinium, dont la demi-vie est de 27 jours se désintègre, en émettant également une particule bêta, pour donner de l'uranium 233 (noyau à 92 protons et 141 neutrons). La réaction est souvent décrite comme suit :



L'uranium 233, lui, est fissile sous l'action d'un bombardement de neutrons et c'est seulement grâce à la fission (la rupture en deux noyaux plus légers) de ce noyau, obtenue par les chocs des bombardements neutroniques, que de l'énergie thermique est dégagée, pour être ensuite récupérée dans des turbines qui actionneront à leur tour des génératrices électriques. Cette fission libère deux ou trois neutrons, qui iront à leur tour servir de projectiles pour déclencher la fission suivante. Le couple neutron-noyau fissile est donc essentiel dans ce dispositif.

La probabilité qu'un noyau de thorium capture un neutron libre, ou « vagabond », dépend principalement de la concentration des atomes fissiles dans le cœur du réacteur, d'une part, et de la vitesse des neutrons « bombardants » d'autre part : elle est d'autant plus grande que la vitesse des neutrons est faible. Celle-ci diminue lors des heurts successifs avec d'autres noyaux. Mais des neutrons peuvent aussi être absorbés par capture dans d'autres noyaux et deviennent donc inutilisables pour la conversion du thorium 232 en uranium 233 ou pour la fission de l'uranium 233.



# Principe de fonctionnement des réacteurs au thorium

## LA PHYSIQUE NUCLÉAIRE POUR TOUS

Afin de comprendre le principe de fonctionnement des divers types de réacteurs utilisant le thorium comme combustible, il est utile d'introduire quelques concepts de base de physique nucléaire. Que le lecteur se rassure, l'auteur fait son possible pour conserver la description de ces concepts à un niveau compréhensible pour tous.

## LE NOYAU ATOMIQUE

Un atome consiste en un petit noyau chargé positivement, entouré par un nuage d'électrons chargés négativement. Le noyau est lui-même formé de protons, qui portent la charge électrique positive, et de neutrons, qui ne possèdent pas de charge électrique. Les protons et les neutrons, collectivement appelés « nucléons », sont environ 2000 fois plus lourds que les électrons et sont liés entre eux par la force nucléaire forte. Un atome est normalement électriquement neutre, et possède en conséquence le même nombre de protons que d'électrons. Le nombre de protons dans le noyau est appelé « numéro atomique », noté  $Z$ .

Un élément chimique est fait d'atomes ayant le même numéro atomique. L'hydrogène a  $Z = 1$ , donc un seul proton, le carbone 6 protons ( $Z = 6$ ), l'oxygène 8 protons ( $Z = 8$ ), et ainsi de suite. Alors que le nombre de protons est défini pour un élément donné, le nombre de neutrons peut varier. Par exemple, l'hydrogène n'a normalement pas de neutron dans son noyau. Cependant, deux autres variantes d'hydrogène, appelés isotopes, existent. Il s'agit du deutérium (noyau avec un neutron) et du tritium (noyau avec deux neutrons). Beaucoup d'isotopes sont stables, comme le deutérium, et peuvent être trouvés dans la nature. D'autres, comme le tritium, sont instables et se désintègrent en émettant de la radioactivité. On dit alors que ces isotopes sont radioactifs.

Un noyau est complètement caractérisé par le nombre de protons,  $Z$ , et le nombre de nucléons, noté  $A$  et également appelé « nombre de masse ». Le nombre de neutrons est donné par la différence entre  $A$  et  $Z$ . Par exemple, pour décrire l'isotope le plus commun du carbone, dont le noyau contient 6 protons et autant de neutrons, on écrit  $^{12}\text{C}$ , ou encore carbone-12 ou  $\text{C}_{12}$ . Le  $^{14}\text{C}$ , ou carbone-14, est un isotope radioactif du carbone (avec  $A = 14$  et  $Z = 6$ , donc  $14 - 6 = 8$  neutrons) fréquemment utilisé dans la datation d'objets en archéologie.

Un noyau instable (radioactif) se désintègre en émettant de la radioactivité, appelée pour des raisons historiques radiations alpha, bêta et gamma. Ce point est développé plus loin dans le chapitre à propos de la radioactivité. Une particule alpha, notée  $\alpha$ , est identique au noyau d'hélium ( $A = 4$ ,  $Z = 2$ ), une particule bêta (ou  $\beta$ ) est soit un électron,  $\beta^-$ , soit un antiélectron (positron),  $\beta^+$ , avec une charge positive, et le

rayonnement gamma ( $\gamma$ ) est un photon à très haute énergie, comme un rayon X très pénétrant. Les radiations alpha et beta sont fréquemment accompagnées par un rayonnement gamma. Lorsque le noyau éjecte une particule chargée, le numéro atomique,  $Z$ , est par définition modifié.

Une substance radioactive perd graduellement sa radioactivité. Le temps nécessaire pour la réduire à la moitié de sa valeur d'origine est appelé « demi-vie ». Cela signifie qu'après une demi-vie, la radioactivité de l'élément diminue de 50%, une deuxième demi-vie réduit encore de moitié le 50% radioactif qui restait, ne laissant plus que 25% de l'élément initial, la troisième demi-vie ne laissant à son tour plus que 12,5% de l'élément de départ, et ainsi de suite. Par exemple, le carbone-14 a une demi-vie de 5730 ans, et le plutonium de 24'200 ans.

## MODIFICATIONS DU NOYAU

Lorsque l'on bombarde un noyau lourd (= qui contient un nombre important de protons et de neutrons, typiquement de nombre de masse supérieur à 232) avec un neutron, il peut réagir de deux façons: soit il l'absorbe sans fissionner, soit le noyau se brise après l'absorption (noyau fissile). Dans le premier cas, le neutron intègre le noyau et augmente le nombre de particules d'une unité, ce qui en fait un isotope de l'élément de départ. Comme un élément est défini par son nombre de protons, modifier le nombre de neutrons ne le change pas: il devient un isotope de l'élément en question. Si l'isotope est stable, il en reste là. En revanche, s'il est instable, le noyau sera modifié par l'éjection d'une particule alpha ou bêta. Dans le cas de la radioactivité bêta, un neutron se transforme spontanément en proton en éjectant un



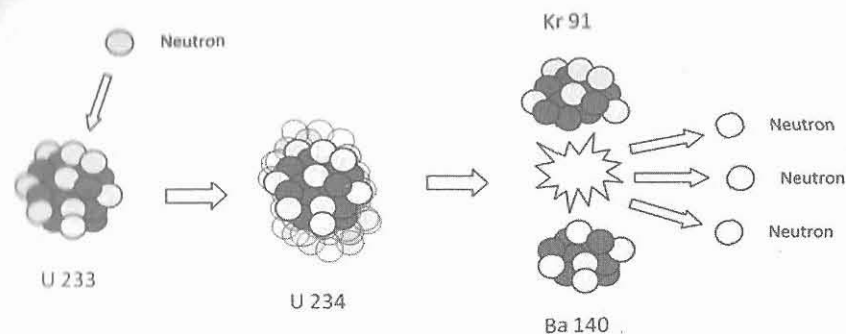
électron. Le nombre de protons augmente donc d'une unité, compensé par la baisse d'une unité du nombre de neutrons. Ce n'est donc plus le même élément.

Prenons un exemple. Un noyau de thorium 232 (avec 90 protons) est bombardé par un neutron. Le noyau capture ce neutron, et l'élément devient du thorium 233 (toujours 90 protons, cela reste bien du thorium). Mais le thorium 233 est radioactif, avec une demi-vie de 22 minutes et 20 secondes et se désintègre («transmute») en protactinium 233 (avec 91 protons) en émettant une particule bêta.

Poussons encore un peu plus loin: le protactinium 233 est aussi radioactif par émission bêta, avec une demi-vie d'environ 27 jours. Il gagne donc un proton et perd un neutron dans le processus, et se transforme en un élément comportant 92 protons: c'est l'uranium 233. Cet élément n'existe plus dans la nature depuis longtemps à cause de sa demi-vie trop courte en termes géologiques.

C'est la chaîne de génération d'uranium 233 fissile à partir de thorium 232 fertile. Fertile, car il ne peut pas fissionner, mais il peut se transformer en élément fissile. Le thorium 232 n'est pas le seul élément fertile: l'uranium 238 partage également cette caractéristique et mène par une chaîne similaire à la création de plutonium 239 fissile.

Comme l'uranium 233 est fissile, c'est-à-dire qu'il a la capacité à se briser en sous-noyaux (en fragments de fission) sous l'action des neutrons, voyons ce qu'il advient dans ce cas. Le noyau dans un premier temps absorbe le neutron, atteint un degré d'instabilité tel qu'il se scinde en deux noyaux plus légers.

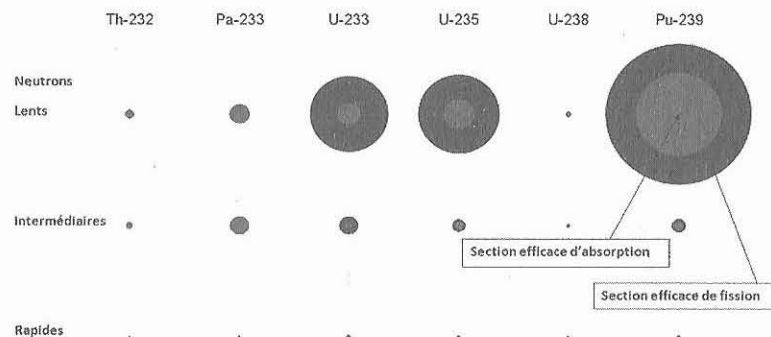


Les nouveaux noyaux résultant de la fission ne sont pas toujours identiques, sont souvent radioactifs et se désintègrent plus loin en d'autres éléments. En bout de chaîne, on trouve des éléments stables et non (ou très peu) radioactifs. Il arrive également, dans environ 10% des cas, que le neutron soit capturé par l'uranium 233 sans qu'il y ait fission, et que celui-ci devienne de l'uranium 234. Dans de rares cas, l'uranium 234 peut en réaction à la capture éjecter deux neutrons de son noyau, dans une réaction «parasite» appelée (n, 2n), pour devenir de l'uranium 232 qui, on le verra par la suite, est une des conditions permettant de réduire de manière très convaincante la prolifération nucléaire. Dans le cas où l'uranium 234 conserve ses neutrons, il peut encore en capturer un autre, pour devenir de l'uranium 235, fissile dans 85% des cas en émettant des neutrons lents. Dans le 15% des cas restants, le processus continue:  $U\ 235 + \text{neutron} = U\ 236$ , non fissile.  $U\ 236 + \text{neutron} = Np\ 237$ , non fissile, mais qui peut être extrait du combustible en continu par fluorisation. Accessoirement, la production de neptunium est extrêmement faible.

## SECTION EFFICACE

Les probabilités de capture ou de fission sont définies par les «sections efficaces» des noyaux. Un noyau fissile a une

section efficace pour la capture et une autre section efficace, plus importante, pour la fission. Cette section n'est pas uniquement fonction du type de noyau: il dépend en grande partie de l'énergie du neutron incident. Plus celui-ci est lent (neutrons dits thermiques), plus la probabilité qu'il interagisse avec le noyau est grande (section efficace importante). Cette mesure est importante et dicte le choix de certains réacteurs pour lesquels des neutrons rapides, par exemple, sont préférables. L'unité de surface de la section efficace est le « barn », équivalent à  $10^{-28} \text{ m}^2$ .



Sections efficaces relatives de quelques éléments.

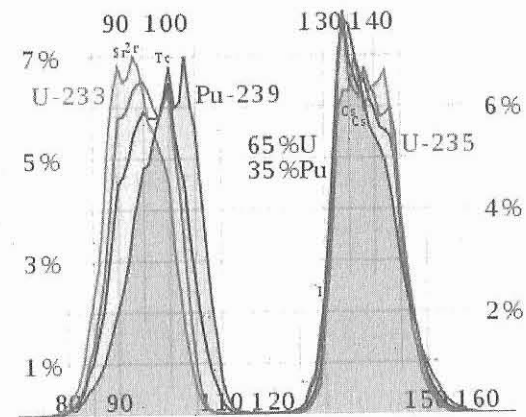
## FRAGMENTS DE FISSION

Au sein du noyau, les nucléons sont tenus ensemble par la « force forte », appelée aussi énergie de liaison. Cette énergie de liaison est plus intense pour les noyaux du milieu de la table périodique des éléments, soit les noyaux « mi-lourds », ou de numéro atomique intermédiaire. Cette énergie de liaison plus intense est compensée par une masse moyenne plus faible par nucléon. Cela implique que l'addition des nombres de masse des deux noyaux « mi-lourds » issus de la fission d'un noyau lourd est légèrement inférieure à celle du

noyau lourd initial. La différence est l'énergie dégagée par la fission, en vertu de l'équivalence masse-énergie exprimée par l'équation d'Einstein:  $E = mc^2$ . La fission du noyau de l'uranium 233 délivre une énergie de 197,9 MeV<sup>1</sup>, une valeur très proche de celle dégagée par la fission de l'uranium 235, communément utilisé dans les réacteurs aujourd'hui.

Quels sont les noyaux issus de la fission de l'uranium 233 ? Ils sont nombreux et se divisent statistiquement en deux groupes: le premier, avec un nombre de masse moyen de 90 à 100, comprend des éléments tels que strontium, zirconium et le molybdène, et le deuxième, de nombre de masse allant de 130 à 140, inclut l'iode, le xénon et le césium.

Le graphique suivant illustre la situation: l'axe horizontal indique le nombre de masse des divers fragments de fission, et l'axe vertical la fréquence relative de ces éléments lors de la fission d'atomes d'U 233, d'U 235, de Pu 239 ainsi que pour un mélange d'uranium et de plutonium.



Masses atomiques des produits de fission de l'U233, U235, Pu239, ainsi que pour un mélange U-Pu.

<sup>1</sup> MeV: mégaelectron-volt (mesure d'énergie).

## NOTIONS DE CRITICITÉ

Les réacteurs conventionnels fonctionnent à un niveau dit critique. Prenons un exemple: lorsqu'un noyau lourd (qui possède davantage de neutrons que de protons), comme celui de l'uranium 235, absorbe un neutron, il fissionne en produisant deux noyaux plus petits (les fragments de fission). Ceux-ci possèdent trop de neutrons et vont immédiatement en éjecter (en moyenne 2,47 neutrons par fission de noyau d'U 235). Une part de ces fragments de fission est instable et va également émettre un petit nombre (un peu moins de 0,3 par fission) de neutrons dits «retardés», en moyenne 11 secondes plus tard. Une fraction de ces neutrons causera d'autres fissions, alors que les autres seront absorbés.

En supposant que chaque fission génère en moyenne «k» nouvelles fissions, nous avons les possibilités suivantes: lorsque k (appelé «facteur de multiplication effectif») est exactement égal à un, le réacteur est dit critique, et il continuera à fonctionner jusqu'à ce que k devienne inférieur à un. Dès que k est plus petit que un (sous-critique), le nombre de fissions diminue à chaque cycle et le réacteur s'arrête. En revanche, lorsque k est supérieur à un, on peut avoir une «excursion» (pic temporaire de température dans le cœur) ou, à l'extrême, un accident critique ou une bombe. En théorie, k, le coefficient de criticité, devrait donc être maintenu précisément à un. En pratique, cela se passe un peu différemment. La puissance d'un réacteur dans des conditions de fonctionnement normales varie en fonction de la température qui règne dans son cœur (liquide caloporteur / combustible): c'est le coefficient de réactivité de température, qui peut être positif ou négatif, suivant le type de réacteur. Pour ceux qui sont refroidis à l'eau, le coefficient est négatif et le

rythme des fissions diminue (k baisse) lorsque la température du cœur augmente, et vice versa. On voit que k oscille en réalité à proximité de un (c'est sa moyenne dans la durée qui vaut précisément un) et si k s'éloigne trop de l'unité, des barres de contrôle peuvent être insérées ou enlevées. Les neutrons retardés jouent un rôle clé dans la fréquence de ces oscillations. Une condition de fonctionnement est que le temps nécessaire au déplacement des barres de contrôle et/ou au changement de température de l'eau de refroidissement doit être inférieur au temps moyen d'apparition des neutrons retardés, soit environ 11 secondes.

Les fragments de fission absorbent les neutrons et modifient avec le temps la criticité k du réacteur. En conséquence, soit les fragments de fission doivent être extraits, soit les barres de contrôle doivent être déplacées.

À la différence des réacteurs à sels fondus, qui fonctionnent à un niveau critique, on verra que les Accelerator-Driven Systems (ADS) possèdent le grand avantage d'être sous-critiques, puisque les fissions sont entretenues par une source extérieure. Un «accident critique» n'est donc pas possible.

## GÉNÉRATION IV

Il existe plusieurs variétés de réacteurs fonctionnant au thorium. On peut même adapter des réacteurs existants, comme on l'a vu dans le cas de celui de Shippingport aux États-Unis.

Les réacteurs existants dans le monde sont répartis en quatre générations, en fonction du type et du moment de développement de la technologie qu'ils exploitent. La vaste majorité des réacteurs actuels sont de génération II, correspondant à

la technologie mise au point et aux centrales bâties à partir des années 70 jusque dans les années 2000. La génération III et III+ propose des améliorations en termes de sécurité et de longévité, mais c'est la génération IV sur laquelle reposent les vrais espoirs. Six technologies ont été définies comme faisant partie de cette catégorie, les réacteurs au thorium à sels fondus inclus. Les objectifs de la génération IV sont les suivants :

- Amélioration de la sécurité.
- Diminution des risques de prolifération.
- Minimisation de la consommation des ressources naturelles.
- Minimisation de la production des déchets.
- Diminution des coûts de construction.
- Diminution des coûts de fonctionnement.

Ces objectifs ont été définis par le GIF (Generation IV International Forum). Le GIF est un groupe composé de 14 pays, dont la France, la Suisse, l'Angleterre, le Japon, la Russie, la Chine, les États-Unis, l'Argentine et le Brésil.

Ce livre laisse volontairement de côté cinq des six technologies proposées capables d'atteindre les buts que le GIF s'est fixé : cela dépasserait les buts du présent ouvrage, consacré à la description des centrales basées sur le thorium. Nous en présentons plus loin deux types :

La technologie des réacteurs à sels fondus et les réacteurs pilotés par accélérateurs, approche ne faisant pas officiellement partie de la liste génération IV, mais qui présente des avantages intéressants.

## PRINCIPE GÉNÉRAL DE FONCTIONNEMENT DES RÉACTEURS AU THORIUM

Le thorium n'étant pas fissile, mais fertile, il est nécessaire, quel que soit le cas de figure envisagé, de le transformer en un élément fissile, soit l'uranium 233.

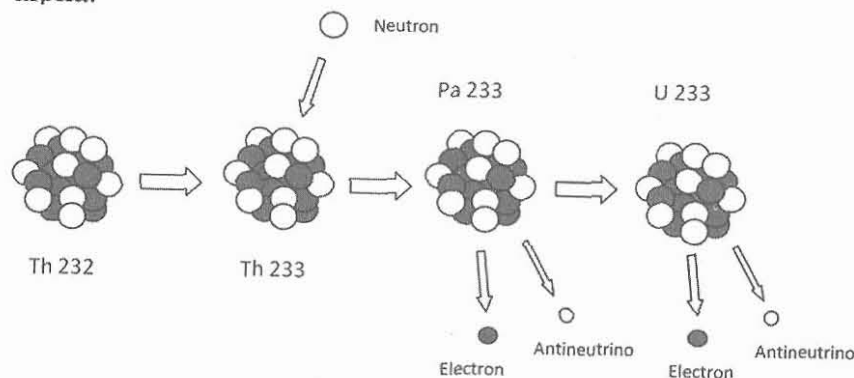
Pour ce faire, il est nécessaire de bombarder le thorium 232 avec des neutrons thermiques (lents) de manière que le noyau puisse les capturer. On se rappelle que la « section efficace » du thorium 232, ou la probabilité d'interaction entre le noyau du thorium et un neutron incident est d'autant plus grande que le neutron est lent. La production des neutrons initiaux est donc essentielle pour cette première étape, tout comme ils seront également essentiels pour la fission plus tard.

Comment procéder ? Il y a à la base deux façons : soit par spallation, opération qui nécessite un accélérateur de protons ainsi qu'une cible métallique, en l'occurrence du plomb, soit par l'intégration dans le cœur du réacteur d'uranium 235 ou de plutonium 239 qui, en fissionnant, vont générer les neutrons nécessaires à la conversion du thorium 232 en uranium 233 puis à la fission de l'uranium 233.

La spallation utilise des protons accélérés dans un cyclotron. Ces protons sont ensuite dirigés sur une cible métallique et vont entrer en collision avec les noyaux de métal. Le résultat de ces collisions est une moisson de neutrons qui viendront transformer le thorium 232 et participer à la fission. C'est le principe des Accelerator-Driven Systems (ADS) tel que le Professeur Carlo Rubbia, du CERN, l'a conçu. Il est également connu sous le terme d'« amplificateur d'énergie ».

Une fois le thorium 232 transformé en thorium 233 par capture de neutron, on attend. Littéralement. On attend que le thorium 233 se désintègre d'abord en protactinium 233 par émission bêta (comme décrit plus haut), avec 50% du Th 233 transformé en environ 22 minutes, et le 50% restant transformé à nouveau en 22 minutes, etc.

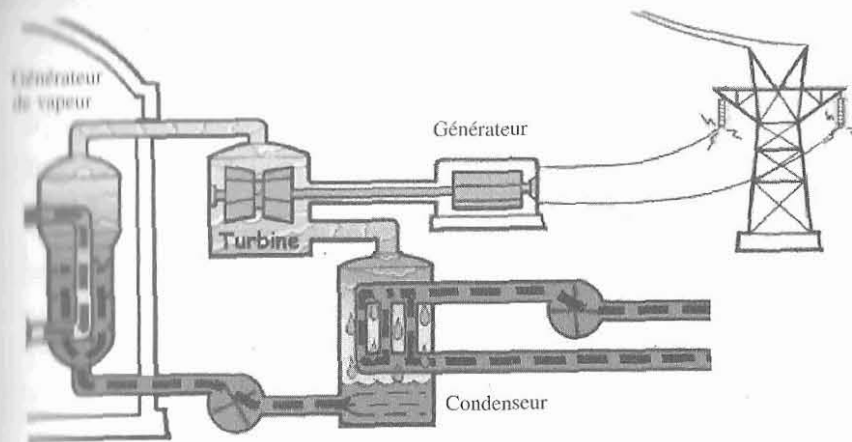
Puis on continue à attendre, cette fois pour la transformation du protactinium 233 en uranium 233, ce qui prend 27 jours pour la moitié de la masse de protactinium. L'uranium 233 est aussi radioactif, mais plus faiblement, puisque sa période de demi-vie est de 160'000 ans en émettant du rayonnement alpha.



Chaîne de transformation du thorium 232 en uranium 233.

L'uranium 233 constitué dans le cœur du réacteur se fissionne alors sous l'action des bombardements de neutrons, en dégageant de l'énergie sous forme de chaleur, récupérée par un liquide caloporteur et transférée dans une turbine génératrice d'électricité via un circuit secondaire.

Si les systèmes à sels fondus avaient à l'origine pour objectif la génération d'électricité tout en diminuant les risques de prolifération, l'approche mettant en œuvre un accélérateur conjointement à un réacteur a été conçue dans le but de



Circuit « hors cœur » de la centrale.

consommer les déchets radioactifs existants et les stocks de plutonium dont personne ne sait que faire. On peut dire que le dégagement d'énergie exploitable est un sous-produit de l'incinération des déchets.

Deux cycles de combustible sont possibles :

- Le cycle dit « ouvert », avec combustible à passage unique. À l'issue de la vie utile du combustible, il est retiré du réacteur et n'est pas retraité. Il est considéré comme un déchet.
- Le cycle dit « fermé », dans lequel, au terme de son utilisation dans le réacteur, le combustible est retiré et retraité. Les éléments utiles sont repris et réutilisés comme combustible.

On a bien sûr avantage à créer des cycles fermés pour minimiser la durée de vie des déchets et exploiter au mieux les ressources naturelles. Mais c'est un processus qui nécessite plus d'expériences, car les caractéristiques de dissolution du thorium et du dioxyde de thorium à fin de retraitement sont



moins favorables que celles de l'uranium. La présence dans les barres d'uranium 232, créé à partir de l'uranium 233, et précurseur du thallium 208, fortement radioactif, nécessite des précautions particulières lors des manipulations et, en pratique, une robotisation du travail de retraitement.

Toujours en ce qui concerne le combustible, il convient encore de noter que dans le cœur du réacteur, pratiquement 100% du thorium est converti en uranium 233 fissile. Cela signifie qu'il n'est pas nécessaire de l'enrichir, et on fait l'économie d'une opération par ailleurs très lourde. À l'opposé, seul 0,7% du minerai d'uranium est fissile. Il est donc nécessaire d'extraire du sol une quantité proportionnellement plus importante de ce minerai pour produire la même quantité d'énergie.

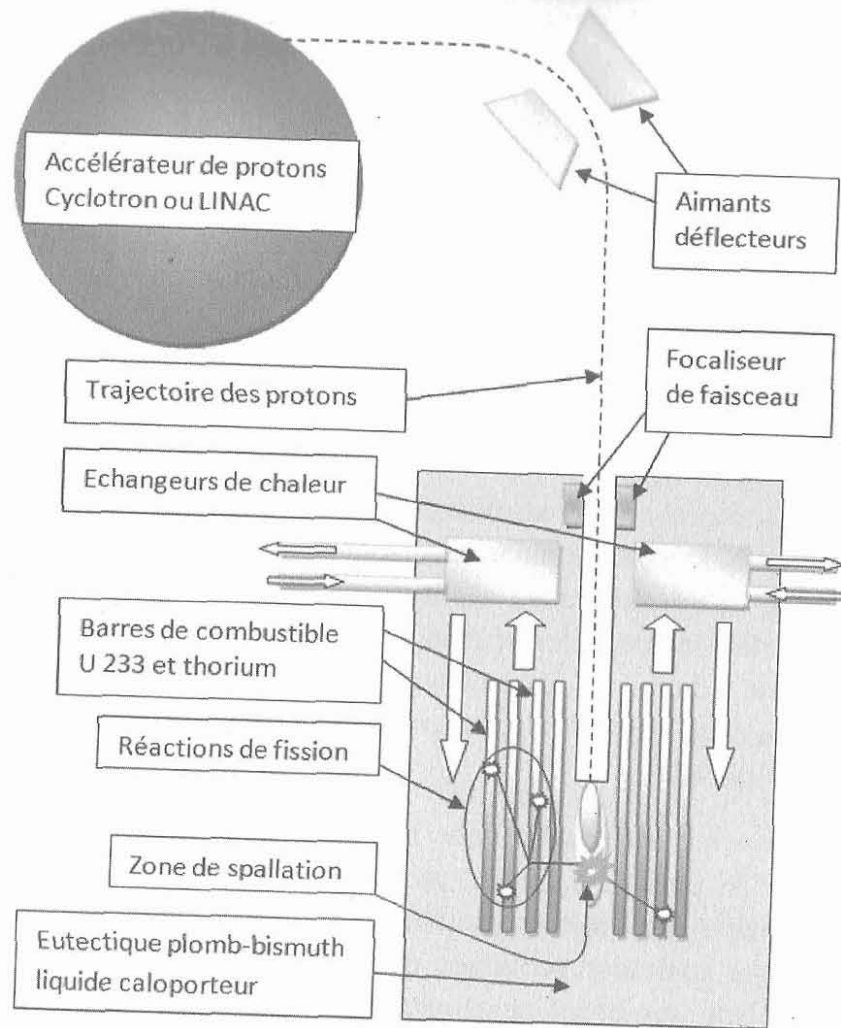


## La technique – Les systèmes pilotés par accélérateurs (Accelerator-Driven Systems – ADS)

Ce chapitre présente une méthode de génération d'énergie qui, si elle n'est pas nouvelle, possède un potentiel révolutionnaire. Révolutionnaire, en effet, sur de nombreux points : par ses caractéristiques sécuritaires (sous-criticité), par sa capacité à incinérer les déchets existants et à ne créer que des déchets à durée de vie beaucoup plus courte que ce que nous connaissons aujourd'hui, et par une remarquable résistance à la prolifération.

Le principe est illustré dans la figure suivante : un accélérateur de particules fournit un faisceau de protons. Celui-ci va frapper une cible en plomb (ou plomb-bismuth) fondu et crée par spallation (collision des protons sur les noyaux de Pb-Bi) de nombreux neutrons, qui vont ensuite transformer le thorium 232 en uranium 233 et participer à la fission de l'uranium 233. La chaleur est évacuée par le plomb fondu via des échangeurs de chaleur.

Voilà pour le principe général. On rappelle que les réacteurs conventionnels fonctionnent à un niveau dit critique (voir « notions de criticité » au chapitre précédent), alors que dans le cas d'un ADS, bénéficiant d'un « k » inférieur à un, les réactions de fission s'achèvent d'elles-mêmes après



un certain laps de temps en cas de coupure du faisceau de protons. Ce sont ces systèmes qui nous intéressent au premier chef, puisqu'en l'absence d'une source d'énergie extérieure, ils s'arrêtent de fonctionner. Les réacteurs conventionnels tournent dans une bande étroite du coefficient de criticité se situant entre 0,994 et 1,006, paramètre contrôlé et ajusté par des éléments absorbants de neutrons comme des barres de graphite.

Dans un réacteur sous-critique, le nombre de neutrons provenant d'une fission est ajusté au moyen de barres de contrôle absorbantes de manière à imposer au système un coefficient de criticité situé entre 0,95 et 0,99, en fonction du type de réacteur retenu. Par exemple, un coefficient de 0,95 nécessitera un accélérateur plus puissant, mais son niveau de sécurité sera plus élevé. On doit également tenir compte d'effets secondaires dans la régulation d'émissions de neutrons: au fur et à mesure de la transformation du matériau nucléaire au cœur du réacteur, certains éléments créés ont la propriété d'absorber des neutrons sans participer à la création d'énergie. Dans ce genre de dispositif, une réaction en chaîne auto-entretenue ne peut pas exister. Le cœur ne peut donc pas s'emballer comme ceux des réacteurs de la génération II dans le cas d'un accident supercritique de type Tchernobyl.

Afin d'assurer la réaction de fission et donc la production d'énergie, le système doit être nourri continuellement avec des neutrons provenant d'une source extérieure.

### LA SPALLATION, SOURCE EXTÉRIEURE DE NEUTRONS

Quelle est donc cette source extérieure? Les neutrons servant à entretenir la réaction nucléaire sont produits par spallation à partir d'un bloc de métal lourd. Plus précisément, l'irradiation d'une cible en métal lourd, tel que du plomb, ou du plomb-bismuth, par des protons à haute énergie permet de créer un nombre important de neutrons. Ces protons à haute énergie, électriquement chargés, proviennent d'un accélérateur de particules qui consomme environ 1,3% de l'énergie produite par le réacteur. C'est la raison pour laquelle ce dispositif était à l'origine désigné sous le nom d'« amplificateur d'énergie ».

Précisons, pour la clarté de la description, que la cible en métal lourd impliquée dans le processus de spallation ne doit pas être confondue avec le combustible du réacteur. Elle fait partie d'un processus intermédiaire permettant de créer des neutrons de manière contrôlée, faisant ainsi fonctionner un réacteur en mode sous-critique.

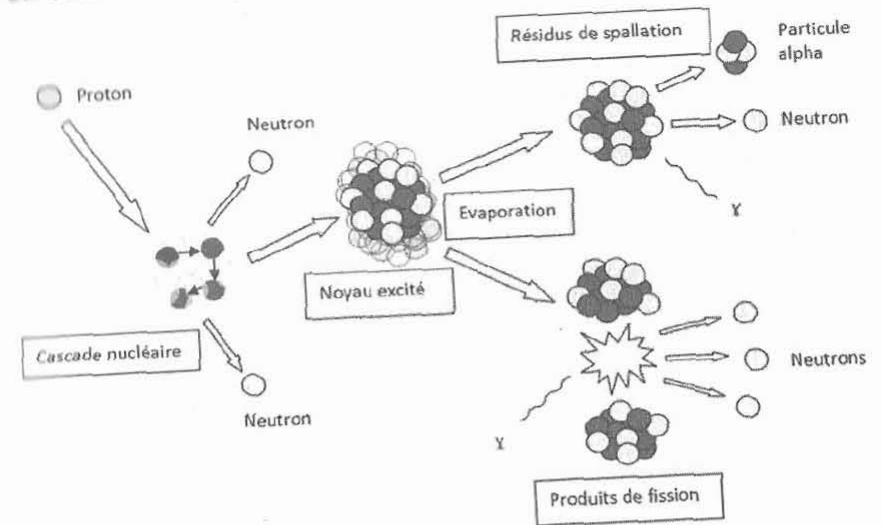
Les neutrons produits par spallation sont intéressants non seulement pour l'extraction de l'énergie du thorium, mais aussi pour la radiothérapie en médecine, ainsi que pour la transmutation des actinides mineurs (nous y reviendrons), des produits de fission des déchets nucléaires et du plutonium militaire. C'est même un des avantages principaux de cette technique : l'incinération des déchets.

Le processus de spallation est un phénomène relativement complexe qui se divise en deux stades, la cascade intranucléaire et la désexcitation. Ce dernier stade peut prendre deux voies différentes : l'évaporation ou la fission.

La cascade intranucléaire est le premier stade, causé par une particule chargée (un proton) possédant une énergie élevée, qui vient heurter le noyau cible de métal lourd. Un tel proton ne transmet pas directement son énergie à l'ensemble du noyau, mais frappe une particule individuelle qui, à son tour, va transmettre l'énergie cinétique reçue aux autres particules du noyau par collisions successives. Le noyau est alors dans un état d'excitation très élevée.

La phase de désexcitation vient immédiatement après. Le noyau retrouve un équilibre énergétique (perd son énergie excédentaire) par évaporation de neutrons ou de particules chargées légères (noyaux de deutérium, tritium ou particules

alpha). Un processus concurrent de désexcitation est la fission en deux sous-noyaux de numéro atomique proches.



Cascade intranucléaire.

Le métal cible, on le voit, est l'objet de nombreuses réactions nucléaires. Il est donc justifié de se poser la question des sous-produits créés par les différentes interactions dans la cible de spallation, en particulier en considération des deux voies possibles de désexcitation. Ces sous-produits sont radioactifs et pour que la technique de spallation soit valide, il est fortement souhaitable que les sous-produits soient à durée de vie courte.

Le sous-produit principal dans une cible plomb-bismuth est le polonium 210, qui a une période de demi-vie de 138 jours, en émettant de la radioactivité alpha. En 7,5 ans, la présence de Po 210 est réduite au millionième de sa masse initiale, et la radioactivité alpha est très peu pénétrante, ne nécessitant qu'une protection légère, de l'ordre de quelques feuilles de papier.

L'objectif principal de la spallation reste cependant la maximisation de la production de neutrons pour chaque proton frappant la cible de plomb-bismuth. Et celle-ci dépend de l'énergie du proton incident, du matériau composant la cible (le plomb-bismuth n'est pas la seule possibilité) et de la taille de la cible. En règle générale, la quantité de neutrons de spallation est proportionnelle à l'énergie du proton incident, au nombre de masse du matériau de la cible, ainsi qu'à la taille de la cible. Sur ce dernier point, on constate que la production de neutrons atteint rapidement un plateau à partir d'une épaisseur critique de la cible. En pratique, on arrive à générer environ 30 neutrons par proton de 1 GeV (gigaélectron-volt) émis par l'accélérateur.

L'accélérateur en amont de la cible mérite aussi d'être brièvement décrit. En Suisse, la spallation est étudiée à l'Institut Paul Scherrer grâce à un générateur de protons très rapides. Les protons sont issus d'atomes d'hydrogène (ce sont en fait les noyaux de ces atomes). Leur accélération est fournie par trois machines distinctes. La dernière, un cyclotron, les propulse au moyen de champs électriques à une vitesse de 79% de celle de la lumière avant d'être dirigés sur la cible. Si l'accélérateur de l'Institut Paul Scherrer est exceptionnel par le fait qu'il génère le faisceau continu de proton le plus intense du monde, la technologie est suffisamment maîtrisée pour envisager une application industrielle.

La spallation a fait l'objet de nombreuses expériences depuis 1950. Le premier projet, appelé projet MTA (Materials Testing Accelerator au Lawrence Livermore National Laboratory) avait pour but d'étudier la faisabilité de conversion de matériaux fertiles en matériaux fissiles, les États-Unis étant alors dépendants de sources étrangères pour leur

approvisionnement en uranium. Ce projet fut terminé lors de la découverte d'importantes mines d'uranium dans le Colorado.

Dans les années 80, on réalisa l'énorme potentiel de cette technologie pour l'incinération des déchets nucléaires. La première grande étude fut entreprise par le Japan Atomic Energy Institute. Un vaste programme pour la recherche et le développement, appelé OMEGA (Option Making Extra Gains from Actinides and Fission Products), fut à l'origine d'un intérêt global sur le sujet de la transmutation au début des années 90.

À cette époque, le Los Alamos National Laboratory créa un concept détaillé d'incinération de déchets nucléaires (ATW - Accelerator Transmutation of Waste) utilisant des neutrons thermiques, plus lents et plus facilement capturés par certains noyaux.

Toujours au début des années 90, Carlo Rubbia propose le concept de base de son amplificateur d'énergie (ADEP - Accelerator Driven Energy Production). Cette idée ne se base pas en priorité sur l'incinération des déchets nucléaires, mais en conserve la possibilité. Le but de l'ADEP est la production d'énergie à partir du thorium, fertile, transmuté en uranium 233, fissile, par spallation. Ce système permet de transmuter les déchets nucléaires à l'aide de neutrons rapides mieux adaptés à ce type d'opération que les neutrons thermiques.

De nombreux projets, plus spécifiques, suivent dans la foulée. Ces expériences sont conduites au CERN (Centre européen de recherches nucléaires) et à l'Institut Paul Scherrer, en Suisse, au GSI en Allemagne, au CEA-Caradache en France, à Minsk en Biélorussie, au ENEA-Casaccia en Italie et au



SCK-CEN en Belgique pour ne citer qu'eux. Elles visent à collecter un maximum de données sur la spallation, la transmutation des déchets, ainsi que sur le comportement de systèmes sous-critiques couplés à un accélérateur.

### **MEGAPIE (MEGAWatt Pilot Experiment)**

L'une de ces expériences, MEGAPIE, conduite à l'Institut Paul Scherrer en partenariat international avec neuf autres instituts de recherche, s'était fixé pour objectif de démontrer la faisabilité de l'utilisation d'une cible de spallation liquide (un mélange eutectique) de plomb et de bismuth, avec un point de fusion de  $123,5^{\circ}\text{C}$  destiné à faire fonctionner un ADS (Accelerator-Driven System) de haute puissance. L'expérience se termina le 21 décembre 2006 et fut un succès total, dépassant les attentes des scientifiques.

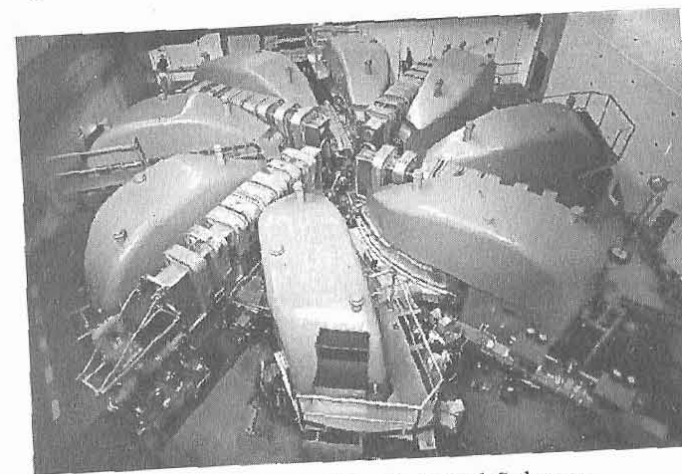
Le résultat de ce test a une portée pratique considérable. On sait aujourd'hui qu'il est possible de faire fonctionner un tel système à long terme et fonctionnant dans des conditions réalistes, l'enjeu étant en priorité la transmutation des déchets nucléaires.

Avant MEGAPIE, les cibles servant à la spallation étaient toujours solides. Cette expérience a permis de montrer les avantages d'une cible de spallation liquide, en particulier l'augmentation du flux de neutrons ainsi que le refroidissement par convection. Cette dernière caractéristique est importante car on peut ainsi passer à des puissances plus élevées comparativement à celles permises par des cibles de spallation solide, plus difficiles à refroidir.

Dans cette expérience, le choix de l'alliage liquide servant à la spallation s'est porté sur le plomb-bismuth pour ses très

bonnes qualités nucléaires et physico-chimiques. En premier lieu, du point de vue chimique, ces deux éléments sont relativement inertes et ne réagissent pas de manière explosive au contact de l'air ou de l'eau. Les caractéristiques physiques, comme une densité élevée et une bonne capacité calorifique sont également des atouts. Le mélange est composé à 44,5% de plomb et 55,5% de bismuth, et il est dit « eutectique », car du point de vue de son point de fusion ( $123,5^{\circ}\text{C}$ ), il se comporte comme un seul corps pur.

L'utilisation de cet eutectique dans la spallation procure un bon rendement, puisque pour tout proton sortant de l'accélérateur à une énergie de 1 GeV, 28 neutrons sont créés après collision avec la cible. Ceci est entre autres dû à une section efficace de capture petite, évitant les captures indésirables des neutrons incidents. Les neutrons rapides créés ont l'avantage d'être particulièrement efficaces pour la transmutation des actinides mineurs indésirables tels que l'américium, le neptunium et le curium, que l'on trouve dans les déchets nucléaires à longue durée provenant des centrales nucléaires « classiques ».



Accélérateur de l'Institut Paul Scherrer.



Les réactions dans le liquide plomb-bismuth, la présence d'oxygène dans le mélange, très faible mais non nulle, l'abondance de neutrons et la création de sous-produits de la réaction de spallation comme le polonium pose le problème de la résistance à la corrosion et à la dégradation des matériaux de confinement du liquide eutectique, ainsi que pour la fenêtre de spallation, élément critique qui joue le rôle d'interface entre le faisceau de protons et la cible de spallation.

En ce qui concerne les risques d'oxydation, la plage de fonctionnement prévue d'un réacteur piloté par accélérateur est de 300 à 600°C, en dessous du seuil à partir duquel le problème risquerait de se manifester de manière plus marquée. En tout état de cause, à 300°C, aucune oxydation n'est détectée, et à 600°C, l'oxydation est très liée à la quantité d'oxygène parasite présent dans le mélange plomb-bismuth. À une valeur intermédiaire, 470°C, les effets de l'oxygène sont négligeables, voire contribueraient à la création d'une fine couche d'oxyde protectrice. Les ingénieurs ont tenu compte des autres risques de dégradation en utilisant des aciers aux caractéristiques spéciales, s'assurant qu'ils n'étaient pas solubles dans le composé plomb-bismuth aux températures de fonctionnement. Par exemple, les alliages basés sur le nickel n'ont pas été retenus, car le nickel est précisément soluble dans le Pb-Bi, à l'opposé des alliages basés sur le fer. Ceux-ci résistent bien à l'irradiation et à la corrosion qui peuvent se manifester au contact du liquide eutectique. De plus, plusieurs études sont actuellement menées afin de trouver le meilleur type d'oxyde protecteur (et de céramique) sous forme d'un revêtement qui serait déposé en couche sur les surfaces sensibles des composants du réacteur. Ces revêtements, aisés à mettre en œuvre, se conforment facilement à la géométrie des pièces.

Un des composants majeurs de ce système hybride est la fenêtre de spallation qui se trouve à la sortie de l'accélérateur de protons. L'accélérateur fonctionnant sous vide, comment coupler cet élément avec un réacteur ? Deux possibilités s'offrent aux techniciens :

Fermer la sortie du cyclotron avec une plaque de métal, transparente au faisceau de protons, permettant au réacteur d'opérer à pression ambiante. Le choix du métal pour cette pièce est délicat, étant soumise à d'intenses stress thermiques et mécaniques. Elle nécessite d'être remplacée régulièrement, sa durée de vie, en l'état actuel des recherches, étant de l'ordre de six mois.

Une sortie du cyclotron sans fenêtre, où l'interface est la surface libre du métal de spallation liquide. Ceci est rendu possible grâce à la très faible pression de vapeur de l'eutectique plomb-bismuth à la température de fonctionnement de 400°C.

## SÉCURITÉ DES ADS

L'intérêt des Accelerator-Driven Systems, en matière de sécurité, est le fait qu'ils sont sous-critiques et que le taux de fission est contrôlé principalement par le flux de protons en provenance de l'accélérateur de particules. Il est donc essentiel de pouvoir couper ou terminer ce flux à la demande ; cela peut être fait de plusieurs manières, comme en utilisant des aimants dipôles pour dévier le flux de protons de la cible, en désactivant un élément essentiel de l'accélérateur (l'injecteur), en plaçant une barrière physique entre le faisceau de protons et la cible de spallation, ou encore en coupant simplement l'alimentation électrique générale de l'accélérateur. Ces mesures de sécurité peuvent chacune faire l'objet de systèmes

redondants destinés à être activés automatiquement en cas de déviation des paramètres normaux de fonctionnement.

La cible plomb-bismuth est normalement refroidie lors du fonctionnement du système. En cas de coupure générale de courant, et en supposant que les systèmes de secours autonomes soient également hors d'usage, la cible de spallation peut être refroidie sans action mécanique extérieure, par simple convection. Quantitativement, l'énergie contenue dans la cible ne représente qu'environ 1% de l'énergie totale dégagée par le fonctionnement du réacteur.

De nombreuses recherches ont été effectuées dans le domaine de la sécurité passive. Ce genre de sécurité repose sur les phénomènes physiques naturels intrinsèques au système et ne nécessite ni l'engagement de dispositifs électromécaniques, ni d'intervention humaine. Les principes de sécurité passive se basent sur l'expansion thermique du combustible chauffé, la gravitation ou encore l'évacuation de la chaleur par convection naturelle.

Cela dit, si les réactions de fission tendent effectivement vers zéro en cas d'arrêt général du système, il reste le problème de l'évacuation de la chaleur générée par les noyaux radioactifs issus des réactions de fissions précédentes dans le cœur. Cette chaleur, qui correspond à environ 5% de la chaleur générée en régime de fonctionnement normal, est évacuée par les pompes de refroidissement mais pourrait potentiellement poser un problème de surchauffe au cas où celles-ci (et les pompes de secours) viendraient à ne plus fonctionner. La réponse vient des concepts plus récents de réacteurs qui intègrent la possibilité d'évacuer la chaleur résiduelle par convection, une sécurité passive efficace permettant de conserver le

combustible intact et empêchant toute fuite radioactive vers l'extérieur.

## DÉCHETS ISSUS DU FONCTIONNEMENT DU RÉACTEUR

À côté du polonium 210 créé dans la cible de spallation, et qui reste en solution dans la masse de plomb ou plomb-bismuth liquide servant également au transfert de la chaleur vers les génératrices, les réactions de fission au sein du combustible génèrent une certaine quantité de déchets. Ils ont cependant une durée de vie beaucoup plus courte et une radiotoxicité plus faible.

Les centrales utilisant des combustibles « classiques » à base d'uranium 238 (naturel) ou enrichi à l'uranium 235 génèrent des sous-produits de fission (iode, xénon, strontium, etc.) ainsi que du plutonium et des actinides mineurs, qui sont à la source à la fois des risques de prolifération et des difficultés de gestion des déchets nucléaires actuels. Pour mémoire, la capture d'un neutron dans un noyau d'uranium 238 donne de l'U 239, qui, par une désintégration bêta de demi-vie de 23,45 minutes, produit du plutonium 239. Le processus est assez bref. Les actinides mineurs (américium, curium et neptunium) sont radiotoxiques, produisent un niveau élevé de chaleur résiduelle après extraction des barres de combustible du cœur, et ont des durées de demi-vies très longues.

L'utilisation du thorium dans les réacteurs, en revanche, ne produit pas de plutonium, et pratiquement pas d'actinides mineurs. Il ne produit pas de plutonium, parce que le nombre de particules dans le noyau (nucléons) du thorium naturel est de 232, et que la quantité de captures de neutrons et de désintégrations successives nécessaires à la production de Pu 239

est simplement trop importante pour qu'elle se réalise, ceci notamment parce que la section efficace de fission de l'uranium 233 est plus importante que celle de l'U 235 (moins de captures, plus de fissions). Le même raisonnement s'applique pour les actinides mineurs, dont la quantité de nucléons s'étend de 237 à 252. Les sous-produits de fission sont des isotopes du strontium, zirconium, baryum, lanthane et césium, dont la demi-vie, pour la plus longue d'entre eux, n'excède pas 90 ans. C'est à comparer avec les produits de fission du cycle uranium/plutonium actuel, qui crée des déchets dont la demi-vie va de 200'000 à 16 millions d'années.

Il est cependant possible, et c'est un des grands avantages des ADS, d'incinérer dans le réacteur le plutonium et les actinides mineurs provenant des déchets d'autres centrales.

Le combustible irradié est retraité par un procédé chimique appelé THOREX (Thorium Extraction) dans lequel le contenu des barres extraites du réacteur est dissous dans un solvant (de l'acide nitrique) contenant des ions de fluor. Plusieurs étapes permettent de séparer le thorium, l'U 233 et les différents sous-produits et de purifier le thorium et l'U 233 pour un usage ultérieur. Nous ne possédons cependant qu'une expérience limitée de ce processus et c'est l'Inde qui est aux avant-postes de son industrialisation.

En résumé, les avantages de cette approche sont les suivants :

- La sous-criticité du système, lui conférant un élément de sécurité exceptionnel.
- Les sécurités passives applicables (refroidissement par convection en cas d'urgence): pas de risque de fonte du cœur du réacteur;
- Fonctionnement à pression atmosphérique;

Ne produit pas de plutonium ni d'actinides mineurs: déchets à durée de vie comparativement très courte. Après 300 ans, leur radiotoxicité est réduite à celle du minerai d'uranium.

Utilisation du thorium comme combustible, plus abondant que l'uranium.

Utilisation du combustible à des fins militaires quasiment impossible.

Le thorium n'a pas besoin d'être enrichi.

Très efficace pour incinérer le plutonium excédentaire ainsi que les actinides mineurs problématiques dans la gestion des déchets.

- Cycles de fonctionnement plus longs.

Quelques défis actuels de la technologie :

- Amélioration du processus de retraitement (THOREX) du Th 232/U 233.
- Le cumul d'expériences pratiques, à l'image de MEGAPIE.
- Approvisionnement du bismuth, dans la version Pb-Bi.
- Minimiser les temps d'arrêt pour l'entretien régulier du réacteur et de l'accélérateur.

L'incinération des déchets, vu l'importance de la question, fait l'objet d'un chapitre séparé.

## La technique – Les réacteurs à sels fondus : l'exemple du LFTR

Un deuxième exemple de réacteur fonctionnant au thorium est celui du LFTR (Liquid Fluoride Thorium Reactor). Il est basé sur un concept différent, en ce sens qu'il n'utilise pas d'accélérateur de particules et la technique de spallation pour produire des neutrons. Il fonctionne donc avec un coefficient de criticité proche de un, avec le combustible dissous dans des sels fondus. On retrouve les avantages généraux inhérents aux systèmes fonctionnant au thorium, mais chaque concept a ses caractéristiques sécuritaires propres.

### **PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT DES LFTR**

Un LFTR est composé des éléments suivants :

- Dans l'enceinte de confinement, la cuve du réacteur contenant les sels fondus avec, pour certaines versions, des barres de contrôle.
- Un système de retraitement du combustible liquide en continu.
- Un système d'arrêt d'urgence sous la forme de réservoir à sels fondus séparé.

- Le dispositif d'échange de chaleur et de génération d'électricité.

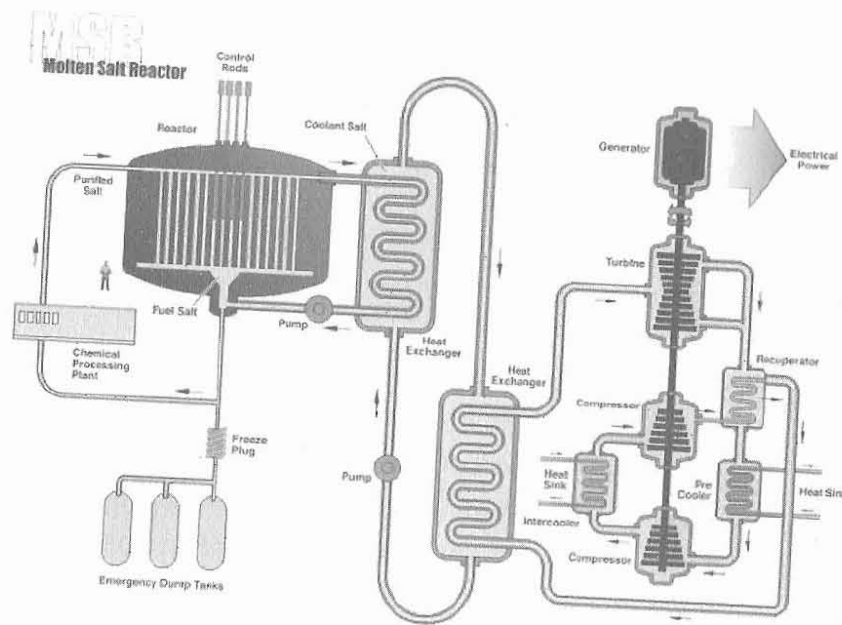


Schéma de réacteur à sels fondus.

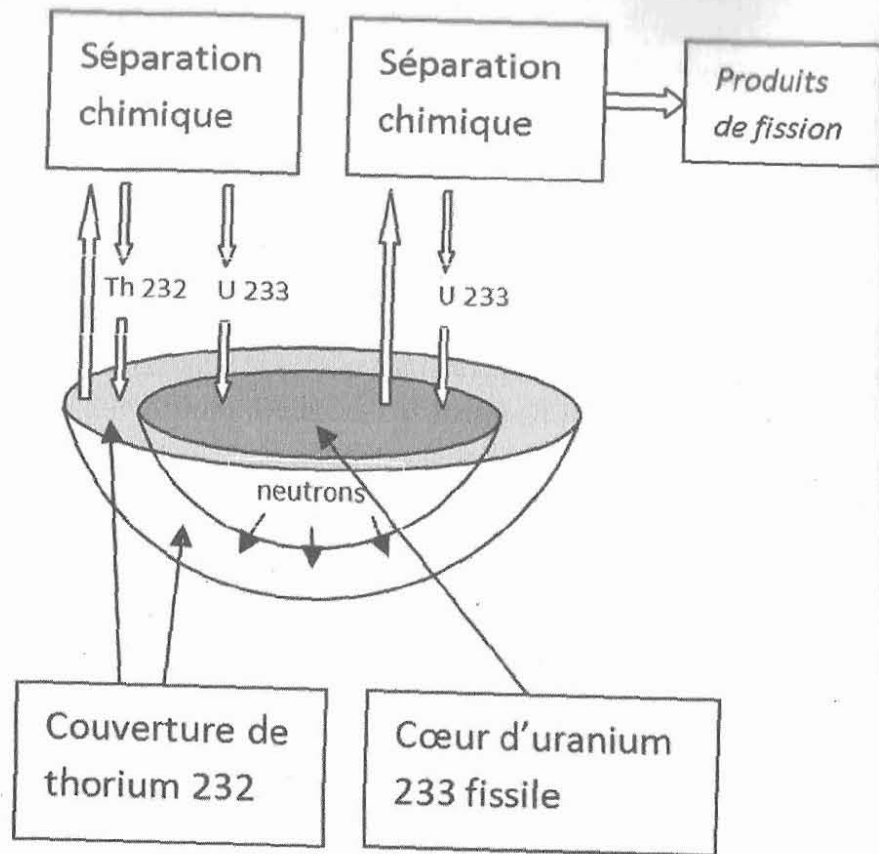
Le LFTR fait partie de la famille des MSR (Molten Salt Reactors, réacteurs à sels fondus). Les sels fondus ont pour fonction à la fois de servir de liquide de refroidissement primaire et de dissolvant pour le combustible (certaines versions prévoient des barres de combustible solide). Ces réacteurs fonctionnent à des températures plus élevées que les réacteurs refroidis à eau, et opèrent à pression ambiante. Cette dernière caractéristique permet de diminuer les tensions mécaniques sur les différents composants du réacteur, améliore la sécurité et simplifie ainsi certains aspects de la conception.

La technologie MSR est l'une des six mentionnées dans la liste génération IV du GIF (Generation IV International Forum) et bénéficie à ce titre d'une visibilité accrue. C'est

d'ailleurs une approche qui a plus de quarante ans et qui a été testée au Oak Ridge National Laboratory, on le rappelle, avec succès, et dont le programme a été arrêté pour des motifs largement politico-militaires.

Les MSR peuvent utiliser autant l'uranium que le thorium. Cette flexibilité provient de la composition des sels fondus utilisés, qui consistent en un mélange de fluorures de métaux légers et lourds. Les fluorures fondus sont compatibles avec l'utilisation de barres modératrices en graphite. Le combustible sous forme liquide a, en particulier, l'avantage de permettre l'extraction des produits de fission en cours de fonctionnement par retraitement chimique. Certains produits de fission peu solubles, comme le krypton ou le xénon, quittent même le combustible automatiquement, facilitant la stabilisation du coefficient de criticité et simplifiant les procédures d'arrêt et de démarrage.

Le LFTR consiste en un cœur contenant de l'uranium 233 en solution dans les sels de fluorures de lithium et de béryllium. Dans ce cœur, les réactions de fission sont entretenues et peuvent être contrôlées par des barres de graphite. Chaque fission de noyau d'uranium produit en moyenne 2,4 neutrons : un neutron ira fissionner un autre noyau d'uranium, un autre sortira de la zone de fission pour aller déclencher la transmutation du Th 232 disposé dans une couverture (toujours liquide) autour du cœur, dans un volume séparé, et le reste sera absorbé par des produits annexes, enveloppe du cœur ou par des barres de graphite. L'uranium 233 formé à partir du thorium de la couverture est récupéré en continu dans un séparateur chimique, purifié et réinjecté au fur et à mesure dans le cœur du réacteur.



Principe de fonctionnement du cœur du LFTR.

Les produits de fission, dont certains seront mis à part pour les besoins de la médecine, sont également extraits au fur et à mesure.

L'utilisation d'un combustible sous forme liquide est avantageuse à plusieurs points de vue :

- Le thorium et l'uranium sont constamment mélangés dans le fluide ; la transmutation du thorium et la fission de l'uranium se passent de manière plus homogène. Les LFTR

sont capables d'utiliser quasiment 100% du thorium, alors que les réacteurs à eau légère actuels ne consomment qu'environ 3% de l'uranium installé dans le cœur.

- Les sels fondus sont immunisés contre tout dommage dû aux radiations, à la chaleur et au bombardement neutronique lors du fonctionnement normal du réacteur, ce qui n'est pas le cas du combustible solide qui présente fréquemment une sorte d'usure après quelque temps d'irradiation et d'exposition à la chaleur du cœur des microfissures. Ces fissures ne posent pas de problèmes pratiques mais elles obligent à changer les barres de combustible à intervalles plus rapprochés, forçant l'arrêt temporaire de la centrale et nécessitant la manipulation, plus délicate, de combustible irradié, alors que le combustible « frais » ne pose pas ce genre de problème.
- Le coût de fabrication du combustible est réduit.
- L'utilisation de barres de combustible contenant de l'uranium 238 mène à la création, on l'a vu, d'éléments indésirables comme le plutonium 239 par absorption de neutron et désintégration bêta. Ce plutonium et autres produits transuraniens pourraient être réduits à des éléments plus légers et moins problématiques, par fission ou par transmutation en éléments fissiles. Malheureusement, les barres de combustible solide ne restent pas suffisamment longtemps dans le réacteur pour incinérer ces produits, à l'opposé des combustibles liquides, qui peuvent les conserver jusqu'à incinération quasi complète.
- Dans un combustible solide, les produits de fission sont piégés au sein de la structure de la matière et ne



peuvent s'échapper. Dans les sels fondus, des produits de fission comme le xénon, très gros absorbeur de neutrons et considéré comme un poison en regard des réactions nucléaires, forme des bulles et est simplement évacué du cœur par le haut. Le même procédé est utilisé pour retraiter les molécules d'hexafluorure d'uranium (UF6) gazeux excédentaires pour en faire des molécules de tétrafluorure d'uranium (UF4) liquides réinjectées dans le cœur du réacteur. Ce processus est clé dans les considérations sécuritaires des réacteurs à sels fondus. D'autres produits de fission, comme le molybdène ou le néodyme, sont facilement extraits en continu des sels fondus.

- Les concentrations de matière fissile et fertile dans le combustible liquide sont aisées à réaliser pendant le fonctionnement du réacteur.
- Les risques de « fonte » du cœur du réacteur n'ont dans ce contexte pas de sens, puisque le combustible est déjà fondu. Les systèmes de sécurité utilisent à leur profit cette caractéristique comme on le verra plus loin.

De plus, la chimie des sels de fluorure est très bien maîtrisée. Elle est couramment utilisée depuis des décades dans les usines d'aluminium, par exemple. Au niveau mondial, des millions de tonnes de ces sels circulent dans ces usines chaque jour.

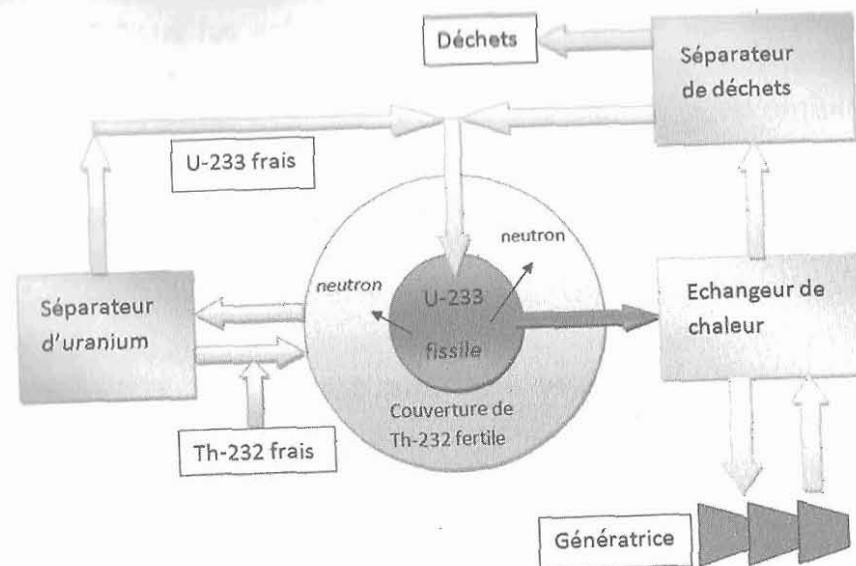


Schéma général du LFTR.

## CARACTÉRISTIQUES DE SÉCURITÉ DES LFTR

### Sels fondus

Les sels fondus utilisés dans un LFTR sont chimiquement stables, réagissent très lentement avec de l'humidité ou l'air, et cette faible réactivité chimique permet d'exclure les risques de feu ou d'explosion, sécurité renforcée par le fait que le cœur travaille à pression ambiante. Les matériaux de constructions compatibles avec les sels fondus sont connus et leur utilisation évite ainsi les problèmes de corrosion. Physiquement, ces sels sont stables sous haute température et basse pression, et l'industrie bénéficie d'une ample expérience de leur usage notamment pour le transport de chaleur. Enfin, le combustible liquide étant en même temps le liquide caloporteur primaire, il est possible de le refroidir à l'extérieur du cœur.

Dans le cas de rupture de tuyauterie, les petites fuites ne poseraient pas de problèmes particuliers car cette situation ne provoque aucune réaction violente au contact de l'extérieur. Les sels se refroidissent en s'écoulant, se solidifient sur place et peuvent être rapidement récupérés. Au cas où les sels contiendraient des sources de chaleur résiduelles, leur solidification serait décalée dans le temps. Les éléments en solution (thorium, uranium) sont ioniquement liés aux molécules de solvant, empêchant ainsi leur dispersion dans l'air ou le sol.

### *Sécurité en cas de surchauffe du combustible*

Un des intérêts majeurs du choix de ce type de combustible liquide est son coefficient de réactivité de température. Le coefficient de réactivité mesure la variation des activités nucléaires dans le cœur du réacteur en fonction de la température qui y règne. Le coefficient est dit positif si, en cas de hausse des températures, le nombre de réactions de fissions augmente et il est dit négatif si, en cas de hausse de la température, les réactions de fission diminuent. Ce dernier cas est une caractéristique de sécurité évidente et souhaitable et c'est précisément ce qui se passe dans un MSR-LFTR. C'est une sécurité passive, efficace, basée sur un phénomène physique naturel : lorsque la chaleur du cœur augmente, le combustible liquide se dilate et l'augmentation de volume a pour conséquence d'augmenter la distance entre les molécules, réduisant les surfaces de fission disponibles. Cela diminue les probabilités de fission de l'uranium 233 et le système se régule de lui-même en ralentissant le rythme des fissions. Cette sécurité est telle qu'il est possible, dans certaines conceptions, de se passer entièrement de barres de contrôle.

Les MSR n'ont pas le monopole de ce genre de sécurité : d'autres types de réacteurs possèdent aussi un coefficient de réactivité de température négatif, mais qui se base sur un autre phénomène physique autorégulateur dans le cas de combustibles solides – l'effet doppler – que nous laisserons ici de côté, car sortant de notre champ de description.

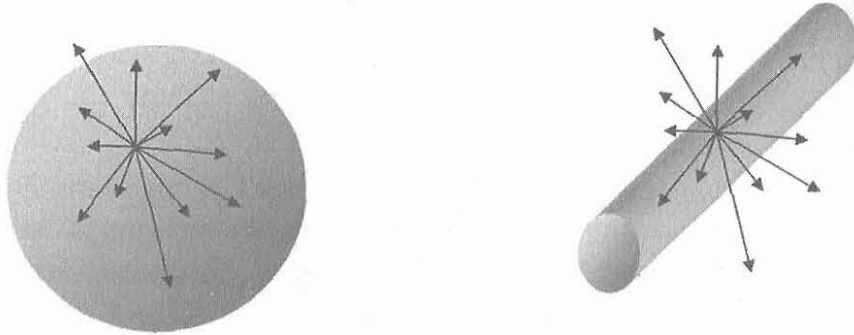
Le LFTR, et l'ensemble des réacteurs basés sur la technique MSR, possèdent encore une sécurité supplémentaire originale. Si, pour quelque raison que ce soit, et contre toute attente, le cœur du réacteur venait à chauffer au-delà de la température prévue par l'autorégulation du système, un dispositif au fond de la cuve composé d'une canalisation fermée en temps normal par un bouchon de sels de fluorures solidifié (« congelé ») se met à fondre. Cette canalisation est reliée à des réservoirs externes capables de réceptionner, par seule gravitation, la totalité du combustible liquide. La réaction nucléaire s'arrête alors, et le combustible refroidit.

En fonctionnement normal, le bouchon est maintenu solide par un système ventilé sur la portion utile de la canalisation. Ce système de refroidissement est calibré pour céder à partir d'une certaine chaleur ou, alternativement, la simple coupure d'alimentation du système de ventilation suffit à faire fondre le bouchon de sels de fluorures.

Mais pourquoi les réactions nucléaires diminueraient d'elles-mêmes uniquement en changeant de récipient ? Après tout, la quantité d'U 233 n'a pas changé et, en refroidissant dans le conteneur annexe, le nombre de fissions devrait augmenter si l'on tient compte du coefficient de réactivité négatif du combustible.

La réponse tient principalement à la géométrie du ou des récipients de secours. Pour qu'une réaction nucléaire puisse

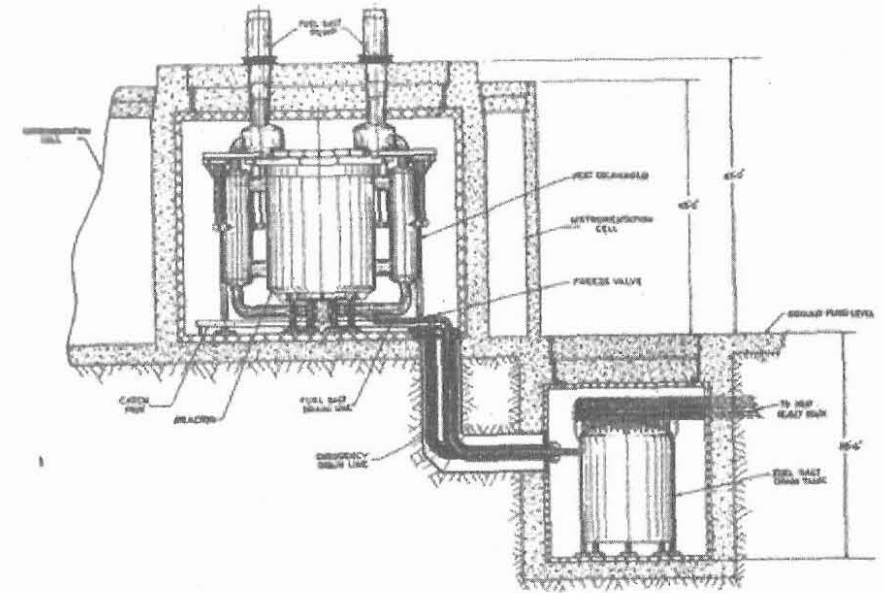
être entretenue, il faut que le combustible occupe un certain volume. Si l'on veut minimiser la masse critique (masse à partir de laquelle le coefficient de criticité est supérieur ou égal à un) de l'U 235 ou du Pu 239, on choisit la sphère. Un cylindre fin de masse identique ne conviendrait pas, puisque les neutrons issus des fissions ont une probabilité plus faible d'en créer des nouvelles, ayant moins de matière à proximité: une part non négligeable des nouveaux neutrons va quitter le cylindre.



Dans un premier temps, en cas de fonte du bouchon de sécurité, le passage du combustible surchauffé dans une canalisation plus fine que le cœur le rend déjà sous-critique: les fissions cessent. Le combustible arrive alors dans des récipients dont la forme est prévue pour maintenir la sous-criticité: il est alors refroidi soit par un système à pompes, soit simplement par convection.

Cette sécurité n'est pas théorique: elle a été largement testée dans le réacteur expérimental (MSRE d'Alvin Weinberg à Oak Ridge) entre 1965 et 1969. En fait, c'était même la méthode préférée d'arrêt du réacteur pour la pause du week-end, et elle a fonctionné sans heurts pendant quatre années. La remise en route consistait à chauffer le combustible jusqu'à son point de fusion et à le pomper dans le cœur du réacteur, où les réactions de fissions recommençaient.

Ces sécurités répondent au concept qui avait été mis en place lors des tests, et répondent à l'acronyme PINT (passive, inherent and non-temperable, à savoir « passif, propre au système et non manipulable »).



MSR / LFTR: récupération du combustible par gravitation dans un conteneur séparé.

Mais l'élément crucial de sécurité dans les MSR-LFTR reste le fait que le cœur et le circuit de refroidissement primaire dans lequel circule le combustible sont sous pression atmosphérique, évitant le risque d'expulsion de vapeur radioactive.

Les réacteurs actuels fonctionnent sous haute pression, ce qui permet de conserver l'eau véhiculant la chaleur sous forme liquide à des températures nettement supérieures à 100°C. La pression de fonctionnement peut atteindre 160 atmosphères, pression considérable, et l'ensemble de la tuyauterie et des réservoirs mis en place forment ce qu'on appelle la « frontière de pression ». Cette frontière de pression est la frontière

ultime, protégée par un bâtiment construit pour résister à des dégagements brutaux de gaz sous pression.

Ce problème de haute pression, commun dans nos installations actuelles, ne concerne donc pas les MSR-LFTR (ni les réacteurs pilotés par accélérateurs, d'ailleurs).

### RETRAITEMENT EN CONTINU DU COMBUSTIBLE

On peut concevoir deux méthodes pour faire démarrer et faire fonctionner un LFTR.

La première consiste à introduire dans les sels fondus un mélange constitué de 20% d'uranium enrichi (20% U 235 et 80% U 238) et de 80% de thorium. L'uranium 235 a pour fonction de démarrer les réactions de fission et de transformer le thorium en U 233. Ce mélange de départ, malgré la présence d'U 235 fissile, n'a aucun intérêt militaire. En fonctionnant, la proportion d'U 235 diminue, alors que l'uranium 238 se transforme en divers isotopes de plutonium, mélange sans grand intérêt militaire, seul le Pu 239 étant utile à ces fins. Ce n'est toutefois pas idéal, notamment en ce qui concerne la gestion des déchets. Ce type de cycle est dit « ouvert », ou « once-through », car il n'y a pas de séparation des éléments en cours de fonctionnement et le combustible est retiré une fois le thorium et l'uranium 233 consommés. Le cycle a une durée d'environ trente ans, au cours duquel le ratio de conversion (rapport entre la quantité d'U 233 et le Pu fissile fabriqué dans le cœur, d'une part, et la quantité de noyaux fissionnés d'autre part) varie de 0,80 à 0,77, très stable.

La deuxième méthode, plus avancée, n'utilise pratiquement que du thorium dans un cycle dit « fermé » impliquant la séparation en continu des éléments produits dans le combustible

afin de réinjecter dans le cœur l'U 233 fabriqué par transmutation du thorium. Dans ce cas de figure, le ratio de conversion approche 100%, et l'utilisation d'uranium 235 se limite au seul démarrage du réacteur.

La procédure de retraitement en continu consiste tout d'abord à extraire l'uranium 233 des sels de fluorures en utilisant la propriété gazeuse de l'hexafluorure d'uranium (UF<sub>6</sub>). Les sels contiennent de l'uranium sous forme UF<sub>4</sub>, liquide aux températures envisagées. En faisant passer au travers des sels fondus un gaz de fluor, celui-ci se combine avec l'UF<sub>4</sub> pour devenir de l'UF<sub>6</sub> gazeux qui se dégage spontanément des sels. Les fluorures de thorium, moins réactifs, restent en solution. Cette procédure est utilisée soit pour extraire le combustible fissile issu de la conversion du thorium, soit pour sortir l'U 233 du combustible préalablement à l'extraction des produits de fission.

Environ un tiers des produits de fission créés sont enlevés presque immédiatement après leur formation : c'est un des grands avantages liés à l'utilisation d'un combustible liquide. Ces produits incluent le xénon et certains métaux. L'extraction du xénon est assistée par le passage d'hélium gazeux dans le combustible. Il est important d'extraire ces produits car leur présence dans les sels diminue l'efficacité du système en réduisant le taux de conversion du thorium en uranium par absorption de neutrons.

Différentes méthodes ont été proposées en vue d'isoler les deux tiers restants des produits de fission. Par exemple, il est possible de distiller les sels de thorium en les chauffant en basse pression (distillation sous vide) et en récupérant d'une part les sels « purifiés » et d'autre part les produits de fission qui y étaient dissous. Cette méthode est appropriée dans la

mesure où le réacteur est du type «à deux fluides», avec l'U 233 séparé du thorium, pour retraiter les sels issus du cœur du réacteur.

Une autre méthode permet le retraitement du combustible issu des réacteurs «à fluide unique» dans lequel l'U 233 et le thorium sont dissous ensemble: il n'y a plus séparation physique des sels de thorium et des sels d'uranium, ce qui simplifie la construction. Dans ce cas de figure, on fait circuler un courant de bismuth liquide dans les sels fondus pour en extraire les produits de fission. Cette approche est cependant délicate, pour ne pas dire complexe à mettre en œuvre, car le thorium a un comportement proche de celui des terres rares, produits de fissions qu'il est impératif de retirer. Ceci milite en faveur d'un système à deux fluides.

On peut encore imaginer un troisième processus qui peut améliorer le rendement de la conversion Th / U 233, sans être toutefois indispensable: l'extraction du protactinium 233 et son stockage temporaire dans l'attente de sa transformation en uranium 233, au taux de 50% tous les 27 jours. Cette démarche améliore le rendement dans la mesure où le Pa 233, au lieu de se changer en U 233, peut également capturer un neutron et ne pas devenir de l'U 233 s'il reste dans le circuit du réacteur. Ce taux de conversion est cependant influencé par d'autres facteurs, comme la géométrie du réacteur, qu'il est nécessaire de prendre en compte en priorité. Le défi technique est toutefois de taille, la vitesse d'extraction devant être importante.

## PRODUCTION DES DÉCHETS

En fonctionnement, un LFTR ne produit que très peu de déchets. Si les réacteurs au thorium génèrent des produits de

fissions qui sont semblables aux réacteurs fonctionnant à l'uranium, la grande différence réside dans la production des actinides, et en particulier le plutonium et les actinides mineurs (neptunium, américium, curium). Ce sont eux qui contribuent le plus à la radiotoxicité à long terme des déchets.

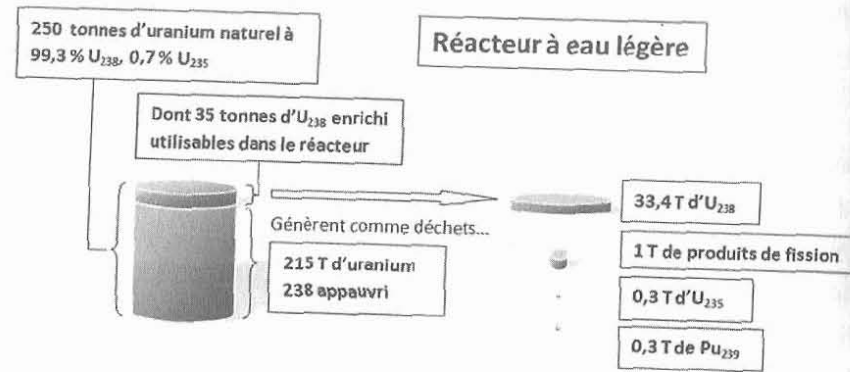
Or, à l'instar des ADS, la physique du thorium ne permet pas de produire ces éléments qui nécessitent un nombre trop important de captures de neutrons pour voir le jour. En particulier, le plutonium 239, un risque en matière de prolifération, ne peut pas être produit dans le cycle thorium, tout comme les actinides mineurs.

De plus, si l'on considère l'ensemble de la chaîne de production – de l'extraction du minerai jusqu'à la gestion finale des déchets –, la comparaison est largement en faveur des réacteurs au thorium: un LFTR générerait 4000 fois moins de déchets liés à l'extraction du minerai (le thorium est entre autres un sous-produit, dont on ne sait trop que faire actuellement, de l'extraction des terres rares, très utiles pour l'industrie de l'électronique), et créerait 1000 à 10'000 fois moins de déchets nucléaires qu'un réacteur à eau légère fonctionnant à l'uranium. Le volume annuel des déchets radioactifs issus de l'alimentation en électricité d'une ville d'un million d'habitants représente un ballon de basket-ball.

Puisqu'un LFTR consomme la quasi-totalité de son combustible, plus de 80% des déchets produits ne sont plus radio-toxiques après dix ans, et le reste n'a besoin d'être stocké que pendant 300 à 500 ans. Une durée de radiotoxicité plus courte, un volume de déchets plus faible, associé au fait que nous savons construire des abris de stockage suffisamment solides pour durer 500 ans nous permet d'entrevoir une solution. Ce d'autant que les déchets produits par les centrales



actuelles, nécessitant une durée de stockage de 100'000 ans, peuvent être transmutés en déchets à durées de vie courtes.



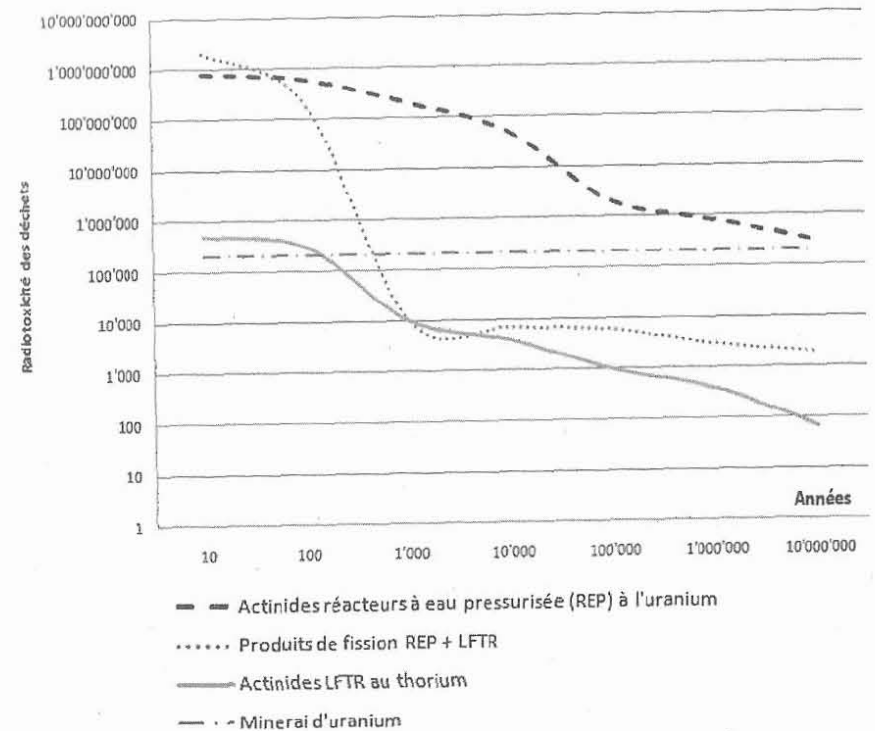
**Réacteur au thorium (LFTR), pour la même puissance :**



Production comparative des déchets.

La radiotoxicité des déchets provient de deux sources : les produits de fission hautement radioactifs et les actinides à longue durée de vie produits par absorption de neutrons. Les réacteurs à l'uranium et au thorium produisent dans l'ensemble les mêmes produits de fission dont la radioactivité descend au-dessous de celle du minerai d'uranium en moins de 300 ans. La grande différence entre les deux types de réacteurs réside dans la création des actinides, presque inexistantes dans le cycle thorium. Cela implique qu'en 300 ans, la radiotoxicité des déchets issus de centrales au thorium ne représente que 1 / 10'000<sup>e</sup> de celle issue des déchets de centrales à l'uranium. Le graphique suivant (adapté de Sylvan David et

al., Revisiting the thorium-uranium fuel cycle, Europhysics news, 38(2), p. 25) illustre comparativement les taux de décroissance de la radiotoxicité des déchets :



Radiotoxicité des déchets en fonction du temps (années).

On constate sur ce graphique les points suivants :

- Les produits de fission, communs aux deux types de réacteurs, sont stabilisés à un niveau 20 fois moins actif que le minerai d'uranium après environ 500 ans.
- Les actinides en provenance du REP (réacteur à eau pressurisée - à l'uranium), présents en quantité importante



dans les déchets, mettent 1 million d'années pour retourner à un niveau comparable au minerai d'uranium.

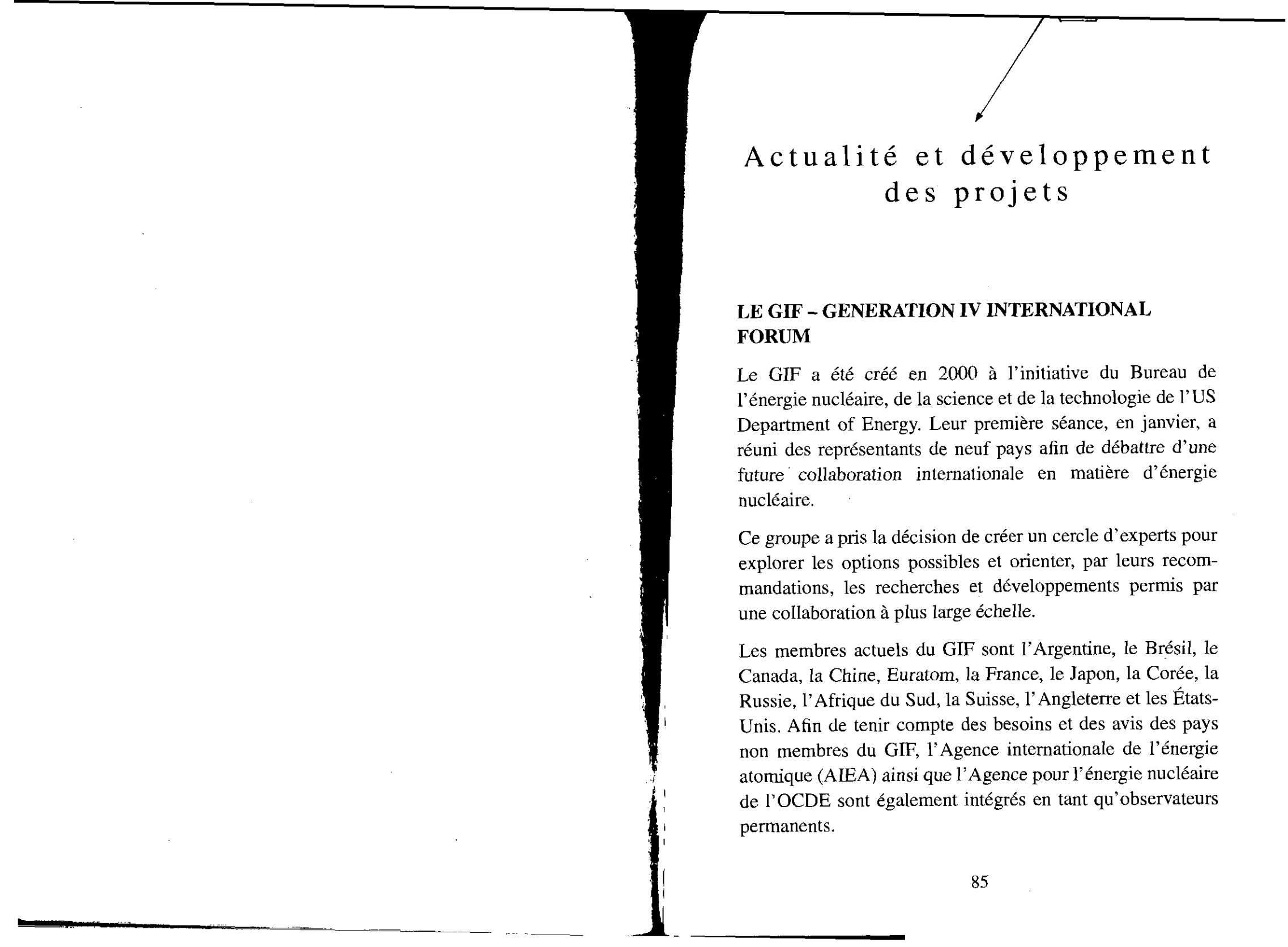
- Et, en contraste avec le REP, l'activité radiologique des actinides issus d'un LFTR (ou d'un ADS) tombe sous la barre du minerai d'uranium en 300 ans et continue à décroître pour rejoindre celle des produits de fission 200 ans plus tard, à savoir 20 fois inférieure au minerai d'uranium.

En résumé, les avantages d'un MSR-LFTR sont :

- Combustible liquide: pas de fonte du cœur possible.
- Coefficient de réactivité de température fortement négatif.
- Sécurités passives: évacuation du combustible dans des conteneurs séparés, par gravitation.
- Fonctionnement à pression atmosphérique.
- Ne produit pas de plutonium ni d'actinides mineurs: déchets à durée de vie comparativement très courte. Après 300 ans, leur radiotoxicité est réduite à celle du minerai d'uranium.
- Retraitement du combustible en continu.
- Utilisation du thorium comme combustible, plus abondant que l'uranium.
- Utilisation du combustible à des fins militaires quasiment impossible.
- Le thorium n'a pas besoin d'être enrichi.
- Utilisable pour incinérer le plutonium excédentaire ainsi que les actinides mineurs problématiques dans la gestion des déchets.
- Cycles de fonctionnement plus longs.

Quelques défis actuels de la technologie :

- Amélioration du processus de retraitement et d'extraction en cours de fonctionnement; dissolution des oxydes de thorium dans l'acide nitrique.
- Construction d'un prototype opérationnel.
- Expérience pratique pour l'incinération des déchets.



## Actualité et développement des projets

### **LE GIF – GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM**

Le GIF a été créé en 2000 à l'initiative du Bureau de l'énergie nucléaire, de la science et de la technologie de l'US Department of Energy. Leur première séance, en janvier, a réuni des représentants de neuf pays afin de débattre d'une future collaboration internationale en matière d'énergie nucléaire.

Ce groupe a pris la décision de créer un cercle d'experts pour explorer les options possibles et orienter, par leurs recommandations, les recherches et développements permis par une collaboration à plus large échelle.

Les membres actuels du GIF sont l'Argentine, le Brésil, le Canada, la Chine, Euratom, la France, le Japon, la Corée, la Russie, l'Afrique du Sud, la Suisse, l'Angleterre et les États-Unis. Afin de tenir compte des besoins et des avis des pays non membres du GIF, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) ainsi que l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE sont également intégrés en tant qu'observateurs permanents.

Pour comprendre l'intérêt de la génération IV, il faut rappeler que l'histoire des centrales nucléaires a été, a posteriori, divisée en cinq périodes :

- La 1<sup>e</sup> génération, de 1950 à 1965, concerne les premiers prototypes.
- La 2<sup>e</sup> génération, centrales construites de 1965 à 1995, consacre les réacteurs commerciaux et l'énergie nucléaire à large échelle, avec les risques que nous lui connaissons.
- La 3<sup>e</sup> génération, de 1995 à maintenant, décrit des centrales à eau légère bénéficiant de systèmes de sécurité plus performants.
- La génération 3+, qui devrait se déployer entre 2011 et 2030, est appelée ainsi parce qu'elle est une évolution de la génération précédente, et non une révolution.
- Enfin, la 4<sup>e</sup> génération est voulue comme une vraie révolution tant sur les principes physiques que sur les sécurités, notamment passives, qui en découlent ainsi que sur la gestion des déchets.

La 4<sup>e</sup> génération définit six types de réacteurs qui doivent être plus sûrs, économiques, intégrés dans une politique de développement durable et résistants à la prolifération. Ce sont les :

- Réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz d'hélium, à cycle de combustible fermé.
- Réacteurs à très haute température, modérés au graphite et refroidis à l'hélium gazeux, à cycle ouvert.
- Réacteurs refroidis à eau supercritique.
- Réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium liquide, à cycle fermé.

Réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb.

Réacteurs à sels fondus (MSR).

Selon le GIF, les progrès accomplis dans le domaine des réacteurs à sels fondus ont été importants en 2009. La liste inclut :

- Développement et analyse des performances des MSR en vue de l'incinération du plutonium et des actinides mineurs (France).
- Tests en laboratoires des alliages nécessaires à la réalisation des cuves de réacteurs et pièces internes (France); tests de corrosion sur les alliages contenant du nickel.
- Meilleure compréhension de la solubilité du fluorure de plutonium dans les divers types de sels utilisés.
- Extension de la base de données des propriétés des sels fondus.
- Amélioration significative du processus de purification des sels de combustible.
- La construction d'un circuit test de sels de fluorures a été démarrée aux États-Unis.

Cette liste, non exhaustive, dénote l'activité importante déployée dans les pays membres du GIF, et en particulier la France et les USA, afin de faire tomber les derniers obstacles techniques et de créer un ensemble de connaissances cruciales pour les développements futurs des MSR.

## CHINE

En janvier 2011, la Chine a pris position résolument en faveur du développement de centrales au thorium. Ce pays, dont

l'énergie provient à 80% du charbon, a réalisé qu'il devenait essentiel de modifier sa stratégie d'approvisionnement en électricité. Les besoins augmentent de 5% par an et les coûts actuels liés à la pollution au charbon avoisinent les 200 milliards de dollars par an, les ressources en uranium sont comptées, les énergies solaires et éoliennes sont trop variables et l'exploitation des ressources hydrauliques est à son maximum. Cette voie n'est pas tenable à terme.

La Chine s'intéresse spécifiquement aux réacteurs à sels fondus au thorium et a décidé de démarrer un projet de recherche et développement pour ces centrales, avec l'espoir d'en construire d'ici vingt ans. L'objectif n'est pas seulement de les réaliser, mais aussi de s'assurer les droits de propriété intellectuelle liés à l'implantation de cette technologie : commercialement, les Chinois se donnent les moyens de prendre de vitesse le reste du monde. À ce jour, ce nouveau programme est l'initiative nationale la plus importante concernant les centrales au thorium.

Ce programme place la Chine dans le peloton de tête dans la course au développement d'une énergie nucléaire compétitive (le prix du kWh devrait être équivalent à celui produit par les centrales à charbon), adaptée à la production d'électricité à large échelle, qui permettra également, parmi d'autres missions, également la production d'hydrogène et la désalinisation de l'eau de mer.

## INDE

La demande énergétique en Inde a aussi considérablement progressé : elle a triplé entre 1990 et 2008, et il est projeté que la consommation par habitant doublera jusqu'en 2020. L'électricité est principalement fournie par des centrales au

charbon (environ 70%) et l'électricité d'origine nucléaire ne représentait que 2,5% du total en 2009. Le programme nucléaire indien vise à servir 25% des besoins de la population d'ici à 2050.

L'Inde n'a pas signé le traité de non-prolifération, ce qui a limité, du moins jusqu'en 2009, son accession aux technologies nucléaires et notamment à l'uranium. Ce pays dispose de réserves très limitées de ce métal (80'000 à 90'000 tonnes, soit 1,5% des réserves de la planète, comparé aux 12% du Kazakhstan ou 9% du Canada) mais dispose de 500'000 tonnes de thorium, 30% des réserves mondiales selon les estimations. La pérennité de son programme énergétique civil dépend donc largement de l'exploitation à large échelle de ses ressources en thorium, avantage qui a été largement reconnu depuis de nombreuses années.

Le programme indien s'articule autour de trois niveaux, en fait trois étapes, la dernière étant l'utilisation de réacteurs alimentés au thorium.

La première étape utilise des réacteurs à eau lourde pressurisée contenant de l'uranium naturel comme combustible. Ce dernier, à 99,3% de l'U 238, est transmuté en plutonium 239 qui est ensuite séparé par retraitement et utilisé à son tour comme combustible dans les réacteurs de la deuxième étape, des surgénérateurs à neutrons rapides. Ces surgénérateurs vont également transmuter de l'U 238 en Pu 239, mais aussi du thorium 232 en uranium 233. L'U 233 va ensuite être utilisé dans les surgénérateurs de la troisième étape, qui seront alimentés uniquement au thorium par la suite.

Où en sont les Indiens dans leur programme ? La première étape est largement réalisée. La deuxième est en bonne voie,

avec un réacteur de 500 MWe qui doit démarrer en 2012 et qui générera de l'U 233 fissile à partir d'une couverture de thorium. Six autres surgénérateurs sont annoncés, quatre d'entre eux pour 2020.

Pour la troisième étape, la Commission pour l'énergie atomique indienne a annoncé en 2009 les caractéristiques de son réacteur principalement alimenté au thorium, conçu pour répondre aux attentes de la 4<sup>e</sup> génération en matière de sécurité. Ce réacteur est de type à eau lourde, ce qui n'empêche pas l'Inde de voir les réacteurs pilotés par accélérateurs comme une option sérieuse à court terme.

Plusieurs réacteurs indiens, pour les besoins de la recherche, ont fonctionné avec du thorium depuis 1995 déjà (Kakrapar-1 et 2, Kamini, Kaiga-1 et 2, Rajasthan-3 et 4).

## JAPON

Au cours d'une conférence de presse, en juillet 2010, un consortium industriel appelé IThEMS (fondé par Toyota, Toshiba, Hitachi et d'autres sociétés) a annoncé son intention de construire le tout premier réacteur commercial à sels fondus alimenté au thorium. La première étape de ce projet consiste à construire un petit réacteur de 10 MW, dénommé miniFuji. La deuxième étape verra la construction d'un réacteur à plus grande capacité, le Fuji, d'une puissance de 200 MW.

IThEMS espère ainsi produire de l'électricité à un coût inférieur à celui des réacteurs à eau légère. Ce développement se fait en collaboration avec la Russie, et ne bénéficie pas d'aide financière du gouvernement japonais.

Le groupe prévoit le démarrage du miniFuji en sept ans, et du Fuji douze ans plus tard. Une étape ultérieure est déjà prévue, l'AMSB (Accelerator Molten Salt Breeder), un surgénérateur qui combine un accélérateur de proton avec un réacteur à sels fondus, dans un horizon de vingt à trente ans.

## EUROPE

En Europe, plusieurs projets ont été lancés, dont MYRRHA et EVOL (CNRS Grenoble). L'objectif d'EVOL, qui a obtenu un financement d'EURATOM, est de réaliser le travail de défrichage en vue de valider un concept de LFTR pour 2013 pour ensuite déboucher sur la construction d'une centrale expérimentale.

Le projet MYRRHA, en Belgique, est un réacteur de recherche basé sur le système ADS capable de fonctionner en mode sous-critique et critique, refroidi au plomb-bismuth, avec un accélérateur de proton de 600 MeV. Conçu principalement comme incinérateur, il est prévu de le mettre en fonction en 2023.

En Norvège, le gouvernement a commandité un rapport sur les opportunités énergétiques basées sur le thorium, puisque ce pays en possède des réserves très importantes. Le groupe chargé de sa rédaction, le «Thorium Report Committee» (TRC), a conclu à la nécessité de développer ces nouvelles technologies en collaboration internationale au vu de l'enjeu qu'elles représentent. Concrètement, le TRC recommande de conduire des tests sur le thorium à la centrale de Halden, de participer aux projets du GIF dans le cadre de la 4<sup>e</sup> génération et, en reconnaissant que la Norvège n'a pas les moyens de développer seule un système ADS, de joindre l'effort européen dans ce secteur. Le rapport insiste également – et à juste



titre – sur la nécessité d'assurer les formations universitaires dans ces domaines sur le long terme.

## **CANADA**

Dans les années 50 et 60, le Canada a conçu un type de réacteur à eau lourde pressurisée appelé CANDU, qui a l'avantage de n'utiliser que de l'uranium naturel (non enrichi). La conception du CANDU lui permet d'être d'une très grande flexibilité en ce qui concerne le combustible utilisé, et est particulièrement apte au cycle thorium.

En 2009, la société «Atomic Energy of Canada» (AEC) a conclu un accord avec trois organisations chinoises en vue de démontrer la faisabilité technique et commerciale de l'utilisation à grande échelle du thorium dans les réacteurs à eau lourde pressurisée. Cette démarche complète les autres approches chinoises, qui visent à être indépendantes du point de vue des ressources énergétiques : ce pays importe environ la moitié de l'uranium nécessaire au fonctionnement de ses centrales actuelles.

Active sur ce front depuis une cinquantaine d'années, l'AEC a une expérience significative dans le domaine de l'utilisation du thorium en tant que combustible.

## **RUSSIE – USA**

De ce côté aussi, des coopérations ont eu lieu entre diverses entités privées et gouvernementales. La société américaine Lightbridge (ex-Thorium Power) a pu faire tester ses barres de combustible au thorium par l'institut russe Kurchatov, ce qui a débouché sur un accord commercial pour la fourniture

d'assemblages de tubes de combustible entre Lightbridge et la société russe Red Star, propriété du gouvernement.

En 2010, des politiciens américains, dont les sénateurs Harry Reid et Orin Hatch, ont déposé le «Thorium Energy Security Act» visant à donner un coup de pouce aux recherches dans ce domaine. Plus précisément, ils souhaitent accélérer le développement du LFTR et empêcher la destruction d'uranium 233 décidée par le Département de l'énergie. Ce combustible est précieux à la fois pour faire avancer le projet du LFTR et pour la fabrication d'isotopes essentiels en médecine.

## L'incinération des déchets : l'atout maître des centrales au thorium

La fin de la guerre froide et les centrales de seconde génération nous laissent aujourd'hui un problème important à régler. Il s'agit, d'une part, des stocks excédentaires de plutonium de qualité militaire issus du démantèlement de l'armement nucléaire des deux « blocs » et, d'autre part, de la gestion des déchets générés par le fonctionnement normal des centrales nucléaires civiles. Un programme cohérent de développement de l'énergie nucléaire requiert la mise au point de moyens sûrs et efficaces pour gérer ces radio-isotopes dont la demi-vie est de l'ordre de 100'000 à 1 million d'années. L'enfouissement en profondeur et pendant une très longue durée des déchets dans des couches géologiques stables n'a pas la faveur du public, et on peut le comprendre : certains actinides à longue durée de vie sont facilement solubles dans l'eau et pourraient migrer si l'étanchéité de l'abri souterrain contenant ces déchets n'était plus assurée. La perception de la nocivité des déchets pourrait cependant changer si nous avons la possibilité de les incinérer, réduisant à la fois leur radiotoxicité et leur demi-vie à une fraction de leur valeur initiale, dans des conditions de sécurité optimales.

Les centrales au thorium permettent de résoudre élégamment et efficacement ce problème. Mieux que cela, elles peuvent être les outils d'une sécurisation globale tant concernant les risques militaires et de prolifération que concernant les risques radiologiques et environnementaux dus aux dépôts des déchets en couches géologiques profondes. Tout ceci en générant de l'électricité.

Opter pour une sortie du nucléaire impliquerait de vivre avec nos déchets pour une durée qui défie notre perception.

Avant d'entrer dans les détails de la procédure, il faut encore préciser quelques données du problème.

La radiotoxicité des déchets nucléaires civils a deux origines : les sous-produits de la fission des noyaux d'uranium 235 ou de plutonium 239, ainsi que les actinides (mineurs, en particulier) créés par capture neutronique. Le principe de traitement de ces déchets vise à réduire leur effet radiologique en transformant ces noyaux indésirables en noyaux stables en les soumettant à des bombardements de neutrons.

Chaque année, une centrale d'une puissance de 1 gigawatt électrique produisant, au moyen d'un réacteur à eau légère alimenté à l'uranium, 6100 GWh électrique, génère environ 21 tonnes de déchets. La plus grande partie, soit 20 tonnes, est de l'uranium appauvri (U 238) contenant une faible part (0,9%) d'U 235 fissile. Le reste, soit une tonne, consiste en des produits de fission (env. 760 kg), du plutonium (env. 200 kg) et 21 kg d'actinides mineurs (les chiffres sont des ordres de grandeur).

L'idée initiale était d'incinérer uniquement le plutonium et l'uranium recyclé, et de laisser les actinides mineurs et les produits de fission à longue durée de vie à l'entreposage

géologique. Aujourd'hui, la philosophie a changé et la réduction de la durée de vie et du volume des déchets voués à l'entreposage fait partie d'une nouvelle stratégie, prioritaire, qui doit contribuer à la diminution du risque radiologique, à la baisse des coûts de stockage et, si possible, générer de l'énergie.

La plupart des produits de fission se stabilisent après quelques centaines d'années ; restent une petite fraction de produits de fission à longue durée de vie ainsi que les actinides, qui prennent alors une importance relative plus grande dans la radiotoxicité des déchets.

Un certain nombre de contraintes physiques doivent être prises en considération lorsque l'on veut concevoir un système de transmutation optimal. L'efficacité de l'incinération est principalement déterminée par la quantité de neutrons générés ainsi que leur spectre d'énergie dans un réacteur critique ou sous-critique.

Les actinides de nombre de masse impair (U 233, U 235, Pu 239) possèdent une section efficace de fission aux neutrons lents très importante, contrairement à ceux de nombre de masse pair, qui ne fissionnent qu'avec des neutrons rapides. Une fraction de ces derniers capture un neutron pour se transformer en un noyau fissile comme, par exemple, l'uranium 238 qui devient du plutonium 239.

Un réacteur à neutrons rapides est donc indispensable pour incinérer les éléments transuraniens qui ne peuvent l'être avec les neutrons thermiques (lents). Parmi ces éléments, on trouve les actinides mineurs, dont la réduction constitue aujourd'hui un objectif prioritaire.

Un réacteur critique à neutrons rapides aura cependant des problèmes de sécurité en consommant un combustible avec un fort contenu d'actinides, pour des raisons liées à la réactivité de ce type de réacteur (faible fraction de neutrons retardés). Ces problèmes sont résolus par l'utilisation d'un système sous-critique à accélérateur de protons.

Les neutrons utiles à ce but sont créés par spallation, nécessitant un accélérateur de particules, ou grâce à un réacteur à fission : c'est là que l'on trouvera l'éventail des énergies nécessaires, de neutrons lents (thermiques) à rapides (20 MeV).

### UTILISATION DE L'ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEM (ADS) COMME INCINÉRATEUR

L'ADS, décrit précédemment, est une technologie qui date des années 50, utilisant un accélérateur de protons dirigés sur une cible métallique qui, sous l'action de ce faisceau à haute énergie, libère les neutrons utiles aux réactions de fission ou de capture dans le combustible (spallation).

L'idée d'exploiter directement le processus de spallation pour transmuter des actinides et des produits de fission longue durée ne devait cependant pas prendre forme pour une raison énergétique : il n'existait pas, dans les années 80, d'accélérateur de protons suffisamment puissant pour assurer un bon rendement de transmutation.

Le tournant technologique a été l'adjonction d'une « couverture » (uranium ou thorium) sous-critique autour de la cible de métal, permettant de multiplier le nombre de neutrons créés par spallation, réduisant ainsi l'énergie requise pour l'accélérateur. Le système devenait faisable en pratique.

**B.U.**  
L'ADS présenté par le Professeur Carlo Rubbia du CERN est refroidi au plomb fondu. Le plomb, on l'a vu, sert de cible pour la spallation et les caractéristiques de ce métal impliquent que les neutrons soient émis dans le spectre rapide. Ceci est un avantage certain pour la transmutation des actinides qui ne seraient pas fissiles s'ils étaient soumis à un bombardement de neutrons lents. Le concept de « l'amplificateur d'énergie », comme il est parfois décrit, permet d'intégrer les TRU (éléments transuranniques, actinides) à incinérer dans une matrice d'oxyde de thorium. Le thorium joue le rôle de « couverture » et de multiplicateur de neutrons.

La transmutation des déchets nucléaires se base sur le principe de la capture ou de la réaction de fission. En ce qui concerne les actinides, elle permet de transformer ceux à caractère hautement radiotoxique et de longue durée de vie en produits présentant un profil de risque plus bas et surtout à durée de vie beaucoup plus courte, en scindant les noyaux en sous-noyaux, plus petits, au moyen de neutrons rapides. Les produits de fission à éliminer, en revanche, vont capturer des neutrons, sans fissionner, avant de se désintégrer en des produits plus stables. Au cours de l'incinération, nous aurons donc des générateurs de neutrons (les actinides en fissionnant) et des consommateurs de neutrons (les produits de fission).

L'intérêt principal de l'ADS, outre sa sous-criticité et sa faible réactivité à la température, est qu'en bénéficiant d'un appoint important de neutrons (par spallation et via la couverture), il est capable d'incinérer tous les déchets connus.

On peut encore concevoir des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur fonctionnant avec des sels fondus comme liquide refroidisseur. Ces systèmes créent des neutrons dans la gamme thermique à épithermique (lents à intermédiaires)

et sont efficaces pour brûler le plutonium 239 ainsi que les produits de fission, mais moins bons pour brûler les actinides mineurs.

Les systèmes incinérateurs pilotés par accélérateur produisent tous de l'énergie en brûlant les déchets. L'énergie contenue dans les déchets transuraniens équivaut à environ 25% de l'énergie produite par le réacteur qui a créé ces déchets, ce qui est considérable.

De nombreux pays ont bien compris l'intérêt de la transmutation et l'ont défini comme objectif industriel à atteindre. Une collaboration active a été mise sur pied et implique plusieurs pays européens, le Japon, la Russie et les États-Unis.

### **LES CAPACITÉS DES MSR-LFTR DANS L'INCINÉRATION DES DÉCHETS**

Dans les réacteurs à eau légère, seul environ 3% de l'uranium est actuellement consommé pour produire de l'énergie. Le reste, généralement compris dans l'expression «déchets», n'en garde pas moins une valeur intéressante pour les réacteurs de la 4<sup>e</sup> génération.

Les MSR (Molten Salt Reactors), s'ils ne sont pas combinés avec un accélérateur de protons, ont besoin d'un apport de matière fissile pour démarrer la transformation du thorium en uranium et amorcer la réaction de fission de l'uranium 233. Le principe est d'intégrer aux sels fondus contenant le thorium un peu de matière fissile provenant des déchets des réacteurs à eau légère. Cette matière fissile est petit à petit consommée dans le combustible en ne laissant qu'une infime fraction d'éléments indésirables et une radiotoxicité

considérablement réduite. Ceci est le résultat d'un rendement énergétique beaucoup plus élevé de ce type de concept.

Le combustible issu de centrales à eau légère contient 1,5% d'uranium 235 et de plutonium 239 fissiles, ce qui est suffisant pour démarrer un réacteur du type MSR-LFTR. Les déchets transuraniens (actinides en l'occurrence) sont graduellement incinérés par les neutrons à énergie intermédiaire (neutrons épithermiques), avec comme résultat des produits de fission à durée de vie plus courte ainsi qu'un dégagement d'énergie.

Au début des années 90, la capacité des MSR à incinérer le plutonium en provenance des stocks militaires était déjà établie. Ces réacteurs ont la flexibilité d'utiliser n'importe quel combustible fissile, sans modification particulière, et ne requièrent qu'une préparation mineure du combustible, supportent la dilution isotopique et la dénaturation. En mélangeant le combustible avec un élément fertile (le thorium) dans les proportions adéquates, un taux de conversion en U 233, de 90% et plus, est réalisable.

Pour l'incinération des actinides, l'utilisation d'un combustible sous forme liquide présente un certain nombre d'avantages :

- Les déchets en provenance des réacteurs à eau légère contiennent des isotopes d'actinides qui peuvent varier d'un lot à l'autre. Ceci contraint un opérateur à mélanger plusieurs lots de déchets à recycler s'il veut incinérer les actinides à partir de barres solides. À l'inverse, les déchets dissous dans des sels fondus peuvent être ajoutés à un rythme contrôlé et se mélangent spontanément dans le combustible.



La fabrication des barres de combustibles solides contenant des actinides à incinérer est complexe, due à leur radioactivité importante et la grande quantité de chaleur que dégage leur désintégration. L'américium, en particulier, est volatil à haute température et génère beaucoup d'hélium dans les assemblages de combustibles avec le temps, problèmes qui ne se manifestent pas dans les sels de fluorures puisque les actinides y sont particulièrement stables.

- La quantité de matières fissiles qui se trouvent dans le cœur des réacteurs LFTR-MSR est inférieure à ceux des autres systèmes. Ceci grâce au fait qu'il n'est pas nécessaire d'extraire périodiquement du combustible irradié du cœur, pour le laisser refroidir avant de l'expédier au retraitement; à l'ajout ou au retrait en continu de matériel fissile pour l'ajustement de la réactivité; et à l'extraction du cœur, toujours en continu, des produits de fission à grande section efficace comme le xénon. Dans les réacteurs à combustible solide, il doit y avoir un excès de matière fissile simplement pour compenser les effets de la combustion de l'uranium et l'accumulation de sous-produits de fission entre les rechargements des barres. Minimiser les actinides revient à minimiser les coûts et les risques liés à l'incinération de ces produits.

Ces quinze dernières années ont vu un accroissement considérable d'études et d'expériences dans le domaine de la transmutation des déchets. La technologie des sels fondus a donné naissance à de nombreux concepts dérivés des LFTR-MSR. Parmi eux, on peut citer:

- Le projet MOST (Molten Salt reactor Technology), une réactivation par Euratom du projet MSR original de 1976.

En employant des méthodes récentes, entre 2002 et 2004, le projet MOST a confirmé la capacité de ces réacteurs à générer de l'U 233 à partir du thorium et a identifié les défis techniques restant à résoudre, comme ceux liés à la stabilité neutronique dans le cœur ou le perfectionnement du processus de retraitement.

- Le développement de MOST a amené à des raffinements du concept TMSR (Thorium Molten Salt Reactor). L'analyse a montré que la version sans barre de graphite modératrice, permettant des neutrons rapides, était la plus prometteuse et possédait la configuration la plus simple.
- Le concept MOSART (Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter), travail de l'institut Kurchatov en Russie, est un réacteur à spectre rapide et un incinérateur pur d'actinides. Il en détruit une quantité maximale par unité d'énergie générée.
- Un groupe de travail technique créé en 1998 et dirigé par le professeur Carlo Rubbia, dans lequel 10 pays européens sont représentés, avec comme objectif la construction d'un ADS expérimental motivé par l'incinération des déchets. Ce groupe est également impliqué dans le programme MEGAPIE.

Cette liste n'est pas exhaustive; si le grand public n'est pas informé de ces recherches pour des raisons liées à la complexité et à la technicité des sujets, la communauté scientifique (et nombre d'États) ont pris la décision d'investiguer l'ensemble de ces technologies. C'est une démarche logique, qui doit aboutir à une sécurisation de notre environnement. Ne pas les explorer serait clairement préjudiciable à l'avenir de l'humanité.

## La réduction des risques de prolifération nucléaire

### LE PROBLÈME

La prolifération nucléaire est la propagation de la possession des armes atomiques, de la technologie nucléaire nécessaire à les acquérir ainsi que des matériaux nucléaires pouvant servir à fabriquer ces armes, comme l'uranium ou le plutonium. Ce problème est reconnu de longue date par les politiciens, même si les objectifs de contrôle et les moyens mis en œuvre pour limiter la prolifération varient.

L'objectif principal des organisations de contrôle antiprolifération est de diminuer la probabilité d'une frappe nucléaire, voire l'éradication de toutes les armes atomiques, par le biais de la limitation à l'accès aux matières premières, à la technologie et aux armes.

Pour compliquer les choses, les États ne sont pas les seuls visés par ces mesures : elles doivent aussi pouvoir s'appliquer efficacement aux groupes dits « sous-nationaux », que ce soient des franges politiques officielles ou des groupes terroristes.

L'outil principal de contrôle est le traité de non-prolifération nucléaire, le TNP, que 189 pays ont signé depuis sa création le

1<sup>er</sup> juillet 1968, dont les cinq nations nucléaires officielles. Si ce traité est une base légale indispensable à une coopération internationale en la matière, les critiques ne manquent pas à son égard, en créant, par exemple, deux groupes de pays, l'un étant « autorisé » officiellement à détenir la puissance de feu nucléaire, et l'autre pas. De plus, il est très probable que les pays de l'OTAN, en cas de guerre mondiale, suspendraient le traité.

Les pays membres du TNP n'ont pas tous la même approche concrète des mesures à prendre pour atteindre leurs objectifs. Les États-Unis préfèrent prévenir l'acquisition d'armes et de technologies atomiques par les états voyous, alors que d'autres pays mettent l'accent sur la réduction générale des stocks d'armes nucléaires et éventuellement le recyclage du plutonium. Ces approches sont dépendantes de la définition que l'on donne au terme « état voyou » ainsi qu'aux relations existantes entre les pays signataires du TNP. On a vu, par exemple, une coopération USA-Russie visant à diminuer le stock de plutonium prendre fin suite à l'invasion de la Géorgie par la Russie. Même si cela n'a pas été le seul motif de renvoi, les États-Unis avaient là trouvé un moyen d'exprimer leur désaccord.

Avec la technologie actuelle, il y a un lien quasiment inextricable entre le programme nucléaire civil et militaire. La majorité des pays qui représentent aujourd'hui un risque en matière de prolifération ont débuté par un programme nucléaire civil, avec l'assistance d'un pays détenteur de l'arme atomique.

En tout état de cause, le TNP suppose l'existence de contrôles: cette mission a été confiée à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). L'AIEA surveille l'application du TNP et d'un nombre considérable d'accords, de

conventions, de traités, de codes de conduite et de directives additionnelles. L'AIEA se base notamment sur une comptabilité précise des matières nucléaires dans le but de dissuader et, le cas échéant, de déceler les éventuels détournements à des fins non pacifiques, ainsi que sur des renseignements descriptifs des installations nucléaires, qui peuvent faire l'objet de visites des inspecteurs de l'agence. Les méthodes pratiques de surveillance incluent l'analyse destructive et non destructive des éléments de combustible (comptage de neutrons, spectroscopie gamma, mesure de radiations), surveillance des installations par caméras, utilisation de scellés, vérification des données, analyse environnementale.

Les stratégies plus larges en vue de réduire le risque de prolifération se basent sur :

- Une application stricte et volontaire de l'article VI du TNP, invitant les états possédant l'arme atomique à négocier de bonne foi un désarmement nucléaire. À ce jour, les progrès peuvent être qualifiés de « timides » et les pays concernés font état d'un manque évident d'enthousiasme.
- La stabilisation des régions à risque par la recherche de solutions aux conflits actuels et potentiels. Il est très probable que n'importe quel gouvernement d'un pays du Moyen-Orient saisirait la possibilité d'acquérir l'arme atomique si la possibilité lui en était donnée.
- Le renforcement de l'application des traités actuels, et notamment la ratification du traité d'interdiction générale des essais nucléaires (Comprehensive Test Ban Treaty, CTBT) qui, pour être applicable, doit être ratifié par 44 pays au moins. À ce jour, seulement 35 pays sont signataires.

- La création de zones libres d'armes nucléaires (Nuclear-Weapon-Free Zones, NWFZ). Il en existe actuellement cinq, mais le concept rencontre quelques difficultés à s'étendre. L'idée est intéressante notamment parce qu'elle promeut la coopération régionale en la matière, améliore la transparence et l'efficacité des mesures de contrôle, donne plus d'importance à ces régions lors de négociations et montre un exemple positif.
- Un meilleur contrôle du transfert de technologie d'enrichissement de l'uranium, avec pour objectif d'établir un nombre très restreint d'usines d'enrichissement. Ceci aurait aussi comme avantage de faire baisser les coûts de cette opération.

On constate que la plupart de ces mesures antiprolifération se basent sur le respect des traités internationaux, la coopération, la transparence, le contrôle des stocks, les informations et le contrôle des exportations et des importations. Les procédures peuvent être contraignantes mais reposent avant tout sur la bonne foi des participants. On se rappelle les problèmes qu'ont connus les inspecteurs de l'AIEA en Corée du Nord ainsi qu'en Iran, dont le libre accès aux installations et aux informations n'avait pas été garanti.

Donc, à l'exception peut-être des dispositions visant à éviter la multiplication des installations d'enrichissement de l'uranium, il n'existe pas de procédés véritablement techniques permettant de limiter la prolifération nucléaire.

C'est là qu'interviennent les centrales au thorium.

L'utilisation du thorium comme combustible permet de réduire considérablement les risques d'un usage militaire ou terroriste, selon des modalités que nous verrons plus loin. Il

est cependant clair que cela ne rend pas le TNP et l'AIEA caducs ; ces caractéristiques viennent efficacement renforcer les mesures déjà prises et celles envisagées, tout en facilitant le travail des inspecteurs.

## LES CARACTÉRISTIQUES ANTIPROLIFÉRATION DES CENTRALES AU THORIUM

Il est utile de rappeler ici que la principale raison de l'adoption du cycle uranium au lieu du cycle thorium, à la fin des années 60 et au début des années 70, était son incapacité à produire une matière fissile utilisable pour la fabrication d'une bombe atomique. L'utilisation du thorium dans un réacteur nucléaire civil ne produit pour ainsi dire pas de plutonium.

Pour démarrer un réacteur au thorium (du type sans accélérateur de protons), on utilise une petite quantité de matière fissile, comme de l'uranium 235 ou du plutonium 239. Comme le nucléaire civil n'utilise pas l'U 235 à 100%, il n'est possible d'obtenir, au mieux, qu'un mélange de 20% d'U 235 et de 80% d'U 238 (non fissile). Ce « démarreur » ne peut pas en lui-même être utilisé à des fins militaires sans passer par un processus complexe d'enrichissement. De plus, la production de plutonium de qualité militaire requiert l'irradiation par des neutrons d'uranium 238 pour créer du plutonium 239 en quantité suffisante pour en permettre l'extraction par des moyens chimiques. Mais une exposition excessive aux neutrons va soit fissionner le Pu 239, soit le transmuter en Pu 240 ou Pu 242 non fissiles. C'est donc un exercice délicat.

Dans les réacteurs à sels fondus, aucun dommage aux éléments mécaniques du combustible n'est possible, puisque celui-ci est liquide. Les risques de base liés à la fabrication du combustible, à son transport et à son retraitement sont

- La création de zones libres d'armes nucléaires (Nuclear-Weapon-Free Zones, NWFZ). Il en existe actuellement cinq, mais le concept rencontre quelques difficultés à s'étendre. L'idée est intéressante notamment parce qu'elle promeut la coopération régionale en la matière, améliore la transparence et l'efficacité des mesures de contrôle, donne plus d'importance à ces régions lors de négociations et montre un exemple positif.
- Un meilleur contrôle du transfert de technologie d'enrichissement de l'uranium, avec pour objectif d'établir un nombre très restreint d'usines d'enrichissement. Ceci aurait aussi comme avantage de faire baisser les coûts de cette opération.

On constate que la plupart de ces mesures antiprolifération se basent sur le respect des traités internationaux, la coopération, la transparence, le contrôle des stocks, les informations sur les centrales existantes et le contrôle des exportations et importations. Les procédures peuvent être contraignantes mais reposent avant tout sur la bonne foi des participants. On se rappelle les problèmes qu'ont connus les inspecteurs de l'AIEA en Corée du Nord ainsi qu'en Iran, dont le libre accès aux installations et aux informations n'avait pas été garanti.

Donc, à l'exception peut-être des dispositions visant à éviter la multiplication des installations d'enrichissement de l'uranium, il n'existe pas de procédés véritablement techniques permettant de limiter la prolifération nucléaire.

C'est là qu'interviennent les centrales au thorium.

L'utilisation du thorium comme combustible permet de réduire considérablement les risques d'un usage militaire ou terroriste, selon des modalités que nous verrons plus loin. Il

est cependant clair que cela ne rend pas le TNP et l'AIEA caducs ; ces caractéristiques viennent efficacement renforcer les mesures déjà prises et celles envisagées, tout en facilitant le travail des inspecteurs.

## LES CARACTÉRISTIQUES ANTIPROLIFÉRATION DES CENTRALES AU THORIUM

Il est utile de rappeler ici que la principale raison de l'adoption du cycle uranium au lieu du cycle thorium, à la fin des années 60 et au début des années 70, était son incapacité à produire une matière fissile utilisable pour la fabrication d'une bombe atomique. L'utilisation du thorium dans un réacteur nucléaire civil ne produit pour ainsi dire pas de plutonium.

Pour démarrer un réacteur au thorium (du type sans accélérateur de protons), on utilise une petite quantité de matière fissile, comme de l'uranium 235 ou du plutonium 239. Comme le nucléaire civil n'utilise pas l'U 235 à 100%, il n'est possible d'obtenir, au mieux, qu'un mélange de 20% d'U 235 et de 80% d'U 238 (non fissile). Ce « démarreur » ne peut pas en lui-même être utilisé à des fins militaires sans passer par un processus complexe d'enrichissement. De plus, la production de plutonium de qualité militaire requiert l'irradiation par des neutrons d'uranium 238 pour créer du plutonium 239 en quantité suffisante pour en permettre l'extraction par des moyens chimiques. Mais une exposition excessive aux neutrons va soit fissionner le Pu 239, soit le transmuter en Pu 240 ou Pu 242 non fissiles. C'est donc un exercice délicat.

Dans les réacteurs à sels fondus, aucun dommage aux éléments mécaniques du combustible n'est possible, puisque celui-ci est liquide. Les risques de base liés à la fabrication du combustible, à son transport et à son retraitement sont

quasiment éliminés: c'est du thorium, produit fertile et non fissile, qui est transporté et dissous dans les sels. Quant au retraitement, il est réalisé soit en fin de cycle (20 - 30 ans au lieu des changements de barres d'uranium tous les 18 mois dans un réacteur de génération II), soit intégré dans le cycle habituel de fonctionnement (cycle fermé). L'absence de dommages physiques au combustible, combiné à la possibilité de retraitement en continu signifie que des taux de combustion proches de 100% sont possibles. De plus, le fait de travailler avec un combustible liquide et homogène implique qu'il n'existe pas de sous-élément présentant un profil de combustion différent des autres, et qui pourrait être exploité pour produire des produits fissiles clandestinement. L'uranium 233 peut être aisément extrait des sels fondus par fluorisation, ne laissant pas de quantité exploitable de matière fissile dans les déchets de fin de cycle. Il est plus difficile d'extraire le plutonium, présent en quantité minime dans les déchets finaux, et sa diversité isotopique le rend inutilisable à des fins militaires.

Une autre approche consiste à dénaturer le combustible en ajoutant un élément non fissile qu'il est difficile d'isoler par la suite. En l'occurrence, il s'agit d'ajouter de l'uranium 238, non fissile, à l'uranium 233 présent dans les sels fondus. Cette dilution isotopique complique beaucoup la récupération clandestine de matière fissile. Elle présente cependant le désavantage d'augmenter la proportion de plutonium dans les déchets de fin de cycle, même si celle-ci reste largement inférieure aux niveaux que l'on trouve dans les réacteurs à eau légère (de génération II).

La dénaturation se passe aussi de manière spontanée, déjà évoquée pour le plutonium qui serait utilisé au démarrage

(mélange isotopique), et aussi pour l'uranium 233 qui, sous l'action des neutrons, se transforme partiellement en U 234 et U 236, non fissiles, et qui présentent une section efficace d'absorption beaucoup plus importante que l'U 238, en en faisant ainsi des diluants isotopiques plus efficaces encore.

L'uranium 238 peut donc être utilisé en complément de dilution, sans impact notable sur le rendement du réacteur ou sur la production de déchets transuraniques (plutonium et actinides mineurs).

Le facteur antiprolifération le plus fort utilise une caractéristique propre à la transmutation du thorium 232 en uranium 233: une partie du thorium se change en uranium 232 au lieu de 233, par capture radiative (réaction  $(n, 2n)$ ). L'U 232 n'est pas fissile mais se désintègre suivant une chaîne qui comporte le thallium 208, de 3,1 minutes de demi-vie, et émettant un rayonnement gamma intense. Cette forte radioactivité empêche la manipulation du combustible et la séparation des sous-produits de fission sans installation très bien protégée et robotisée. La technologie nécessaire à ces opérations est actuellement hors de portée de la vaste majorité des pays et par extension des groupes subnationaux.

Si, par hypothèse, un groupe terroriste ou un gouvernement hostile venait à prendre le contrôle d'une centrale de type à sels fondus et réussissait à en extraire l'uranium 233 en vue d'en faire une arme atomique, les défis resteraient nombreux, voire insurmontables.

Premièrement, la procédure d'extraction par fluorisation de l'U 233 ne permet pas d'obtenir un isotope pur. Même si aucune mesure de dilution par de l'U 238 n'a été prise préalablement, l'extraction donne encore les isotopes 232,



234, 236, 237, 238 et 239 de l'uranium. Parmi ceux-ci, les isotopes 237 et 239 présentent, dans un premier temps, le danger le plus important pour les manipulateurs clandestins à cause de l'intensité de leur émission gamma. Dans un deuxième temps, le thallium 208 est synthétisé et prend le relais dans le domaine de l'émission de rayonnement gamma dur. Comme dit plus haut, ces obstacles rendent l'utilisation de l'U 233 à des fins militaires clandestines extrêmement difficile sans équipement adéquat et complexe, et quasiment impossible à construire sans s'exposer aux instances de surveillance internationales.

Les intenses radiations gamma du thallium nécessiteraient donc une importante épaisseur de béton, de l'ordre du mètre, pour réduire de 99% l'exposition gamma des personnes actives autour de la source. C'est faisable, mais particulièrement peu pratique, notamment pour le transport ou l'intégration d'une arme nucléaire dans un vecteur tel qu'un missile, raison pour laquelle, à l'exception d'un test aux États-Unis (Operation Teapot), aucun pays ne possède (officiellement) d'arme atomique basée sur l'uranium 233.

Finalement, il est très probable que le système de mise à feu, l'électronique embarquée et les explosifs conventionnels utilisés pour l'allumage subissent des dégâts dus aux radiations gamma tels que l'ensemble de ces dispositifs seraient rendus inopérants. Toujours pour la même raison, la détection d'une telle bombe serait aussi largement facilitée au cours de son transport entre son lieu de fabrication (qui, on le rappelle, doit être une usine de séparation isotopique particulièrement complexe) et son pas de tir.

L'utilisation du cycle thorium / uranium ne permet pas de concevoir un réacteur qui ne générerait pas d'U 232. Il est

toujours présent et est considéré comme un contaminant dans le cadre de l'exploitation normale de ce genre de centrale. On peut imaginer qu'un gouvernement cherche à se doter des moyens nécessaires à l'extraction du protactinium 233 du combustible au fur et à mesure de sa transmutation, pour ensuite le stocker, et le laisser se désintégrer en uranium 233 dans un environnement exempt de neutrons et donc sans création d'uranium 232 indésirable. Il faut cependant noter que pour les réacteurs de type MSR mono-fluide, aucune procédure d'extraction efficace et suffisamment rapide du Pa 233 n'est connue: ce n'est pas une opération triviale. Et même si une procédure d'extraction à rendement élevé venait à être mise au point dans le futur, cela pourrait être considéré comme un risque accru de prolifération seulement dans la mesure où le protactinium est rapidement extrait, au fur et à mesure de sa création, avec une efficacité proche de 100%. Cela implique l'accès à la totalité du flux de sels fondus et, pour un réacteur de 1000 MWe, le traitement de 43 tonnes de fluide par heure, avec l'espoir de récupérer l'équivalent de 6 grammes d'U 233 par heure sans arrêter le réacteur.

À lire les effets du thallium, on pourra objecter que ce qui est mauvais pour un gouvernement belliqueux ou un groupe terroriste l'est également pour tout opérateur de centrale et présente donc un risque général pour la population du pays dans lequel ce genre d'installation se trouve. La réponse tient en ceci: le cycle uranium des centrales actuelles nécessite d'abord davantage de combustible (en volume) et ensuite d'extraire une proportion de ce combustible tous les 18 mois pour des raisons de rendement, d'usure et simplement d'épuisement de l'uranium ou du plutonium. Ces extractions et ces stockages font partie des risques de prolifération. À l'opposé, les centrales aux sels fondus n'ont pas besoin d'extraire, de

stocker et de faire refroidir des éléments issus du cœur du réacteur. Elles peuvent fonctionner en circuit fermé, extraire les produits de fission indésirables au fur et à mesure et n'alimenter le circuit que par du thorium « frais ». Ce cycle peut durer trente ans ou plus, et pendant cette période il n'est pas nécessaire de se soucier du thallium 208 car 100% du combustible est fissionné, ne laissant qu'un volume d'uranium 233 correspondant à celui du cœur du réacteur. C'est ce volume final qui devra être retraité en fin de vie, dans des installations préférentiellement internationales. Par ailleurs, dans un premier temps, la radioactivité de la masse restante décroît avant d'augmenter suite à la transmutation d'une fraction de l'uranium 233 en thallium 208.

Au sujet du volume des déchets, il est utile de rappeler ici qu'à quantité d'énergie produite égale, un MSR-LFTR produit 35 fois moins de déchets qu'un réacteur à eau légère, et que 83% de ces déchets sont stables (non radioactifs) dix ans plus tard, et que le reste, soit 17%, requiert un stockage de l'ordre de 300 à 500 ans pour devenir moins radioactif que du minerai d'uranium extrait du sol.

Les Accelerator-Driven Systems s'appuient, quant à eux, sur le même principe de production de thallium 208 pour décourager toute tentative de détournement du combustible à des fins non pacifiques.

En tout état de cause, tout obstacle technique à la prolifération est le bienvenu et vient soutenir l'ensemble des mesures que la communauté internationale s'est imposé à elle-même pour rendre la tâche plus complexe à tout groupe ou gouvernement qui envisagerait l'acquisition de l'arme nucléaire. Les traités et les contrôles ont une grande valeur dans ce processus, mais dans toute la mesure du possible, ce sont des barrières

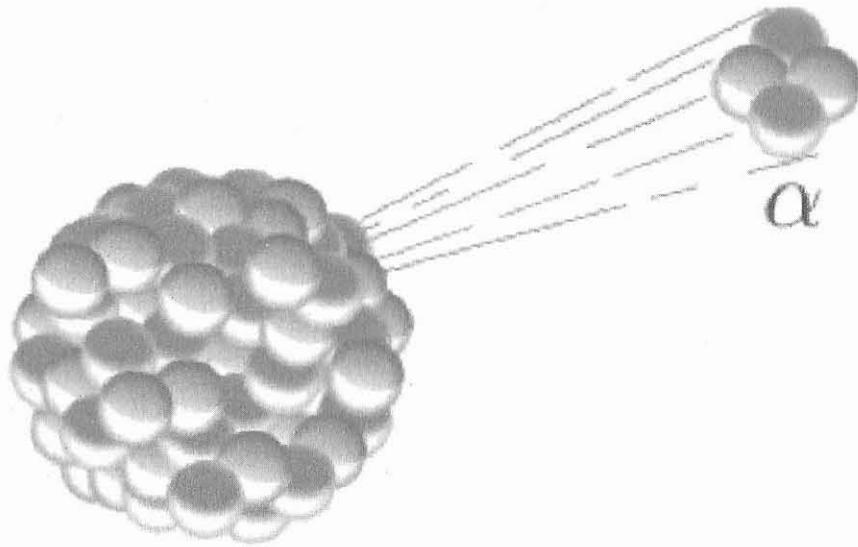
techniques qu'il faut dresser. Les centrales au thorium répondent précisément à ce critère et, si le risque zéro n'existe bien sûr pas, le cycle du thorium permet un vrai pas en avant dans la sécurisation de cette source d'énergie.

## La radioactivité

La force qui lie les neutrons et les protons dans le noyau est très intense. Mais au fur et à mesure que l'on s'intéresse à des noyaux plus lourds (au-delà du nickel), on constate que cette force perd en intensité jusqu'à rendre ces noyaux instables : dans ces conditions, ils peuvent, spontanément, se décharger d'un trop-plein d'énergie en expulsant l'une des trois choses suivantes : une particule alpha, une particule bêta, et/ou un rayon gamma. La radioactivité est donc la manifestation d'une modification au cœur d'un atome. Les termes « alpha, bêta et gamma » sont historiques et dénotent la différence de comportement des trois types de radioactivité exposés à un champ électromagnétique.

**Les particules alpha :** il s'agit d'un composite de deux protons et de deux neutrons. En fait, elle est identique au noyau de l'atome d'hélium. Cette particule, émise spontanément par les noyaux lourds, possède une énergie cinétique relativement élevée pour une particule, qui est comprise entre 3 et 7 MeV. Comme elle interagit fortement avec la matière, elle ne voyage que de très courtes distances dans l'air (quelques centimètres) ou est arrêtée par une simple feuille de papier. Elle ne traverse donc pas la première couche de l'épiderme

et ne représente dans la pratique pas de danger aussi longtemps que la source alpha n'est pas inhalée ou ingérée. Dans ce cas, cette particule étant fortement ionisante, son potentiel de dégât sur l'ADN est très important.

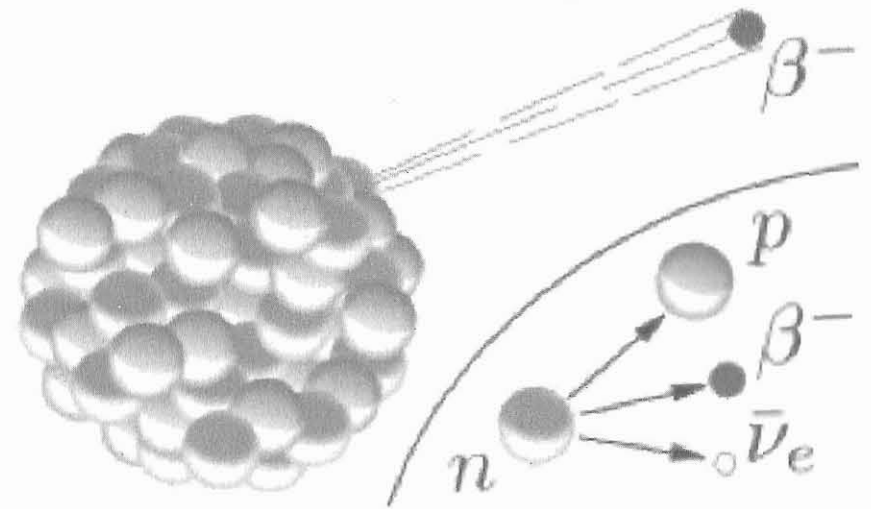


En effet, lorsqu'elle est émise, elle a une capacité importante à éjecter des électrons des orbites d'autres atomes, qui deviennent ionisés, c'est-à-dire électriquement chargés. Sa masse relativement importante et sa faible vitesse ne lui permettent pas de se déplacer très loin et elle perd son énergie très rapidement en interagissant fréquemment avec les atomes sur son passage. Et, conséquence de sa masse, un effet de recul du noyau parent a aussi un potentiel ionisant sur les atomes voisins.

Les éléments qui émettent des particules alpha sont de nombre atomique supérieur à 200, comme l'uranium, le thorium, le radon, le polonium et le bismuth.

Les matières émettrices de particules alpha trouvent plusieurs applications dans la vie quotidienne, par exemple certains détecteurs incendies, radiothérapie dans les cas de cancer, ou source d'énergie pour les pacemakers.

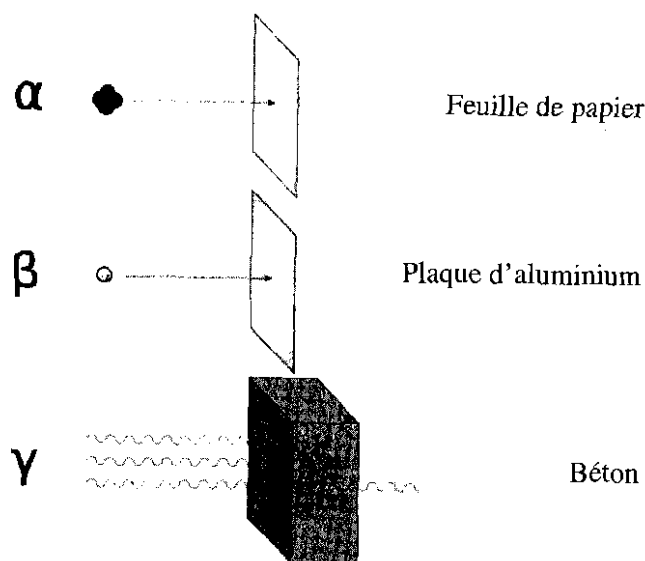
Les **particules bêta** sont des électrons émis par le noyau. Une émission bêta est accompagnée par l'émission d'un anti-neutrino, particule n'interagissant pratiquement pas avec la matière.



Plus légers et plus rapides, les particules bêta interagissent également fortement avec la matière, se déplacent à des vitesses plus élevées que les particules alpha et présentent une capacité de pénétration de la matière plus importante, d'où une capacité accrue d'infliger des dommages aux tissus vivants. Une particule bêta traversera le papier, mais sera arrêtée par une fine plaque d'aluminium de quelques millimètres. Comme pour les particules alpha, c'est l'ingestion de matière émettrice de particules bêta qui pose les plus sérieux risques de santé. Il faut noter que l'émission d'un anti-

électron, aussi positron, est également un processus appelé désintégration bêta.

**La radioactivité gamma** est un rayonnement électromagnétique (photons). Il se distingue des rayons X seulement par le fait qu'il émane du noyau d'un atome. Les rayons gamma sont souvent plus énergétiques que les rayons X et possèdent une capacité de pénétration nettement supérieure aux autres formes de radioactivité. Là où les particules alpha et bêta, lors d'une exposition externe, occasionneront éventuellement des brûlures au niveau de la peau, le rayonnement gamma a la capacité de générer des dégâts aux cellules plus profondément dans les tissus, de manière plus diffuse, et d'augmenter ainsi les risques de cancer. Le risque maximal de dommage biologique existe lorsque l'énergie du rayonnement gamma se situe entre 3 et 10 MeV («fenêtre de rayonnement gamma»). En effet, aux énergies supérieures, le corps devient transparent à ces rayonnements.



Pénétration des trois types de radioactivité.

Une masse importante de matière est nécessaire pour se protéger des rayonnements gamma, et varie en fonction de leur énergie. On mesure la capacité d'un matériau à diminuer l'intensité du rayonnement gamma à l'épaisseur nécessaire à réduire ce rayonnement de 50%. Par exemple, 1 cm de plomb ou 6 cm de béton seront nécessaires pour atteindre cette valeur. On utilise également de l'uranium appauvri comme protection contre ces rayonnements.

## MESURES

Quelles sont les unités de mesure de la radioactivité ? On distingue quatre situations :

- L'activité de la source. Elle est mesurée, dans le Système international (SI), en becquerel (Bq). Un becquerel se définit comme une désintégration par seconde, et il est nécessaire d'indiquer à quelle masse cela se rapporte (gramme, kilo, etc.). Par exemple, le corps humain (environ 70 kg) a une activité de 8000 becquerel, ou désintégrations par seconde.
- La dose absorbée, en gray. Elle est définie comme une quantité d'énergie déposée dans ou absorbée par kg de tissu biologique. Un gray vaut 1 joule d'énergie par kg de tissus.
- La dose équivalente, mesurée en sievert, est obtenue à partir de la dose absorbée (en gray), pondérée par un facteur relatif au type de radiation ionisante. Les effets biologiques d'un gray sous forme d'électrons ne sont pas identiques aux effets d'un gray sous forme de particules alpha. C'est pourquoi on attribue aux photons et aux électrons un

coefficient de 1, aux protons de 5 et aux neutrons et particules alpha un coefficient pouvant aller jusqu'à 20. C'est la mesure utilisée dans le cadre de la radioprotection.

- La dose efficace. Son unité de mesure est le sievert. Cette unité se base également sur le gray, en y appliquant deux facteurs correctifs pour mesurer l'effet biologique effectif sur un tissu biologique précis. Les facteurs correctifs sont d'une part liés au type de radiation (alpha, bêta ou gamma, voir « dose équivalente ») et d'autre part à la sensibilité aux rayonnements d'organe exposé (foie, cerveau, etc.).

Le roentgen concerne le rayonnement gamma et mesure une capacité d'ionisation. Cette unité ne s'applique pas aux radiations alpha et bêta, ni ne mesure l'effet biologique des radiations.

### LA DOSE EFFICACE

La dose efficace mesure l'effet sur les tissus biologiques d'une radiation ionisante.

Parmi les facteurs utilisés pour le calcul de la dose efficace, les particules alpha, plus ionisantes et capables de davantage de dégâts à l'ADN en cas d'ingestion (on se rappelle qu'elles sont très peu pénétrantes), possèdent un facteur 20, alors que les rayonnements bêta et gamma ont tous deux un facteur 1.

Quant aux différents organes du corps humain, qui possèdent des sensibilités différentes aux rayonnements, on applique les coefficients suivants: estomac, poumons, moelle osseuse: 0,12, gonades: 0,08, foie, thyroïde: 0,04, peau, cerveau: 0,01.

### LA RADIOACTIVITÉ DE FOND

Il existe une radioactivité de fond, constante, et qui est émise par une variété de sources autant naturelles qu'artificielles.

Les sources naturelles se trouvent dans le sol (potassium, carbone, uranium, thorium), les rochers, l'eau, l'air et la végétation. Le corps humain est également sa propre source de radiation, puisqu'il contient des éléments essentiels pour son fonctionnement et qui possèdent des isotopes radioactifs, comme le potassium 40. Chaque être humain en possède en moyenne 30 milligrammes, qui génèrent environ 4000 désintégrations par seconde (particules bêta). Une autre source naturelle est le radon, produit de la désintégration de l'uranium, ainsi que les rayons cosmiques en provenance de l'espace. Les sources artificielles, quant à elles, sont d'origine médicale, résidus des tests et accidents nucléaires, émissions dus au fonctionnement de centrales à charbon et centrales nucléaires.

Les sources naturelles et artificielles représentent chacune environ 50% de l'exposition.

Exposition typique aux États-Unis:

Source	Dose moyenne absorbée, en microsieverts par an
Rayonnement cosmique	310 $\mu$ Sv / an
Croûte terrestre	190 $\mu$ Sv / an
Radon	2290 $\mu$ Sv / an
Interne (corps humain)	160 $\mu$ Sv / an
Artificiel: médical (un médecin radiologue reçoit ~3000 $\mu$ Sv / an)	500 $\mu$ Sv / an



Produits courants de consommation	130 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Autres : voyages, retombées radioactives, etc.	120 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Moyenne annuelle	3700 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Dose moyenne pour un ouvrier dans une centrale nucléaire	2400 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Niveau moyen de radiation de fond à Ramsar, Iran, sans effet apparent sur la santé	250'000 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Équipage du vol New-York – Tokyo, route polaire	9000 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Dose unique, taux de mortalité de 50%	5'000'000 $\mu\text{Sv}$
Tabac (pour les fumeurs, ajouter ~2800 $\mu\text{Sv} / \text{an}$ )	

Doses reçues d'activités et de sources diverses :

Activité	Dose typique
Rayons X dentaires	100 $\mu\text{Sv} / \text{séance}$
Rayons X des poumons	80 $\mu\text{Sv} / \text{séance}$
Eau potable	50 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Centrale thermique au charbon	1,65 $\mu\text{Sv} / \text{an}$
Habitant au voisinage d'une centrale nucléaire	1 $\mu\text{Sv} / \text{an}$

Source: Princeton University – Environmental health & safety

## EFFETS BIOLOGIQUES

Dans l'appréciation des effets des radiations sur l'être humain, on fait une distinction entre le rayonnement de fond et les doses de radioactivité reçues « en bloc » (irradiation aiguë), en une exposition.

L'être humain s'accommode d'un certain niveau de radioactivité ambiante. Elle peut être relativement élevée dans

certaines régions du monde (sud du Kerala en Inde, Ramsar en Iran, Guarapari au Brésil, Yangjiang en Chine) sans que l'on constate statistiquement des problèmes de santé accrus ou une espérance de vie plus courte dans ces zones exposées. On pense qu'il existe un effet de seuil en deçà duquel les mécanismes naturels de défense du corps se manifestent et les systèmes de réparations de l'ADN sont efficaces : c'est la radio-adaptation.

Au Kerala, une étude commandée par le gouvernement indien, portant sur 100'000 personnes habitant dans des zones à radioactivité élevée a montré une fréquence de cancers et de maladies génétiques identiques aux zones à radioactivité proche de la moyenne mondiale.

Une autre étude effectuée à Chennai, ville de la province du Kerala, en Inde, dans laquelle le niveau ambiant de radioactivité naturelle atteint 30'000 microsieverts par an, soit plus de 8 fois la dose annuelle moyenne dans le reste du monde, a montré que contrairement à ce que l'on pensait, les radiations avaient un effet sur les mécanismes de l'évolution, en l'accéléralant, sans générer davantage de maladies. Cette étude, encore unique, portant sur l'ADN mitochondrial, demande bien entendu à être confirmée, mais elle modifie l'a priori qui consistait à penser que les rayonnements radioactifs avaient pour effet de « casser » la molécule d'ADN, sans que celle-ci ait la possibilité, en dessous d'une certaine dose, de se réparer efficacement.

Deux autres études (Mortazavi *et al.*, 2001, Ghiassi-Nejad *et al.*, 2002), réalisées à Ramsar en Iran, où la dose de radioactivité naturelle annuelle moyenne reçue est de 250'000 microsieverts (70 fois la normale, et 5 fois la mesure autour de la centrale de Tchernobyl!), on constate chez les habitants

de cette région une adaptation de leurs cellules à ce niveau de radiations.

L'exposition des travailleurs dans le secteur nucléaire est limitée à un maximum de 100'000 microsievverts sur une période de cinq ans, soit 20'000 microsievverts par an, avec un pic admissible de 50'000 microsievverts sur une année. Dans la pratique, ces personnes absorbent une dose de 2400 microsievverts par an.

Les doses massives, reçues par les tissus en peu de temps, posent d'autres problèmes. Ce sont les irradiations causées par une arme nucléaire, un accident dans une centrale ou toute autre exposition accidentelle à une source radioactive, par exemple en médecine. De nombreuses expositions extrêmes ont été causées par des sources radioactives médicales (cobalt 60, par exemple) volées ou perdues.

Ces doses sont mesurées en gray, et non plus en sievert par an, car l'exposition touche le corps entier et est en général le résultat d'une exposition aux rayonnements bêta ou gamma. On considère qu'une dose de 5 gray est mortelle dans les semaines qui suivent.

## EXPOSITION / INHALATION

Il y a une différence importante en termes de risques sanitaires entre l'exposition radiologique externe ou interne. Les particules alpha, par exemple, présentent peu de risques lors d'un contact externe (peau), mais peuvent être dangereuses en cas d'inhalation ou d'ingestion. On les retrouve au niveau des poumons, des nodes lymphatiques qui y sont associées ainsi qu'au niveau du cœur. Il faut une dose d'origine bêta notablement plus élevée pour un risque sanitaire équivalent,

la particule étant 20 fois moins ionisante que la particule alpha.

En tout état de cause, c'est un problème de quantité d'exposition. Il est difficile de fixer une limite absolue pour les êtres vivants. On se penchera plutôt sur les modifications observées de l'activité des cellules, communément divisé en trois groupes :

- Le système correctif de l'ADN de la cellule a fonctionné, le dommage est réparé.
- Mort de la cellule.
- Développement incontrôlable de la cellule.

Les différents effets dépendent non seulement de la dose, du genre de radiation et du caractère aléatoire de l'interaction du rayonnement avec les cellules, mais aussi de facteurs propres à la personne qui a absorbé le rayonnement, comme son patrimoine génétique, sa santé, son poids, etc.

Les études *in vivo* concernant l'adaptation du corps à des niveaux de radioactivité ambiante élevée semblent donc confirmer qu'un effet de seuil existe bien. Les conséquences sanitaires théoriques de ces doses de radioactivité reposent sur une extrapolation linéaire sans effet de seuil des effets cancérogènes observés à fortes doses. La Health Physics Society rappelait, en 1996, dans un article intitulé « Radiation Risk in Perspective », que « les effets radiogéniques (principalement le cancer) n'ont été observés chez l'homme qu'au-dessus de 100'000 microsievverts délivrés avec un fort débit de dose ». Si l'effet de seuil n'existait pas, il devrait y avoir 20% de cancers supplémentaires à Ramsar, par rapport à une région avec un niveau de radioactivité correspondant à la moyenne mondiale. Or ce n'est pas le cas.

Dans un groupe de 8600 «liquidateurs» de Tchernobyl qui avait reçu une dose moyenne de 50'000 microsievverts, on a constaté un taux de cancer 12% inférieur à celui de la moyenne de la population russe; à Taïwan, dans les années 80, des constructions édifiées avec de l'acier contaminé au cobalt 60 ont irradié 10'000 personnes jusqu'à 15'000 microsievverts par an pendant vingt ans. Statistiquement, on aurait dû constater 230 cancers mortels, plus 70 dus à l'irradiation. Or il n'y en a eu que 7.

Sans autres informations précises, et pour simplifier, les scientifiques étaient partis du principe que les effets des rayonnements à haute dose sur le corps humain pouvaient être extrapolés linéairement pour les petites doses, et qu'il n'y avait en conséquence pas d'effet de seuil. C'est le modèle décrit sous le nom de «linéaire sans seuil». Et même si elles ne sont pas déterminantes, les anecdotes ci-dessus, qui n'ont pas valeur d'études tout en étant bien documentées, illustrent la possibilité que toute radioactivité n'est pas forcément nocive, et pourrait même, dans certains cas, participer à un renforcement de l'immunité. De plus, les rapports du Comité scientifique des Nations Unies sur les effets des radiations atomiques dans le cadre de l'accident de Tchernobyl démontrent suffisamment clairement que le modèle «linéaire sans seuil» ne représente pas la réalité.

Oui, les radiations sont dangereuses pour l'être humain. Mais une approche empirique tend à montrer que ce n'est pas à n'importe quel niveau, et que les expositions faibles n'ont pas les mêmes conséquences que des expositions plus fortes. Les réactions émotives, puisant leurs sources dans le manque de connaissances, dans les peurs de l'inconnu et l'impalpable, prennent naturellement le dessus et contribuent

à la «radlophobie» ambiante, à tel point que même le CERN se désigne parfois comme le «Laboratoire européen pour la physique des particules», évitant soigneusement le mot «nucléaire». Sans ignorer ou diminuer les dangers de la radioactivité, il est nécessaire, face aux expériences, de prendre un peu de recul et de voir les problèmes qui y sont liés plus sereinement. Il serait en tous les cas utile d'investiguer davantage ces phénomènes.

## Conclusion

Est-ce que la filière thorium vaut la peine d'être poursuivie, en espérant voir des centrales considérablement plus sûres prendre le relais au fur et à mesure de la mise au rancart de celles de la génération II? Le monde scientifique a accumulé beaucoup d'expériences et une quantité considérable de données sur tous les aspects de l'approche thorium. Au vu des promesses exceptionnelles offertes par cette technologie, il semble difficile d'imaginer ne pas achever le travail. Ce serait irresponsable vis-à-vis des générations futures. Mais c'est un projet planétaire : un des objectifs est précisément de permettre aux pays qui ne peuvent actuellement pas se le permettre de bénéficier d'une source d'énergie nucléaire fiable, sans les problèmes et les soucis qui aujourd'hui y sont associés. Une collaboration internationale est donc indispensable pour développer cette filière, et on ne peut qu'engager tous les gouvernements concernés à œuvrer dans ce sens.

Le potentiel constructif des centrales au thorium concerne les futurs grands problèmes de la planète, comme la disponibilité de l'eau potable grâce aux usines de désalinisation. À l'évidence, cela concerne également la réduction de

production de CO<sub>2</sub>, aspect qui n'a pas besoin de commentaires supplémentaires.

Bien sûr, l'énergie nucléaire n'est pas la seule réponse. Elle doit être développée parallèlement aux autres technologies, avec une focalisation particulière sur la sécurité, l'impact sur l'environnement et les générations de demain. Car, à moins d'une révolution technique de grande envergure, les énergies alternatives sous leur forme actuelle n'ont pas la capacité à répondre à la demande future, même si l'accent est mis sur la réduction de la consommation. Les centrales au thorium auraient le rôle, à l'instar de l'hydroélectrique, d'assurer le ruban énergétique de base. Si l'on veut que les énergies renouvelables puissent couvrir la plus grande partie possible de la demande électrique, ce ruban est indispensable. Constatant les limitations de l'hydroélectrique (quasi-saturation, environnement, contraintes géographiques), l'unique alternative ne produisant pas de CO<sub>2</sub> est le nucléaire.

Quant au déploiement de cette source d'énergie dans les endroits moins favorisés de la planète, en besoin d'eau potable par exemple, il est possible d'envisager la construction de centrales au thorium de puissance réduite, plus petites et moins chères. Un de leurs avantages est leur capacité à être construites à des tailles et des puissances diverses, correspondant aux besoins de l'endroit et répondant à des normes de sécurité satisfaisant la communauté internationale.

Une des caractéristiques à définir plus précisément est le coût du kWh produit, comparé aux autres types de centrales. On peut avancer qu'un avenir serein et un air pur valent bien quelques centimes supplémentaires par kWh, mais l'économie, les entreprises, les politiques et les particuliers ne le voient pas forcément de cette manière. Une étude a été menée en 2002

au Lawrence Livermore National Laboratory, aux Etats-Unis, pour préciser ces chiffres, en se basant sur les expériences accumulées à Oak Ridge sur les réacteurs à sels fondus, et en les comparant aux coûts des centrales à charbon, d'une part, et à ceux des centrales nucléaires à eau pressurisée de génération II d'autre part. Le résultat, en dollar constant, est de 3,8 cents/kWh pour le réacteur à sels fondus, 4,1 cents/kWh pour la centrale nucléaire à eau pressurisée et 4,2 cents/kWh pour la centrale à charbon. Si ces chiffres sont proches, l'avantage est toutefois aux centrales nucléaires au thorium. Ces estimations tiennent compte du stockage des déchets non incinérables ainsi que du démontage des centrales.

Le coût de fonctionnement d'une centrale actuelle à l'uranium d'une puissance de 1 GW est de l'ordre de 50 millions de dollars par an. Sans être excessivement optimiste, on peut estimer le coût de fonctionnement d'une centrale à sels fondus au thorium à une fraction de ce montant, grâce au fait que les sels circulent en permanence, que le retraitement se fait en cours de fonctionnement et que l'on n'a pas besoin de changer des barres de combustibles tous les 18 mois. En fait, cela peut même constituer un obstacle économique au développement de ce type de centrale : une partie non négligeable des revenus des grands groupes fabricants de centrales provient de la fourniture régulière de barres de combustibles, ce qui n'incite pas au développement de solutions meilleur marché.

Un dernier point mérite d'être abordé : peut-on utiliser du thorium dans les centrales nucléaires existantes et, si oui, dans quels types de centrales et après quelles modifications ? La réponse, bien entendu, est affirmative. Suivant les variantes choisies (combustible solide), il est tout à fait

possible d'utiliser le thorium dans des centrales existantes comme, par exemple, le modèle russe VVER-1000, ou les réacteurs canadiens CANDU, et ceci avec des modifications mineures. Mieux encore, tous les réacteurs conçus pour fonctionner avec du MOX (Mixed Oxydes – mélange d'uranium et de plutonium) peuvent recevoir du thorium. Ces systèmes ne permettent cependant pas de bénéficier de tous les avantages que peut offrir une centrale conçue pour tourner sur ce combustible, mais c'est un premier pas.

Il est non seulement normal mais souhaitable qu'il y ait un débat avant de décider quelle technologie privilégier pour assurer l'alimentation en énergie pour le futur. Bien entendu, un processus de sélection qui se veut impartial suppose que certaines conditions soient remplies. Deux conditions paraissent à la fois élémentaires et préalables à un choix, quel qu'il soit.

La première est la **connaissance** : il faut que les agents décideurs disposent d'informations, scientifiques et techniques, objectives pour fonder leur choix.

Cela implique beaucoup de transparence. Les enjeux économiques sont énormes. Il faut donc prendre garde aux pressions exercées par les lobbies industriels, dont certains n'hésitent pas à mettre en avant des arguments fallacieux pour remporter des marchés, utilisant des technologies parfois obsolètes.

La deuxième est le **raisonnement, libéré d'émotivité** : les décideurs doivent veiller à étudier objectivement les différentes options qui s'offrent pour le futur. Pour ce faire, il faut se débarrasser d'émotions infondées qui viennent aveugler, tromper, ou pire, faire un jeu tactique de partis politiques.

Il est également nécessaire d'être spécialement critique car l'enjeu économique est colossal. Les consortiums actuellement implantés dans la construction de centrales nucléaires « traditionnelles » ne sont pas particulièrement enclins à modifier leur production, et parfois pas même prêts à investir dans la recherche et le développement de nouvelles technologies.

Les générations à venir nous jugeront sur les décisions que nous aurons prises : autant sur le fond que sur la forme.



# Table des matières

<b>1 – INTRODUCTION.....</b>	<b>9</b>
Généralités.....	9
<b>2 – HISTORIQUE.....</b>	<b>17</b>
<b>3 – L'ÉLÉMENT THORIUM .....</b>	<b>27</b>
<b>4 – PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT</b>	
<b>DES RÉACTEURS AU THORIUM .....</b>	<b>35</b>
La physique nucléaire pour tous.....	35
Le noyau atomique .....	35
Modifications du noyau .....	37
Section efficace.....	39
Fragments de fission.....	40
Notions de criticité.....	42
Génération IV .....	43
Principe général de fonctionnement des réacteurs au thorium .....	45
<b>5 – LA TECHNIQUE – LES SYSTÈMES PILOTÉS PAR</b>	
<b>ACCÉLÉRATEURS (ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEMS – ADS) .....</b>	<b>49</b>
La spallation, source extérieure de neutrons .....	51
MEGAPIE (MEGAWatt Pilot Experiment) .....	56

Sécurité des ADS.....	59
Déchets issus du fonctionnement du réacteur.....	61
<b>6 – LA TECHNIQUE – LES RÉACTEURS À SELS FONDUS :</b>	
<b>L'EXEMPLE DU LFTR.....</b>	<b>65</b>
Principe de fonctionnement des LFTR.....	65
Caractéristiques de sécurité des LFTR.....	71
Retraitement en continu du combustible.....	76
Production des déchets.....	78
<b>7 – ACTUALITÉ ET DÉVELOPPEMENT DES PROJETS.....</b>	<b>85</b>
Le GIF – Generation IV International Forum.....	85
Chine.....	87
Inde.....	88
Japon.....	90
Europe.....	91
Canada.....	92
Russie – USA.....	92
<b>8 – L'INCINÉRATION DES DÉCHETS : L'ATOUT MAÎTRE</b>	
<b>DES CENTRALES AU THORIUM.....</b>	<b>95</b>
Utilisation de l'Accelerator-Driven System (ADS) comme incinérateur.....	98
Les capacités des MSR-LFTR dans l'incinération des déchets.....	100
<b>9 – LA RÉDUCTION DES RISQUES DE PROLIFÉRATION</b>	
<b>NUCLÉAIRE.....</b>	<b>105</b>
Le problème.....	105
Les caractéristiques antiprolifération des centrales au thorium.....	109
<b>10 – LA RADIOACTIVITÉ.....</b>	<b>117</b>
Mesures.....	121

La dose efficace.....	122
La radioactivité de fond.....	123
Effets biologiques.....	124
Exposition / inhalation.....	126
<b>11 – CONCLUSION.....</b>	<b>131</b>