TABLE DES MATIERES DES FICHES GAENA

Présentation du GAENA — Fiche 0

Energie et besoin énergétique

Evolution du besoin énergétique dans le monde	Fiche 2
France : quel besoin électrique pour demain ?	Fiche 4
L'effet de serre	Fiches 14A et 14
Comparaison des différents modes de production d'électricité	Fiches 23A et 23
Qu'est-ce que l'énergie ?	Fiches 52A et 52
L'équilibre du réseau électrique	Fiches 57A et 57
Comment est calculé le prix de l'électricité nucléaire	Fiche 60

Réacteurs nucléaires de production et d'étude

EPR	Fiches 13A et 13
Les réacteurs nucléaires naturels d'Oklo	Fiche 15
ITER : le chemin vers les réacteurs nucléaires de fusion	Fiche 16
Génération IV	Fiches 22 A et 22
Le réacteur Jules Horowitz (RJH)	Fiche 34

Energies alternatives

Stockage de l'énergie électrique	Fiches 26A et 26
Energie solaire photovoltaïque	Fiches 28A et 28
L'énergie éolienne	Fiches 31A et 31
L'hydrogène	Fiches 36A et 36
Energie solaire thermique et thermodynamique	Fiches 37A et 37
Qu'est-ce que la biomasse ?	Fiches 40A et 40
L'énergie marine	Fiches 44A et 44
L'énergie géothermique	Fiche 54
Les gaz et pétrole de schiste	Fiche 56

Eléments radioactifs et combustibles nucléaires

Le radon	Fiches 10A et 10
Le cycle du combustible nucléaire	Fiche 19
Le plutonium	Fiche 21
Le polonium 210	Fiche 29
Le radium	Fiche 38
L'uranium	Fiche 51

Gestion des déchets et assainissement

Les déchets radioactifs	Fiches 3A et 3
Le traitement pour recyclage du combustible nucléaire usé	Fiches 7A et 7
Le transport des matières radioactives	Fiches 8A et 8
Le démantèlement des installations nucléaires	Fiches 30A et 30

Sureté et sécurité

Prise en compte du risque sismique dans les installations nucléaire	Fiches 9A et 9
Principe de précaution	Fiche 11
Sûreté et la sécurité nucléaire	Fiches 20A et 20
Le contrôle des activités nucléaires	Fiche 25
Sécurité nucléaire : de la non communication à la transparence	Fiche 33
Organisation des entreprises prestataires pour la maintenance du parc nucléaire	Fiche 39

Accidents nucléaires

L'accident de Tchernobyl : ses conséquences en France	Fiches 5A et 5
La gestion de crise dans le domaine du nucléaire	Fiche 18
L'accident de Three Mile Island (TMI-2)	Fiches 45A et 45
L'accident de Tchernobyl	Fiche 46
L'accident de Fukushima	Fiches 47A et 47
Le nucléaire après Fukushima	Fiche 48
Fukushima, 3 ans après	Fiche 49
Qu'avons nous appris en France des accidents nucléaires dans le monde ?	Fiche 50
Fukushima, 7 ans après	Fiche 58

Environnement nucléaires et médecine

Environnement radioactif naturel et artificiel	Fiche 1
Les faibles doses	Fiches 12A et 12
Exposition médicale aux rayonnements ionisants	Fiche 24
La contamination radioactive interne	Fiche 41
L'épidémiologie et son application aux rayonnements ionisants	Fiches 42A et 42
La surveillance de l'environnement	Fiches 59A et 59

Autres applications liées à l'énergie nucléaires

Munitions à uranium appauvri	Fiches 6A et 6
Simulation et dissuasion nucléaire	Fiches 17A et 17
La conservation des aliments par ionisation	Fiches 27A et 27
Dessalement et réacteurs nucléaires	Fiches 32A et 32
Le captage et le stockage du CO2	Fiches 35A et 35
La propulsion nucléaire	Fiches 43A et 43
La réhabilitation thermique dans le bâtiment en France	Fiche 53
Utilisation des rayonnements ionisants dans l'industrie et la recherche	Fiches 55A et 55

PRÉSENTATION DU GAÉNA ET DE SON ACTION

LA NAISSANCE DU GASN

Au cours de l'Assemblée Générale de mars 1999, beaucoup d'adhérents de l'ARCEA (Association des Retraités du groupe CEA), choqués par la désinformation sur le nucléaire, demandent à ce que l'Association réagisse et souhaitent que soit mise en place une commission dont les membres mettront leurs compétences et leurs expériences en commun pour apporter des informations aussi complètes et objectives que possible sur tous les sujets d'actualité concernant le nucléaire et plus largement l'énergie et l'environnement.

L'appellation GASN « Groupe Argumentaire Sur le Nucléaire » est adoptée en novembre 1999.

Ce groupe est chargé de rédiger des fiches argumentaires claires, concises et rigoureuses pouvant être consultées par des personnes n'ayant pas nécessairement une formation scientifique : le langage doit donc être compréhensible par tous.

LA MUTATION DU GASN EN GAÉNA

La prise de conscience depuis les années 90 de l'effet des émissions anthropiques de gaz à effet de serre sur le climat, ainsi que la catastrophe de Fukushima en mars 2011, ont notablement modifié le paysage énergétique.
Une politique de développement de sources d'énergies renouvelables a été promue au niveau européen, mais les sources intermittentes (éolien et solaire) appliquées à l'électricité posent des problèmes non surmontés de stabilité des réseaux électriques tant que le stockage de l'électricité n'a pas de solution économique à grande échelle.

Dans la mouvance du CEA dont l'acronyme signifie désormais « Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives », le groupe a étendu le domaine de son expertise et couvre désormais les « Énergies Nucléaire et Alternatives » en devenant le GAÉNA, **G**roupe **A**rgumentaire sur les **E**nergie **N**ucléaire et **A**lternatives.
(NB : alternatives – sous-entendu : bas carbone).

OBJECTIFS

- participer au débat sur le nucléaire et les énergies de demain
- contribuer à rétablir des vérités mises à mal et développer une idée à laquelle les scientifiques sont attachés : le nucléaire est une énergie récente, peu productive de CO_2, économique, et inscrite dans la logique du développement durable
- mettre une documentation rigoureuse et argumentée à la disposition d'un large public, et en particulier des élus et décideurs

MÉTHODE UTILISÉE

Les membres du GAENA se réunissent plusieurs fois par an pour :

- valider la rédaction des documents en cours et assurer leur diffusion
- programmer des nouveaux sujets d'étude en désignant un « pilote »
- définir le type de support de communication (information brève, fiche d'actualité, fiche argumentaire ou article signé par un auteur)

Ils veillent à diffuser des informations rigoureusement exactes afin de ne pas ajouter de fausses notes à la cacophonie ambiante.

La première rédaction d'une fiche est faite, soit dans les groupes locaux suivant les compétences particulières de leurs membres, soit par les membres désignés du GAÉNA. Des approbations successives (locale, comité de lecture, GAÉNA) assurent de la qualité du contenu, de sa pertinence et de son adaptation au public et sa capacité à être facilement compris par les lecteurs.

DOCUMENTS PRODUITS

La documentation produite et mise à la disposition par le GAÉNA prend la forme de fiches : fiches argumentaires, fiches de présentation, fiches d'actualité, fiches de synthèse, ou prend la forme d'articles.

- Les fiches argumentaires sont rédigées sur tous les thèmes concernant les énergies bas carbone, l'énergie nucléaire et ses différentes applications, les énergies alternatives, la production électrique bas carbone et l'environnement. Elles ont pour but d'éclairer le lecteur sur des technologies souvent complexes et notamment de rectifier auprès du public les inexactitudes diffusées par les médias. Elles se veulent claires et concises pour être consultées par des personnes n'ayant pas nécessairement une formation scientifique. Elles sont le fruit d'un travail d'équipe et ne sont pas signées
- les fiches de présentation accompagnent souvent les fiches argumentaires sont souvent accompagnées de fiches de présentation simples et pédagogiques en une ou deux pages pouvant donner au lecteur l'envie d'en savoir plus
- les fiches d'actualité portent sur des sujets ponctuels mis en lumière par l'actualité
- les fiches de synthèse présentent les avantages-inconvénients des différentes énergies en une feuille recto-verso
- les articles sont signés par leurs auteurs et portent soit sur des informations de base qu'il est nécessaire de connaître, soit sur des faits particuliers
- les brèves (ou « flash d'actualité ») sont sélectionnées suivant les critères d'objectivité mentionnés ci-dessus

L'ensemble de cette documentation est mise à jour périodiquement

DIFFUSION PUBLICATION

Toute cette documentation ainsi que les conférences organisées par le GAÉNA sont disponibles sur le site Internet du GAÉNA http://www.energethique.com

Les fiches argumentaires ainsi que les fiches de présentation font également l'objet de la publication d'un document sous forme papier pour être mis à la disposition de toutes les autorités pouvant être concernées (institutionnels, élus locaux, décideurs, entreprises, sociétés savantes, associations…). C'est l'objet de ce présent document

L'ensemble des fiches argumentaires est publié sur format papier, dont une version est mise à jour périodiquement. Cette version « papier » est à la disposition de toutes les autorités pouvant être concernée (institutionnels, élus locaux, décideurs, entreprises, sociétés savantes, associations…).

Des versions téléchargeables sont disponibles sur notre site internet http://www.energethique.com qui présente l'ensemble des fiches argumentaires et de présentation ainsi que toutes les publications connexes : fiches d'actualité, articles, flash d'actualité, fiches de synthèse, présentations en conférence.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 1 Ind. 5 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

ENVIRONNEMENT RADIOACTIF NATUREL ET ARTIIFICIEL

PRÉAMBULE

Nous vivons en permanence dans un bain de rayonnements d'éléments radioactifs naturels. Ceux-ci proviennent du soleil, de la galaxie et de la croûte terrestre et entraînent naturellement une "exposition externe".

L'organisme absorbe naturellement par les aliments habituels et la respiration des éléments radioactifs qui restent plus ou moins longtemps dans le corps et constituent une "exposition interne".
Mais, en plus de cette radioactivité naturelle, nous sommes exposés à des rayonnements d'origine artificielle qui sont du même type et ont les mêmes effets que les rayonnements naturels (utilisations médicales, rejets industriels, retombées d'essais militaires,...).
Cette radioactivité est mesurée à l'aide d'unités dont il faut connaître la signification.
Quel est le bilan de cette radio exposition pour chacun de nous ?

1. QU'EST–CE QUE LA RADIOACTIVITÉ ?

Dans la nature, rien n'est figé, il existe une recherche permanente d'équilibre. Ainsi, la radioactivité est la propriété des matières de tendre vers la stabilité et l'équilibre : les atomes instables ont tendance à aller vers la stabilité en modifiant la structure de leur noyau qui entraîne l'éjection de particules et l'émission de rayonnements. C'est la **désintégration**. Les éléments instables sont appelés isotopes radioactifs ou radioéléments (lorsqu'ils résultent d'une réaction nucléaire provoquée).

Le retour à la stabilité s'effectue régulièrement, plus ou moins rapidement selon le noyau concerné.
De nos jours, la plupart des atomes stables proviennent de la désintégration d'atomes qui ont été radioactifs au cours des précédents millénaires. Le monde est actuellement naturellement beaucoup moins radioactif que lors de l'apparition de l'homme.

2. BÉCQUEREL, GRAY, SIEVERT,... EST–CE VRAIMENT SI COMPLIQUÉ ?

Tous les éléments radioactifs n'émettent pas les mêmes rayonnements et surtout pas au même rythme, car la proportion d'atomes qui se désintègrent spontanément dans un laps de temps donné est spécifique à chacun.

2.1. RADIOACTIVITÉ

On appelle "radioactivité" d'un échantillon donné de matière le nombre d'atomes radioactifs qui se désintègrent chaque seconde. Cette activité s'exprime en becquerel (Bq) : une activité de 1 becquerel correspond à 1 désintégration par seconde, ce qui est une unité extrêmement petite.
Pour quantifier les matières radioactives, ceci conduit à utiliser des nombres comportant beaucoup de zéros peu commodes à utiliser et difficiles à percevoir.
Par exemple, un gramme de radium a une activité de 37 milliards de becquerels. Si l'on comptait 100 grammes de viande, en nombre d'atomes, cela ferait 1 suivi de 25 zéros (10 puissance 25).

Les ordres de grandeur de l'activité de différents corps de notre environnement sont :

- béton 500 Bq / kg
- granit 1000 Bq / kg
- eau de mer 10 Bq / kg
- pommes de terre 150 Bq / kg
- lait 80 Bq / kg.

2.2. EXPOSITION

Un organisme vivant exposé à un rayonnement peut être endommagé à la suite de la détérioration d'atomes et de molécules constituant les cellules. Des conséquences pour la santé peuvent s'ensuivre si la capacité de l'organisme à reconstituer les cellules atteintes est insuffisante. C'est identique à ce qui se passe lorsque l'organisme est attaqué par des virus ou des microbes.

Les effets des rayonnements ionisants dépendent bien sûr de la radioactivité de la source incriminée mais, surtout, de la dose reçue. Autrement dit, si le kilogramme (kg) de plomb n'est pas plus lourd que le kilogramme de plumes, il peut faire nettement plus mal.

Pour situer les trois unités de mesure utilisées, on peut les comparer à un enfant jetant des objets sur un camarade :

- le nombre d'objets envoyés par seconde serait le nombre de rayonnements émis par une source radioactive, c'est à dire l'activité mesurée en becquerels (Bq)
- la somme des énergies des objets effectivement reçus serait la dose absorbée, mesurée en grays (Gy)
- les blessures laissées sur le corps du camarade sont différentes selon la nature des objets reçus et la partie du corps atteinte, elles constitueraient l'exposition aux rayonnements ionisants, exprimé en équivalent de dose, et dont l'unité est le sievert (Sv)

On voit donc qu'il est absurde de juger de la gravité d'un risque radioactif en s'appuyant uniquement sur le nombre de becquerels. Il faut tenir compte du débit de dose, de la distance à la source, des écrans éventuels, du type de rayonnement et de la nature de l'organe atteint.

3. LA RADIO EXPOSITION D'ORIGINE NATURELLE

3.1. L'EXPOSITION EXTERNE EST DUE :

- aux rayonnements cosmiques provenant des galaxies lointaines et du soleil ; leur intensité varie beaucoup avec l'altitude, elle double approximativement par tranche de 1 500 mètres ; elle est de l'ordre de 0,54 mSv par an au niveau de la mer. Au cours d'un vol Paris-New York, aller et retour, la dose reçue correspond à celle reçue pendant un mois et demi au niveau de la mer. L'exposition d'un homme dans la station MIR est 500 fois supérieure à celle reçue au niveau de la mer
- aux rayonnements telluriques émis par les radionucléides présents dans l'écorce terrestre. Elle dépend de la nature des sols et varie donc d'un endroit à l'autre. En France, elle est en moyenne un peu supérieure à la dose cosmique au niveau de la mer. Dans certains pays elle est 20 fois plus élevée (Minas Geraîs au Brésil, Kerala en Inde). Aucune des nombreuses enquêtes menées dans ces régions n'a mis en évidence un effet néfaste de cette exposition.

3.2. L'EXPOSITION INTERNE EST DUE :

- pour 80% à l'inhalation du radon, gaz lui-même radioactif, provenant de la désintégration de l'uranium contenu dans les matériaux de la croûte terrestre. En France, la concentration du radon dans les habitations est en moyenne de 60 Bq/m3 (becquerels par mètre cube) et entraîne une dose absorbée d'environ 1,3 mSv par an et par habitant. Elle est en moyenne 3 fois plus importante que la dose due à l'irradiation cosmique au niveau de la mer.
- pour 20 % aux radio-nucléides naturels présents dans tous les aliments, qui se retrouvent dans l'organisme et contribuent à l'exposition interne de l'homme. Certains se fixent sur un organe, d'autres ne séjournent que peu de temps.

3.3. L'EXPOSITION HUMAINE GLOBALE NATURELLE

Elle est la somme des expositions interne et externe. Dans le monde, elle est en moyenne de 2,4 mSv par an et par individu.

4. LA RADIO EXPOSITION D'ORIGINE ARTIFICIELLE

En plus des rayonnements ionisants naturels, l'homme peut être soumis à une exposition d'origine artificielle liée aux utilisations médicales, militaires et industrielles de l'énergie nucléaire. La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) créée en 1928, dans une recommandation de 1990, fixe à 1 mSv/an la limite d'exposition d'origine artificielle pour les personnes du public.

L'utilisation médicale est, en France, en moyenne la deuxième cause de radio-exposition après la radioactivité naturelle. Cette utilisation produit aussi quelques déchets dont la gestion est parfois difficile bien que l'on utilise surtout des produits à vie très courte.
Une radiographie pulmonaire délivre une dose de 0,6 mSv, soit le 1/4 de la dose naturelle reçue en un an.
Un scanner cérébral délivre une dose de l'ordre de 50 mSv, soit 20 fois la dose naturelle reçue en un an.
Un examen par scintigraphie peut entraîner une dose de 20 mSv.
Certaines tumeurs cancéreuses sont soignées par radiothérapie. La dose d'irradiation est alors très élevée mais dans un volume très limité. Près de la moitié des cancers guéris ont été soignés par cette méthode.

Suite aux 450 essais d'armes nucléaires effectués dans la haute atmosphère entre 1954 et 1962, les retombées des essais militaires ont entraîné une dose d'irradiation annuelle qui a atteint en 1964 un niveau de l'ordre de 7 % de la radioactivité naturelle. Elle est actuellement voisine de 1 % et représente 0,02 mSv/an.

L'industrie utilise de nombreux éléments radioactifs, le plus souvent sous forme de "sources" faciles à suivre tout au long de leur vie (radiographie de soudures, stérilisation, etc.). La dose d'irradiation qui en résulte concerne essentiellement les travailleurs qui les utilisent. En France, la limite règlementaire annuelle d'exposition des travailleurs est fixée à 20 mSv.

Parce que les centrales nucléaires représentent la plus importante utilisation de matériaux radioactifs, elles peuvent paraître inquiétantes. Pourtant leur contribution moyenne à la dose d'irradiation de la population locale n'est que de 1 % de la radioactivité naturelle. Bien construites et bien conduites, ce sont des installations sûres comme ce devrait être le cas de toutes les installations industrielles.
Ces centrales créent des produits de désintégration (déchets) et elles nécessitent la récupération du combustible nucléaire qui n'est recyclé que pour une petite part depuis l'abandon des surgénérateurs par le Gouvernement. Elles peuvent aussi être à l'origine d'un accident mais ce risque est très faible compte tenu des mesures prises, en constante amélioration.

L'accident de Tchernobyl (voir fiche GAENA N° 5 et fiche GAENA N° 46) était dû à des manquements à la sûreté dans la conception, à un manque de culture de sûreté du personnel, à la violation grave et répétée des règles de sûreté.
Un accident grave (avec fusion du cœur) survenu dans une centrale américaine (Three Miles Island) n'a pas eu de conséquences pour l'environnement grâce à une conception évoluée prenant en compte le risque d'un accident (voir fiche GAENA N° 45).
Néanmoins en mars 2011, il y a lieu de noter qu'un très important séisme de magnitude 8,9 s'est produit à 80 km à l'Est du Japon entraînant une vague de 14 m qui est à l'origine d'un grave accident sur la centrale nucléaire de Fukushima Dai-Ichi (voir fiche GAENA N° 47).

5. BILAN GLOBAL DE LA RADIO EXPOSITION

Le bilan global de la radio exposition annuelle moyenne d'un individu s'établit comme suit :

Exposition naturelle	**mSv**	**%**
radionucléides de l'organisme	0,23	6,6
rayonnements cosmiques	0,39	11,2
rayonnements telluriques	0,46	13,2
radon	1,30	37,2
total	**2,38**	**68,2**
Exposition artificielle		
applications médicales	1,10	31,5
rejets de l'industrie et retombées atmosphériques	0,02	0,30
total	**1,12**	**31,8**
Exposition globale	**3,50**	**100**

6. CONCLUSION

Le but de cette fiche, très sommaire, est de faire mieux comprendre ce qu'est la radioactivité et comment on la mesure.
Elle donne des ordres de grandeur qui permettent de mieux situer les informations que l'on peut avoir de part et d'autre, et de les relativiser.
Elle permettra aussi de mieux comprendre le contenu des autres fiches.

BIBLIOGRAPHIE

- Environnement - Energie - Santé : SFEN (juin 1997)
- Histoire d'atomes. A comme Atome : CEA (septembre 1998)
- Lumière d'atomes : hors série de Revue Générale Nucléaire (mai 1994)
- Le nucléaire civil en France : N° 23 de la revue du Syndicat National des Ingénieurs de l'Industrie et des Mines (septembre 1996)
- Pharmaciens et nucléaire - Informations pratiques (février 1999)
- Rapport sur l'irradiation médicale des patients (juillet 1999)
- Bilan global de la radio exposition selon l'UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations)
- L'atome en consultation - CEA (mai 1999)

TABLEAU DE CORRESPONDANCE des anciennes unités avec les nouvelles

1 Curie (Ci) = 37 milliards de Becquerels (Bq)

1 rad = 10 milligray (mGy)

1 rem = 10 millisievert (mSv)

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 2 Ind. 1 du 25 janvier 2013

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

ÉVOLUTION DU BESOIN ÉNERGÉTIQUE DANS LE MONDE

1. A-T-ON BESOIN D'ÉNERGIE ?

Energie vient du grec energeia qui signifie « force en action ». De tout temps, l'homme a eu besoin de l'énergie. Elle a été l'élément lui permettant de couvrir ses besoins, besoins vitaux dans un premier temps, puis besoins de confort pour les sociétés les plus avancées. Au début du 20ème siècle, la découverte de la relativité a mis en évidence une relation directe entre matière et énergie. L'univers n'étant pas un système statique, il échange de l'énergie en se transformant perpétuellement. Nous n'échappons pas à cette règle. Nous sommes de l'énergie et avons besoin d'énergie pour exister.

2. DE COMBIEN D'ÉNERGIE A-T-ON BESOIN ?

Les systèmes vivants ont besoin d'un minimum d'énergie pour vivre et se reproduire. Pour l'homme, il lui faut de plus alimenter sa capacité créatrice qui est très consommatrice d'énergie[1] et qui lui donne sa supériorité. Combien a-t-il fallu d'énergie pour passer de l'homme des cavernes à l'homme du 21ème siècle ?
De plus, la terre étant un système isolé, il est indispensable de penser le problème dans son ensemble et dès maintenant tenir compte de l'augmentation de la population qui atteindra 9 milliards d'individus dès 2050 dont 5 milliards qui voudraient consommer comme nous.
Quelles que soient les économies d'énergie que l'on peut imaginer, on voit que le besoin mondial ne peut qu'augmenter rapidement et devenir difficile à satisfaire à moyen terme sans la maîtrise de nouveaux concepts techniques et sociétaux.

3. DE QUELLE ÉNERGIE DISPOSE-T-ON ?

La terre dispose de deux sources : l'énergie externe qu'elle reçoit et l'énergie interne liée à son propre état.

Energie externe
L'énergie externe provient du rayonnement que reçoit la terre, essentiellement fourni par le soleil. L'énergie moyenne déposée est de 1450 W par m^2, dont une grande partie repart dans l'espace. La température sur terre serait de -18° C sans l'effet de serre qui maintient cette température moyenne à 15°C (voir fiche GAENA N° 14). Ce dépôt énergétique peut être récupéré soit directement sous forme de chaleur soit par capture d'électrons dans un matériau semi conducteur. **Energie solaire directe** (voir fiche GAENA N° 28).

Il met également en œuvre des processus qui, alliés à la rotation de la terre et à l'action de la lune, nous permettront de récupérer une certaine quantité de cette énergie :

Réchauffement de l'atmosphère avec création de vents	Energie éolienne (voir fiche GAENA N° 31)
Réchauffement de la mer avec les courants marins	Energie marine (voir fiche GAENA N° 44)
Phénomènes de marée (attraction lunaire)	Energie marée motrice (voir fiche GAENA N° 44)
Mise en œuvre du cycle climatique pluie neige…	Energie hydraulique
Photosynthèse	Energie biomasse (voir fiche GAENA N° 40)
	Energie fossile

Les énergies fossiles sont le résultat de la biomasse accumulée et transformée pendant des centaines de millions d'années.

[1] *Par abus de langage on utilise la notion de « consommation d'énergie » alors qu'en réalité c'est une notion d'échange, la transformation d'une énergie en une autre énergie*

Energie interne

La terre est un système qui dispose en son centre d'un noyau très chaud, la chaleur provenant de la désintégration de l'uranium et du thorium.
Ce noyau est entouré d'un manteau isolant qui nous protège, mais en contrepartie limite le flux de chaleur et donc l'énergie que nous pouvons récupérer ? **Energie géothermique**

Elle est également constituée d'un certain nombre d'éléments qui permettra, après transformation, de créer de l'énergie. Ce sont **les éléments radioactifs et l'hydrogène**

4. COMMENT METTRE EN ŒUVRE TOUTES CES ÉNERGIES ?

La première énergie utilisée par l'homme a été la biomasse. C'était le bois et la tourbe pour le chauffage et la cuisson des aliments. Puis l'énergie éolienne et l'énergie hydraulique ont été les principales sources énergétiques jusqu'au 18ème siècle. Ce fut l'époque des moulins (à eau et à vent) qui ont permis de nourrir les populations.

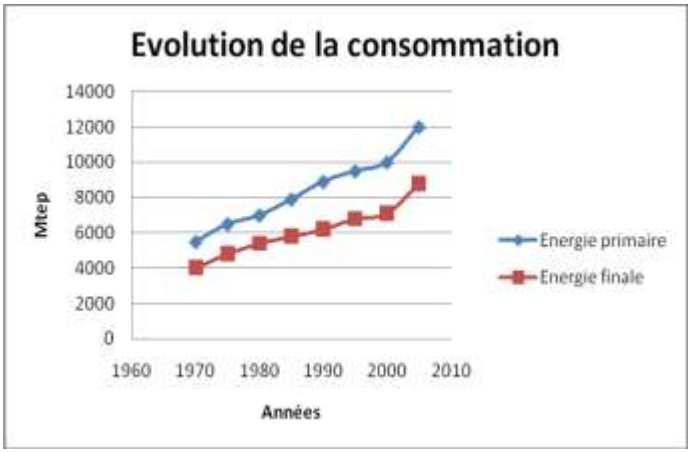
L'utilisation du charbon et le développement industriel ont sonné le déclin des énergies traditionnelles, biomasse, hydraulique et éolien. Enfin le pétrole, par son haut rendement et sa facilité d'utilisation, a donné à l'homme son autonomie et sa liberté de circulation.
La découverte de l'électricité, comme moyen de transport de l'énergie, a permis d'apporter cette énergie directement sur les lieux d'utilisation et de mettre en œuvre d'autres moyens production comme le nucléaire. Elle a également permis de réactiver les moyens abandonnés comme l'hydraulique et l'éolien.

Actuellement on dispose des énergies fossiles en utilisation directe (charbon, pétrole, gaz) et des gaz de schiste[2], des sources renouvelables (biomasse, géothermie, solaire thermique) et de pratiquement toutes les autres sources d'énergie pour produire de l'électricité. L'hydrogène, dans sa forme de production actuelle, est considéré comme un vecteur d'énergie[3].

5. QUELS SONT LES BESOINS ÉNERGÉTIQUES DANS LE MONDE ?

5.1. DÉFINITION DES DIFFERENTES ÉNERGIES

L'énergie primaire est celle qui est disponible dans la nature avant toute transformation (bois charbon, gaz, pétrole brut, vent, soleil, hydraulique géothermique). ***L'énergie finale*** est l'énergie délivrée aux consommateurs (électricité au compteur, essence, gaz, gasoil, fuel). Elle devient énergie utile après sa dernière conversion.



Graphique 1 : Evolution de la consommation d'énergie dans le monde (en Mtep)

[2] Les gaz de schiste, dont la prospection est actuellement interdite en France, pourraient, à l'avenir prendre une part importante dans le bilan énergétique français. Ils sont exploités depuis plusieurs dizaines d'années dans certains pays.

[3] L'hydrogène n'existe pas à l'état naturel. Il est toujours associé à d'autres éléments. Actuellement il est produit à 95 % à partir de combustibles fossiles avec une forte production de CO_2 (Gazéification du charbon, reformage du méthane). Les autres techniques décarbonées sont les cycles thermochimiques avec cogénération électricité-hydrogène et l'électrolyse de l'eau (électrolyse de la vapeur d'eau à haute pression). Ces techniques de production font que l'hydrogène est actuellement considéré plus comme un vecteur d'énergie. Mais les nouvelles techniques par photosynthèse (photo fermentation micro-algues + bactéries + lumière) en feront une source d'énergie à part entière. Malgré les difficultés, la recherche sur la photosynthèse artificielle laissent entrevoir une issue prometteuse. L'hydrogène est également un moyen de stocker l'électricité et ainsi de gérer l'intermittence des énergies renouvelables. Il est utilisé directement comme carburant dans les moteurs ou dans les piles à combustible pour refaire de l'électricité, avec un rendement global très faible.

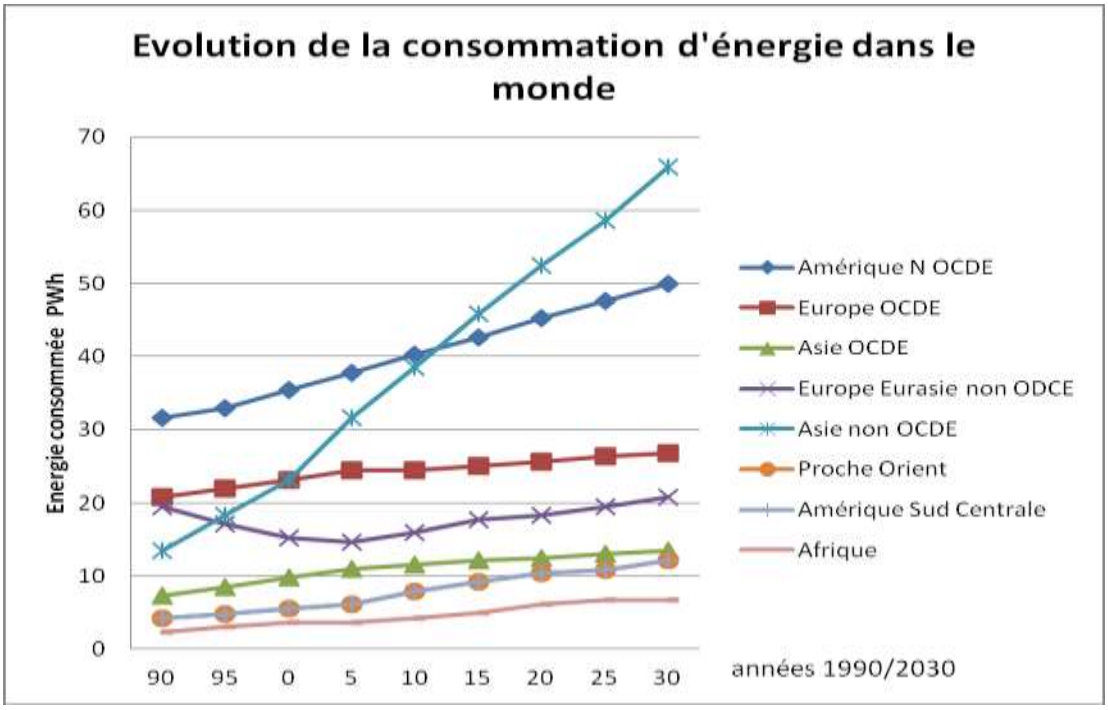
On introduit également la notion ***d'énergie secondaire*** lorsqu'il y a transformation d'une énergie en une autre énergie (charbon, pétrole, en électricité par exemple). Pour l'électricité provenant de sources non fossiles on utilise également la notion ***d'énergie électrique primaire.***

Le graphique 1 ci-avant montre l'évolution de la consommation mondiale en Mtep[4] des deux énergies primaires et finales sur les 40 dernières années. Les écarts grandissants entre les deux courbes viennent en grande partie de la transformation de plus en plus importante des énergies fossiles en électricité[5].

5.2. PROJECTION D'ÉVOLUTION SUR LES 20 PROCHAINES ANNÉES

Une période de 20 à 25 ans représente un pas de génération, ce qui correspond à une évolution sensible mais continue de la société et de son fonctionnement. Une extrapolation à plus long terme (50 ans) nécessite des projections sur l'avenir qui peuvent être remises en cause par l'apparition et la mise au point de nouvelles technologies.

Le graphique 2 ci-dessous montre une évolution probable de la consommation d'énergie dans le monde sur les 30 prochaines années. On note une forte progression des pays asiatiques due à une croissance économique accélérée des pays en développement et notamment de la Chine et de l'Inde.



Graphique 2 : Evolution de la consommation d'énergie dans le monde en PWh[6]

Les pays d'Amérique du nord maintiendront probablement leur rythme de croissance de consommation, tandis que les pays européens, à faible croissance démographique et sensibilisés par les économies d'énergie et l'écologie, resteront sur un rythme plus modéré.

Le tableau 1 donne quelques estimations de l'évolution de la consommation sur les 20 prochaines années.

Evolution	Pays asiatiques hors OCDE	Amérique du nord	Europe OCDE
% sur 20 ans	71	24	10
% par an	3,5	1,2	0,5

Tableau 1 : Evolution en % de la consommation sur 20 ans

[4] ***Mtep :*** *Mégatonne équivalent pétrole = million de tonnes équivalent pétrole. 1 Tep = 11 700 kWh.*

[5] *Le rapport entre énergie primaire et énergie finale est de 10 % pour le pétrole et le charbon, de 20 % pour le gaz naturel compte tenu de transport, et de 25 à 60 % pour la production de chaleur et la conversion en électricité.*

[6] ***PWh :*** *Pétawatt heure = 10^{12} kWh = million de million de kWh.*

La moitié environ de l'augmentation de la demande mondiale en 2030 sera imputable à la production d'électricité et le cinquième aux besoins des transports notamment sous forme de combustibles à base de pétrole.

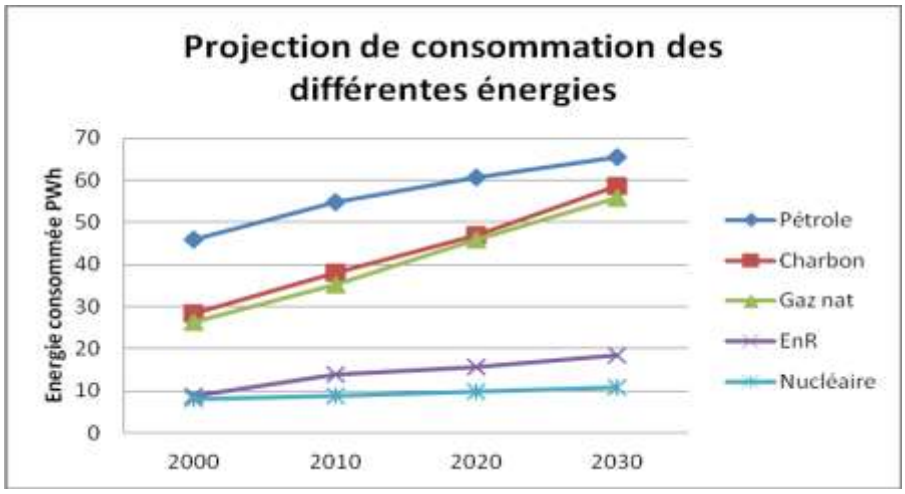
6. SUR QUELS CRITÈRES CHOISIR LES MOYENS ÉNERGÉTIQUES DU FUTUR ?

Le choix de la politique énergétique dépendra :

- des besoins vitaux des populations ce qui est fondamental pour les pays du tiers monde. Le doublement de la consommation énergétique semble réaliste et indispensable pour les pays en voie développement
- de paramètres techniques tels que :
  - le prix de l'énergie
  - la capacité de production
  - la production de gaz à effet de serre (GES), comme le CO_2, facteurs de réchauffement climatique
- et de paramètres plus subjectifs comme :
  - les risques majeurs
  - la protection des paysages et de l'environnement

La forte demande des pays en développement **conduira sans aucun doute à un fort renchérissement des énergies fossiles**. De 128 PWh d'énergies primaires consommées actuellement dans le monde, le besoin devrait atteindre 180 PWh soit une augmentation de 40 % en 20 ans.

Le graphique 3 ci-dessous donne les prévisions d'évolution de la consommation des différentes énergies entre 2010 et 2030.



Graphique 3 : Projection des consommations d'énergie par origine

7. QUELQUES RÉFLEXIONS SUR LES PROBLÈMES D'ÉNERGIE

Dans nos sociétés avancées, le problème de l'énergie semble pour beaucoup très simple, tourner le bouton électrique ou le robinet de gaz, faire le plein à la pompe… Pourtant l'accès à l'énergie soulève des problèmes scientifiques et techniques très complexes d'où les débats et les compromis difficiles que nous connaissons ; réchauffement global de la terre, déchets nucléaires, énergies alternatives, économie d'énergie…

Les problèmes vont aussi se présenter de façon très différente pour ceux qui ont déjà accès à l'énergie et ceux qui aspirent tout simplement au minimum vital, ce qui est le cas pour plus de la moitié de l'humanité.

7.1. COMBUSTIBLE FOSSILE ET CO_2

Il est à peu près admis que le 21ème siècle verra la fin du pétrole et du gaz. Quant au charbon, il subsistera encore de grandes quantités réparties de façon plus ou moins homogène sur la planète, auquel se rajoute maintenant les gaz de schistes. Se pose toutefois le problème du CO_2.

La teneur dans l'atmosphère vient de dépasser 365 ppmv (parties par million en volume) alors que, depuis 400 000 ans, il oscillait entre 180 ppmv pour les périodes glaciaires et un maximum de 280 ppmv pour les périodes chaudes.

Les scientifiques du GIEC[7] prévoient une augmentation de l'ordre de 3°C d'ici la fin du siècle et plus si l'on ne parvient pas à réduire très rapidement les émissions de CO_2. Un tel réchauffement, s'il ne peut que réjouir les vacanciers et amateurs de plage, va induire la fonte des glaces et le dégel du permafrost avec un fort dégagement de méthane[8], ainsi que la montée des eaux et la désertification de certaines régions qui vont entrainer des déplacements importants de populations.

Ces phénomènes vont se produire avec une rapidité peu compatible avec l'évolution des espèces et de la société humaine.

7.2. L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE DE FISSION

Le nucléaire, qui n'est pas producteur de CO_2, pourrait être une réponse à ce problème. Cette énergie ne représente, actuellement dans le monde, que 5 % de la production au niveau primaire. Il est très probable que cette énergie aura tendance à se développer pour satisfaire aux besoins, mais se pose alors le problème de l'approvisionnement des filières actuelles fortes consommatrices de matière.

Il sera donc nécessaire de passer à des technologies permettant un meilleur rendement, exploitant directement l'uranium naturel, intégrant le thorium comme combustible, ce qui assurera une source d'énergie pour des siècles, et consommant du plutonium qui se trouvera ainsi recyclé. C'est tout l'enjeu des recherches sur les réacteurs de 4ème génération[9] (voir fiche GAENA N° 22).

L'avenir du nucléaire repose également sur une meilleure intégration de la sécurité, ce qui devrait être satisfait avec ces nouvelles filières, ainsi qu'une plus grande adhésion des populations dans la mise en œuvre de cette sécurité.

7.3. L'ÉNERGIE GÉOTHERMIQUE

Il existe une grande quantité d'énergie stockée dans les roches sous forme de chaleur. Mais cette énergie et relativement diluée et donc difficilement exploitable. Les sources de chaleur produisant de la vapeur susceptible de produire de l'électricité sont rares. L'utilisation de cette énergie pour le chauffage se heurte à deux problèmes, soit la source de chaleur est performante mais en général éloignée de l'utilisation, soit elle est faible avec un mauvais rendement et une capacité d'épuisement rapide par diminution de la réserve d'eau. Cette énergie ne peut être qu'une énergie d'appoint.

7.4. L'ÉNERGIE HYDRAULIQUE

L'électricité d'origine hydraulique est sans aucun doute l'énergie la plus propre. Dans les pays les plus développés les capacités sont presque toutes exploitées et ailleurs les gisements sont souvent éloignés des régions peuplées nécessitant des infrastructures qui ne sont pas en adéquation avec le besoin. Après le barrage des Trois Gorges, la Chine prévoit de construire quatre autres barrages d'ici 2020. Cela représentera une puissance cumulée de 38 GW et 18 % de la production électrique actuelle de ce pays. Ce pose toutefois le problème du déplacement d'une population de plusieurs millions d'habitants, l'inondation de zones fertiles et le risque latent de rupture d'un barrage[10].

7.5. L'ÉNERGIE ÉOLIENNE

L'énergie éolienne est une énergie très irrégulière et un générateur ne fonctionne en moyenne que 20 % du temps. Le caractère intermittent et aléatoire du vent nécessite d'avoir une production complémentaire pour pallier les aléas du vent (turbines à gaz en général) et nécessite une gestion très complexe compte tenu du caractère très dilué de cette énergie. Les éoliennes marines ont un fonctionnement plus régulier mais les zones d'implantation sont limitées. Le développement de moyens de stockage de l'électricité, production d'hydrogène par exemple, apportera beaucoup d'intérêt à ce type d'énergie.

---

[7] *GIEC : Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat.*

[8] *Le méthane CH_4 est un gaz ayant un pouvoir réchauffant beaucoup plus important que le CO_2.*

[9] *L'arrêt définitif du nucléaire posera le problème de la gestion du Pu déchet à très longue durée de vie.*

[10] *Barrage des 3 Gorges. 40 milliard de m^3 d'eau, surface du réservoir 1084 km^2 inondation de 600 km^2 de terre agricole, engloutissement de 1300 sites historiques, plusieurs millions d'habitants sous le barrage.*

7.6. L'ÉNERGIE SOLAIRE

L'énergie solaire est une énergie réellement inépuisable et abondante[11] et cependant elle ne représente que 0,04 % de la consommation d'énergie. Ceci est dû à son caractère alterné (jour-nuit) et à son faible rendement dans les zones tempérées. L'utilisation la plus directe est le chauffage des habitations et de l'eau sanitaire. Le développement des panneaux solaires thermiques associés à une bonne conception de l'habitation permettrait un gain important sur le chauffage domestique et des économies de combustibles fossiles.

Il existe aussi des centrales solaires permettant de produire de l'électricité (Chauffage d'un fluide à plusieurs centaines de degrés pour produire de la vapeur) mais ce type d'installation n'est performant que dans les zones désertiques et très ensoleillées.

Enfin les capteurs photovoltaïques transforment directement la lumière en électricité. Bien que le rendement ne soit pas très élevé (inférieur à 15 %) c'est un moyen bien adapté aux zones très ensoleillées et qui peut apporter un minimum de confort aux populations isolées. Le principal obstacle au développement à court terme de ce système est son coût car il fait appel à de hautes technologies onéreuses, polluantes et énergivores. Il faut 5 ans de fonctionnement du capteur pour qu'il compense l'énergie qu'il a fallu consommer pour le fabriquer. Des recherches sont en cours pour augmenter le rendement et baisser le coût de fabrication (utilisation des nanotechnologies).

7.7. L'ÉNERGIE BIOMASSE

Actuellement la biomasse repose essentiellement sur l'utilisation du bois et la production de divers alcools et huiles agricoles issues de cultures vivrières (algocarburants). C'est une énergie renouvelable et sur le principe non productrice de CO_2 car le gaz dégagé est ensuite refixé par les nouvelles végétations. Mais le rendement de la photosynthèse est inférieur à 0,5 % ce qui impose que les surfaces en réserve (replantation et croissance de la forêt) soient suffisamment importantes ce qui n'est pas le cas puisque l'on constate actuellement, plutôt une déforestation.

La production des *agrocarburants* se fait bien souvent au détriment des cultures alimentaires traditionnelles et compte tenu des méthodes actuelles de production (mécanisation, engrais etc.) le rendement est quasiment nul. Les *biocarburants* reposent sur une culture spécifique n'entamant pas les ressources alimentaires. Mais le développement de cette production est encore faible. Le futur repose sur le développement des *algocarburants* obtenu par photo-fermentation d'algues elles-mêmes fortes consommatrices de CO_2.

Il est cependant intéressant de noter l'énergie biomasse représente actuellement 10 % de la production mondiale.

8. CONCLUSION

Cette analyse montre que dans les 20 prochaines années la consommation d'énergie continuera à croitre, très fortement dans les pays en voie de développement, beaucoup moins en Europe qui s'engage progressivement dans une politique d'économie d'énergie.
L'inventaire des différentes énergies actuellement à notre disposition montre les avantages et les limitations de chacune d'entre elles, à des prix abordables. Voilà le challenge de notre siècle.

9. SOURCES

OCDE : Organisation de Coopération et de Développement Economique
EIA : Energy Information Administration
AIE : Agence Internationale de l'Energie
SOeS : Service de l'Observatoire et des Statistiques
CEA : Commissariat Energie Atomique et aux énergies alternatives (Talents n° 131)
Articles : **« Comment je vois le monde »**
(LPS/CNRS/ENS, IPN/CNRS/Université de Paris-Sud, PMC/CNRS/Ecole Polytechnique)
Encyclopédie WIKIPEDIA

[11] *En 12 heures, l'énergie solaire arrivant sur terre est supérieure au total des énergies fossiles connues et prévisibles.*

GAENA
(ex GASN)

Fiche 3 A (Présentation) 28 septembre 2011

LES DÉCHETS RADIOACTIFS

Un des atouts majeurs de l'industrie nucléaire française a été d'accompagner, dès l'origine, son développement d'une gestion sûre des déchets radioactifs qu'elle produit.
L'accent a été mis sur la sûreté des méthodes et des techniques d'entreposage ou de stockage et de la chaîne d'opérations qui y mènent.
De nos jours, le degré d'acceptabilité par le public des méthodes et des installations nécessaires à long terme est au cœur du « débat public sur les déchets radioactifs » en voie de conclusion.

Quelques valeurs

Par rapport aux déchets industriels courants, la quantité de déchets radioactifs est très faible : 1 kg par an et par habitant dont 10 g de matières très radioactives et à longue vie contre 3 tonnes par an et par habitant de déchets industriels divers dont 70 kg sont toxiques et indestructibles.

Le faible volume de ces matières très radioactives et à longue vie permet d'envisager des solutions d'entreposage ou de stockage à long terme ciblées avec une gestion simple et réaliste.

La gestion des déchets

La gestion des déchets radioactifs est basée sur des filières, traitement, conditionnement, entreposage et stockage.
Le traitement et le conditionnement sont basés sur la réduction des quantités de déchets à la source et le tri des déchets en fonction de leur radioactivité et de leur décroissance radioactive.

A titre d'exemple, les colis de faible toxicité radioactive et de courte durée de vie sont stockés en surface sur les sites de La Hague et de l'Aube avec toutes les mesures de contrôle et de protection nécessaires.
La radioactivité autour de ces sites est inférieure à celle que l'on peut rencontrer dans les régions granitiques ou minières porteuses d'uranium et de thorium naturels.

Dans une autre catégorie, les déchets très radioactifs et à durée de vie longue ont été incorporés à du verre et sont à l'heure actuelle entreposés dans des piscines à La Hague. A long terme, sera mis en place le stockage « géologique » (projet CIGEO) c'est-à-dire dans des formations souterraines qui présentent toutes les garanties de stabilité et d'étanchéité pour plus de quelques centaines de milliers d'années.

Les recherches

Les recherches pour améliorer l'existant se font dans le cadre de deux lois importantes : la loi du 30 décembre 1991 prolongée par celle du 28 juin 2006.
Trois axes de recherches ont été définis la séparation / transmutation pour réduire la radiotoxicité des colis de déchets, le stockage réversible en couche géologique profonde et l'entreposage de longue durée

Les recherches ont déjà permis d'obtenir des résultats importants dans la séparation des actinides.
La faisabilité scientifique de la transmutation est démontrée. Des avancées ont été obtenues sur l'entreposage et le stockage des déchets.

Quelques arguments

Les mêmes matières très radioactives et à longue vie ont été produites par des réacteurs naturels sur le site d'OKLO, il y a plus d'un milliard d'années et depuis sont restées liées au sol.
Les bouteilles de verre transportées par les galères romaines sont trouvées intactes plus de 2 000 ans après leur immersion.
Les faibles doses reçues par les riverains d'un stockage n'ont pas d'effet significatif.

Le devenir des déchets très radioactifs et à longue vie n'est pas un obstacle au développement de l'énergie d'origine nucléaire.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

LES DÉCHETS RADIOACTIFS

On appelle déchet radioactif toute matière radioactive qui ne peut être ni recyclée ni réutilisée et qui doit être stockée.

1. LES TYPES DE DÉCHETS RADIOACTIFS

Deux paramètres permettent d'appréhender le risque que représentent les déchets radioactifs :

- la radioactivité qui traduit la toxicité du déchet c'est-à-dire son impact sur l'homme et l'environnement
- la durée de vie ou période de décroissance qui permet de définir la durée de leur nuisance potentielle

Les déchets sont classés en grandes familles selon leur niveau de radioactivité et leur durée de vie :

- les déchets de très faible radioactivité à durée de vie courte (TFA) proviennent principalement du démantèlement d'installations nucléaires et pour une plus faible part de l'exploitation de ces installations
- les déchets de faible et moyenne activité à durée de vie courte (déchets FMA-VC) avec les TFA, ils forment plus de 90 % du volume des déchets radioactifs produits à ce jour. Ils proviennent notamment de l'exploitation des centrales nucléaires, des labos de recherche, des hôpitaux … Ce sont essentiellement des objets contaminés
- les déchets moyennement radioactifs à durée de vie longue (MA-VL). Ils représentent près de 5 % du volume des déchets radioactifs et proviennent principalement des usines de fabrication et de traitement du combustible nucléaire
- les déchets hautement radioactifs et à durée de vie longue (HA-VL) représentent moins de 1% du volume des déchets radioactifs en France. Ils proviennent principalement des usines de fabrication et de traitement du combustible nucléaire et contiennent des quantités significatives d'éléments hautement radioactifs à vie longue qui dégagent de la chaleur et dont la décroissance radioactive peut s'étendre jusqu'à des centaines de milliers d'années
- les déchets faiblement radioactifs à durée de vie longue (FA-VL) sont constitués principalement de déchets radifères provenant de l'extraction de terres rares et de graphite provenant des réacteurs de la filière UNGG
- les déchets tritiés contiennent du tritium qui est un élément à durée de vie courte caractérisé par une très grande mobilité

En comparaison, chaque année l'industrie nucléaire française produit 1 kg de déchet radioactif par habitant alors que l'industrie chimique produit 100 kg de déchets chimiques toxiques.
Les déchets hautement radioactifs représentent 5 g par an et habitant.

Un examen sérieux des problèmes posés par la gestion des déchets radioactifs, et plus particulièrement par celle des déchets de l'industrie nucléaire ayant une longue durée de vie et une forte activité, nécessite que l'on se projette dans le contexte de l'avenir lointain de l'humanité qui comporte de grandes incertitudes.

Pour apprécier à sa juste valeur l'importance des problèmes posés par la gestion à très long terme de ces déchets, il faut bien connaître les modalités de gestion et avoir présent à l'esprit un certain nombre de données et des repères utilisables dans une perspective très lointaine.

2. LE TRAITEMENT ET LE CONDITIONNEMENT DES DÉCHETS

Dès le début du développement de l'énergie nucléaire, le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs ont été au cœur des préoccupations et une approche rationnelle a été mise en œuvre :

- réduction des quantités de déchets à la source
- tri des déchets en fonction de leur activité et de leur décroissance radioactive
- traçabilité à tous les niveaux depuis la production jusqu'à la mise en stockage avec en particulier la gestion des stockages par un organisme national central, l'ANDRA (**A**gence **N**ationale pour la gestion des **D**échets **RA**dioactifs)
- traitement des déchets adapté à leur nature et à leur niveau de radioactivité.

Lorsqu'ils sont produits, les déchets sont solides ou liquides ; ce sont les déchets bruts.
Les effluents radioactifs liquides et gazeux sont traités sur le lieu d'émission ; les produits issus de ce traitement constituent des déchets solides secondaires.
Les déchets combustibles sont incinérés, pour en réduire le volume ; les fumées sont traitées et les gaz sortant ne sont libérés à l'atmosphère qu'après passage sur des filtres de très haute efficacité (THE). Les cendres sont conditionnées dans du béton.

Tous les déchets solides sont mis sous forme de colis pour empêcher la dispersion des éléments radioactifs.
Les colis de déchets solides constituent une première barrière entre les éléments radioactifs et l'environnement.
Ils doivent satisfaire aux normes de transport, d'entreposage et de stockage, édictées par l'ASN. Le conditionnement dépend du contenu radioactif du déchet brut.

Trois méthodes sont utilisées pour le conditionnement :

- les déchets solides sont directement placés dans le conteneur et immobilisés par du ciment, qui est coulé dans ce conteneur
- pour réduire le volume, certains déchets solides peuvent être compactés par une presse. Les blocs ainsi obtenus sont placés dans un conteneur et généralement immobilisés par du ciment
- les déchets liquides après traitement (évaporation, coprécipitation, traitement thermique) doivent être mélangés à un matériau pour les solidifier avant d'être introduits dans un conteneur. Ce matériau est du ciment, du bitume ou du verre

Différents types de colis de déchets

3. LES STOCKAGES

Ces différents colis de déchets sont entreposés ***temporairement*** ou stockés ***définitivement*** sur des sites aménagés en fonction de leurs caractéristiques.

3.1. LES DÉCHETS DE TRÈS FAIBLE ACTIVITÉ

Les déchets de très faible radioactivité (TFA) sont stockés par l'ANDRA depuis l'été 2003 à Morvilliers dans l'Aube. Ce stockage du CSTFA (Centre de Stockage de déchets Très Faiblement Actifs) accueille, en particulier, les déchets de démantèlement des installations nucléaires françaises.

3.2. LES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITÉ OU MOYENNE ACTIVITÉ ET DE COURTE PÉRIODE

Les déchets de faible et moyenne radioactivité (FMA-VC) à vie courte (inférieure à 30 ans) sont stockés dans des centres en surface, comme ceux de l'ANDRA à La Hague et, depuis 1992 dans l'Aube à Soulaines.
Ils sont destinés à être surveillés pendant une période de 300 ans avant leur remise dans le domaine publique (300 ans = 10 fois 30 ans c'est-à-dire 10 fois la période des radionucléides à durée de vie la plus longue stockés en quantité significative).

Les précautions prises dans ce centre reposent sur un conditionnement dans le béton, le drainage des eaux, une couverture étanche ... qui permettent d'aboutir à un impact sur l'environnement régulièrement contrôlé et négligeable.
Les expositions externes provenant de ces stockages sont inférieures à celles que l'on rencontre dans de nombreuses régions de par la radioactivité naturelle.
Les populations qui s'installeraient sur un centre de stockage seraient de 2 à 10 fois moins irradiées que celles vivant sur les sites naturels présentant des traces d'uranium et de thorium naturels, et il en résulterait des doses bien plus faibles.

Il en est de même pour les expositions internes dues à l'ingestion de radionucléides artificiels qui sont très inférieures à celles provenant des radionucléides naturels comme le radon et ses descendants ^{210}Pb et ^{210}Po plus toxiques que le plutonium à activités égales.

Il faut savoir aussi que l'on exige que les eaux de surface ou les eaux rejetées dans l'environnement près de certains sites de stockage (ou les anciens sites, notamment les sites miniers) puissent être potables et donc consommables à raison de 2 litres par personne et par jour pendant 50 ans.

Cette exigence est très supérieure à celle demandée pour les autres rejets d'eaux (rejets en fossés ou canalisations de rejet en rivière) et même pour les rivières, comme la Seine.

3.3. LES DÉCHETS DE HAUTE ACTIVITÉ ET DE PÉRIODE LONGUE

En réponse aux lois sur les déchets de 1991 et 2006 (voir § 4), l'ANDRA prépare un stockage géologique des déchets de moyenne et haute activité (MA-VL et HA) à vie longue (c'est-à-dire contenant en majorité des radionucléides dont la période radioactive est supérieure à 30 ans) donc qui ne peuvent être stockés dans les stockages de déchets de faible et moyenne radioactivité (FMA-VC) à vie courte décrits ci dessus.

Les lieux de stockage envisagés sont situés à 500 ou 600 mètres de profondeur, dans des terrains particulièrement bien choisis et notamment à l'abri des circulations d'eaux souterraines (voir annexe).
Les déchets sont conditionnés avec soin : les produits vitrifiés sont placés dans des conteneurs métalliques bien étudiés quant à leur comportement dans le site jusqu'à quelques milliers d'années.

Les études de comportement permettent, en effet, aujourd'hui, d'estimer que les colis de déchets vitrifiés mettront, s'il y a contact avec de l'eau, plusieurs centaines de milliers d'années à se "dissoudre" dans des conditions proches de celles que l'on rencontre en stockage géologique.

Ces colis seront enfin stockés dans des cavités rebouchées ensuite avec des matériaux choisis pour leur qualité de barrière étanche, empêchant ainsi toute migration significative.

3.4. LES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITÉ ET DE PÉRIODE LONGUE

Les déchets FA-VL sont entreposés sur les sites de production. L'ANDRA réalise actuellement des études pour un centre de stockage de ces déchets en réponse à la demande de la loi du 28 juin 2006 (voir § 4). La mise en service d'un tel stockage est reportée à l'horizon 2020.

3.5. LES DÉCHETS TRITIÉS

En réponse aux demandes de la loi du 28 juin 2006 (voir § 4), la solution de référence retenue pour ces déchets contaminés par du tritium (période ou demi-vie 12,3 ans) est, avant prise en charge dans les futurs centres de stockage de l'ANDRA, un entreposage de décroissance pendant une cinquantaine d'années dans des installations à construire à proximité des principaux sites de production (Marcoule, Valduc et Cadarache).

Pour garantir un impact aussi faible que possible, compte tenu des caractéristiques du tritium et de sa mobilité, les déchets dégazants seront détritiés ou conditionnés dans des conteneurs étanches aux gaz préalablement avant leur prise en charge dans les entreposages.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

4. LES LOIS DE PROGRAMMATION RELATIVES À LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les recherches sur la gestion et le traitement des déchets à vie longue ont été menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, elles se poursuivent dans le cadre de la loi N°2006-739 du 28 juin 2006.

Elles sont organisées selon 3 axes généraux :

- la séparation et la transmutation[1] des éléments radioactifs à vie longue avec pour objectif de disposer en 2012 d'une évaluation des perspectives industrielles et de démarrer un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020
- le stockage réversible en couche géologique profonde, avec mise en service d'un centre de stockage en 2025
- l'entreposage, avec pour mission de créer de nouvelles installations d'entreposage ou de modifier des installations existantes au plus tard en 2015

Dans son article 4, la loi a institué des échéanciers d'étude pour des déchets particuliers, devant aboutir à :

- la mise en service en 2013 d'un centre de stockage de déchets graphites et radifères
- la mise au point pour 2008 de solutions d'entreposage des déchets contenant du tritium
- la finalisation pour 2008 de procédés permettant le stockage de sources scellées usagées
- un bilan en 2009 des solutions de gestion des déchets du niveau de la radioactivité naturelle
- un bilan en 2008 de l'impact à long terme des sites de stockage de résidus miniers d'uranium

L'article 6 de cette loi a prévu la réalisation d'un Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs (PNGMDR) remis à jour périodiquement dont l'objet est de :

- recenser les besoins en installations de stockage et entreposage
- dresser le bilan des modes de gestion existants des matières et des déchets et radioactifs
- organiser la mise en œuvre des études sur les matières et déchets qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif notamment pour les déchets de haute activité à vie longue (HA), les déchets radifères et graphite (FA-VL), certaines sources scellées usagées, certains déchets tritiés

5. CONCLUSION

Les procédés actuels de traitement et de conditionnement des déchets radioactifs mis en œuvre industriellement ont montré leur fiabilité. Des améliorations notables ont, d'ores et déjà, été acquises. Des progrès continueront d'accompagner le développement de l'énergie nucléaire.

Ainsi les études conduites dans le cadre de l'axe 1 de la loi de 1991 visent, dans une démarche de progrès continu, à diminuer la radiotoxicité et la quantité des déchets ultimes. Les résultats déjà obtenus constituent des avancées considérables.

Les performances de séparation sont très satisfaisantes (99,9 % pour les actinides mineurs américium et curium). Elles vont permettre de diminuer par 100 la radiotoxicité après 500 ans des verres allégés de ces éléments.
Les premiers résultats de transmutation permettent d'envisager plusieurs solutions pour réduire la radiotoxicité et l'émission de chaleur des déchets ultimes grâce à de futurs réacteurs à neutrons rapides de IV^{ème} génération qui devraient compléter le parc des réacteurs à eau sous pression.

Dans le cadre de l'axe 2 de la loi, un laboratoire souterrain a été construit sur le site de Bure sur les départements de la Meuse et de la Marne pour étudier le comportement des déchets en couche géologique profonde.

Par ailleurs, dans le cadre de l'axe 3 de la loi, la faisabilité de l'entreposage de déchets radioactifs durant 300 ans a été démontrée.

[1] *Pour réduire la quantité des éléments à vie longue dans les déchets radioactifs de haute et moyenne activité, il faut les extraire de façon spécifique, c'est la séparation, et les éliminer en les transformant en des éléments non radioactifs ou à vie plus courte (par bombardement des éléments radioactifs avec des neutrons produits dans des réacteurs nucléaires) c'est la transmutation.*

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Dès son démarrage et dans son évolution, le nucléaire s'est inscrit dans le développement durable, en particulier en prenant en compte les intérêts des travailleurs, des populations et des générations futures.

Le problème des déchets radioactifs est important mais, traité de façon rigoureuse, il ne peut menacer l'avenir des générations futures, même de celles qui vivront peut-être sur notre Terre dans des dizaines de milliers d'années.

Dans ce domaine, il convient de donner la parole aux personnes compétentes de la physique ainsi qu'à celles de la santé, comme les membres de l'Académie des Sciences et de l'Académie de Médecine.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

ANNEXE 1

UN STOCKAGE EN PROFONDEUR DE DÉCHETS RADIOACTIFS POUR DES MILLIONS D'ANNÉES DANS UNE ROCHE STABLE DEPUIS DES MILLIONS D'ANNÉES

Une formation géologique, dont le comportement est stable depuis des millions d'années est l'endroit le plus adapté à un stockage de matières radioactives de très forte radioactivité et/ou de longue durée de vie.

Cette approche de la gestion à long terme des déchets de ce type est commune aux différents pays «nucléarisés» : Royaume Uni, Allemagne, Belgique, France, Finlande, Suède, USA avec des degrés d'avancement des travaux jusqu'au stade des projets les plus avancés en Suède et Finlande et jusqu'à celui de la mise en exploitation du site de Palo Verde (Nouveau Mexique).

Les couches géologiques (granit, sel, argile) sont choisies pour toute une série de qualités : stabilité, imperméabilité, dureté, résistance, plasticité...

La difficulté est la circulation d'eau qui seule est susceptible de dissoudre et de transporter des matières radioactives, mais ceci en quelques siècles.

Enfin, le stockage est réalisé en profondeur (de l'ordre de 500 m) pour l'éloigner d'éventuels aquifères.

En France, le choix s'est porté sur l'argile dont une formation convenable pour établir un laboratoire expérimental se trouve dans le département de la Meuse, sur le site de Bure (projet GIGEO).
L'instrumentation d'une galerie d'une centaine de mètres de long permet de recueillir les données nécessaires pour certifier les choix techniques et les prévisions à long terme.

Le principe de la protection des populations et de l'environnement contre les atteintes liées aux déchets radioactifs jusqu'à ce qu'ils ne présentent plus un quelconque risque est d'interposer une série de barrières aptes à confiner les matières radioactives suffisamment longtemps.

Ainsi, les déchets de très forte radioactivité sont intégrés dans du verre, matière dont la longévité est démontrée dans les fouilles archéologiques sous-marines ; le verre est gainé d'acier inoxydable.
Ce colis est disposé dans une des alvéoles de la galerie d'accueil creusée dans l'argile à une profondeur de 350 mètres.

Les barrières sont passives : elles ne demandent pas une intervention humaine et se prêtent bien à une exploitation sur la durée.

Les déchets de très forte radioactivité et/ou de longue durée de vie ainsi stockés ne représentent pas une menace pour les générations futures.

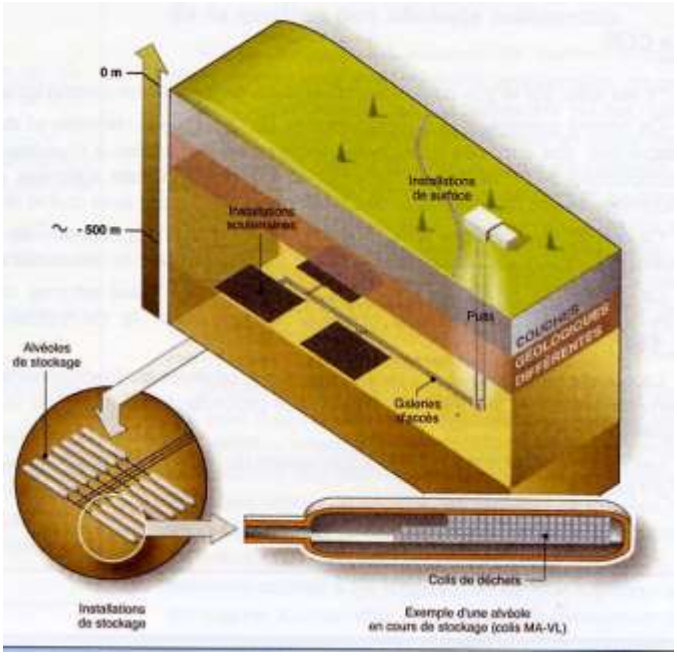


Photo et figure proviennent de publications de l'ANDRA

ANNEXE 2

LA DIABOLISATION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

QUE PEUT-IL ARRIVER D'IMPRÉVU ?

Une fuite donnant lieu à une contamination d'un faible débit d'eau qui sera ensuite dilué de façon importante vu la profondeur et la distance à parcourir pour arriver à un point d'émergence ou de captage de nappes ?

Il n'est pas raisonnable d'envisager que l'on puisse aboutir à la pollution d'une source qui deviendrait ainsi beaucoup plus radioactive que la plupart de nos sources d'eaux minérales.
Et même si tel était le cas, comment une société future soucieuse de l'impact de si faibles doses, donc nécessairement évoluée, pourrait-elle ne plus disposer d'un organisme de contrôle ?
Elle devra en effet toujours veiller à la qualité de ses eaux potables qui peuvent être naturellement très radioactives. Grâce à cette veille sanitaire, il sera toujours possible d'intervenir en contrôlant les utilisations des sources ou même en traitant l'eau de surface ou, en dernier recours, en intervenant in situ sur le stockage.
Pour que cette intervention puisse être réalisée, de simples dispositions doivent suffire, compte tenu des possibilités techniques actuelles, et la notion de réversibilité exigée par certains n'a donc pas grande signification.

Un forage malencontreux dans le stockage ?
On est en droit de penser qu'une société, nécessairement évoluée pour être capable d'effectuer de tels forages, surveillera les travaux de ce type technologiquement difficiles à mettre en œuvre, et décèlera ainsi assez rapidement un tel événement assez facile à maîtriser et de portée limitée, même si l'on avait perdu la mémoire de l'existence du stockage.
Notons que la probabilité est très faible car les sites sont choisis notamment en fonction de leur absence d'intérêt géologique ou minier.

Des travaux miniers effectués dans le stockage ?
On peut calculer l'exposition de ces mineurs imprudents qui seraient techniquement très compétents pour creuser des galeries à 500 mètres de profondeur mais séjourneraient imprudemment dans un chantier présentant des traces manifestes d'une intervention humaine très ancienne et ne se méfieraient pas de ces containers en plus ou moins bon état, entourés de matériaux spéciaux ou d'argiles apportés à l'évidence par l'homme.
En supposant que ces malheureux demeurent dix heures en face d'un mur constitué uniquement de déchets vitrifiés les plus actifs et fassent des trous dans ce mur en créant un bon empoussiérage, on trouve que dans 1000 ans ils pourront déjà séjourner dans ces conditions au moins une dizaine d'heures avant d'être exposés à une dose pouvant être mortelle.
A noter que le même mineur ne pourrait aujourd'hui rester que deux fois plus longtemps sans aucune précaution dans un chantier identique où les déchets vitrifiés seraient remplacés par de la pechblende, minerai d'uranium naturel très riche comme on a pu en trouver en France (Henriette et Margnac à La Crouzille, les Bois Noirs au Forez) ou ailleurs (Cigar Lake au Canada).
Après 10 000 ans de stockage, l'exposition de ce mineur d'uranium imprudent est 2 à 3 fois supérieure à celle du même imprudent devant le mur de verre.
A noter que dans tous les cas, la gravité de cet accident très improbable est très inférieure à celle d'un coup de grisou, ou de poussières dans une mine de charbon, qui a fait et continue malheureusement de faire parfois des dizaines, voire des centaines de morts.

POURQUOI UNE TELLE PEUR ?

En réponse aux peurs irrationnelles, on peut retenir :

La diabolisation des produits de longue durée de vie
Et pourtant, en réalité, les produits radioactifs de longue durée de vie présentent une activité spécifique (Becquerels par gramme) moindre que les produits à vie courte et présentent donc un risque d'ingestion accidentelle inférieur.
En effet par exemple on peut ingérer 1 gramme de 226 Radon (période 1617 ans) mais il est plus difficile d'ingérer 3 tonnes d'uranium 238 (période de 4,5 milliards d'années) qui correspondent à la même activité.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

La diabolisation des produits radioactifs artificiels

- une dizaine de réacteurs naturels a fonctionné il y a environ 2 milliards d'années pendant des milliers d'années au Gabon à Oklo, et l'étude des migrations des produits de fission montre que dans ce site, naturel, ces migrations ont été très limitées.
  Des données fondamentales ont ainsi été obtenues pour modéliser les migrations dans un site de stockage créé par l'homme et montrent que le risque de migrations intempestives, dans un site bien choisi, est tout à fait minime.
- du plutonium a non seulement été fabriqué à Oklo mais il existe dans la nature partout où il y a de l'uranium, c'est-à-dire partout dans la croûte terrestre.
  Ce plutonium, créé par l'action du rayonnement cosmique sur l'uranium, est certes en faible quantité mais il est mesurable dans les minerais riches en uranium où sa radioactivité est de l'ordre de 5 à 30 Bq par kilogramme.
- de plus, ce plutonium est en réalité moins radiotoxique (moins de Sieverts pour une même quantité de Becquerels) que plusieurs produits naturels comme ^{210}Pb, le ^{210}Po (voir fiche GAENA N° 29) qui sont partout présents sur notre sol et dans notre alimentation, avec des teneurs qui dépassent en toxicité de loin celles des retombées de Tchernobyl, en France et même dans certaines zones d'URSS où l'on a procédé à l'évacuation des populations.

La grande sensibilité des techniques de mesure

Elle entraîne le fait que l'on peut mesurer de la radioactivité partout, toutefois seule la radioactivité dite artificielle retient l'attention**.**

Le refus de prendre en considération le fait que l'homme est soumis à une exposition naturelle très variable (facteur 10 à 100 voire 1000) et parfois très élevée

On accepte à la rigueur de parler de valeurs moyennes d'exposition naturelle et on se limite à effectuer des comparaisons avec les niveaux exceptionnels d'exposition artificielle.

La sévérité dans le domaine de la radioprotection

On a imposé aux acteurs du monde nucléaire une grande sévérité dans l'application du principe ALARA (« as low as reasonably achievable »), qui est maintenant perçue comme la preuve de l'existence d'un grand danger, alors qu'elle paraît souvent excessive aux spécialistes qui peuvent de moins en moins l'appliquer même dans le cas de l'exposition naturelle (parfois un facteur 10 ou 100 et même plus existe entre les exigences réglementaires et cette exposition naturelle).
De nombreuses maisons ne seraient elles pas ainsi à évacuer à cause du radon ?

L'utilisation abusive d'une loi linéaire hypothétique sans seuil pour évaluer l'effet des très faibles doses à partir de la connaissance de l'effet de doses très fortes

Si cette loi était appliquée dans le domaine chimique et étant donné qu'une personne décède si elle absorbe en 24 heures 50 comprimés d'aspirine, cela conduirait à déduire que la prise d'un seul comprimé par un million d'individus provoque 20 000 décès (10^6/50).
L'académie de médecine, l'académie des sciences, le comité UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) et la CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique) considèrent que cette extrapolation n'est pas légitime même dans le cas des agents potentiellement cancérogènes.

La prise en compte des effets hypothétiques des faibles doses à long terme : uniquement dans le domaine nucléaire

Plus de 6000 morts en Inde à Bhopal très rapidement, mais le nombre est certainement beaucoup plus élevé sur le long terme.
Pour Tchernobyl, on sait que, essentiellement par suite d'une mauvaise gestion de l'accident, 31 personnes sont mortes rapidement et que cet accident a pu induire des cancers de la thyroïde en nombre important chez les enfants. Ces cancers auraient pu être évités si l'on avait procédé comme en Pologne à la distribution de pastilles d'iode.
On omet aussi généralement de préciser que 95% des cancers de la thyroïde apparus dans l'environnement de la centrale et donc liés à l'accident de Tchernobyl ont été traités avec succès.

La diffusion par les medias d'informations erronées

Par exemple sur les conséquences à long terme de Tchernobyl, de telles informations ont été diffusées sans que des personnes compétentes ne puissent apporter les corrections indispensables.
Nombreux sont les media français qui laissent planer un doute excessif sur les conséquences à très long terme bien qu'ils disposent d'informations internationales suffisantes.
Pourquoi ces media ne citent-ils pas des sources contradictoires, comme cela se pratique dans les démocraties anglo-saxonnes ?

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 4 Ind. 3 du 25 juin 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

FRANCE : QUEL BESOIN ÉLECTRIQUE POUR DEMAIN ?

1. BESOIN FUTUR

Avant de se poser des questions sur la fermeture des centrales nucléaires que certains pensent pouvoir remplacer par le développement des énergies renouvelables intermittentes, il est important de définir le besoin futur et à quelle échéance.
La projection de la consommation d'énergie électrique pour les années 2030 et 2050 repose sur des hypothèses d'évolution qui peuvent d'ailleurs évoluer dans le temps.

La démarche qui a été retenue afin de conduire à un modèle robuste est la suivante :

- analyse sur une longue période de l'évolution de la consommation
- définition des points et des zones critiques dans cette évolution
- définition des points de référence pour la projection
- choix des hypothèses de projection
- consolidation des résultats

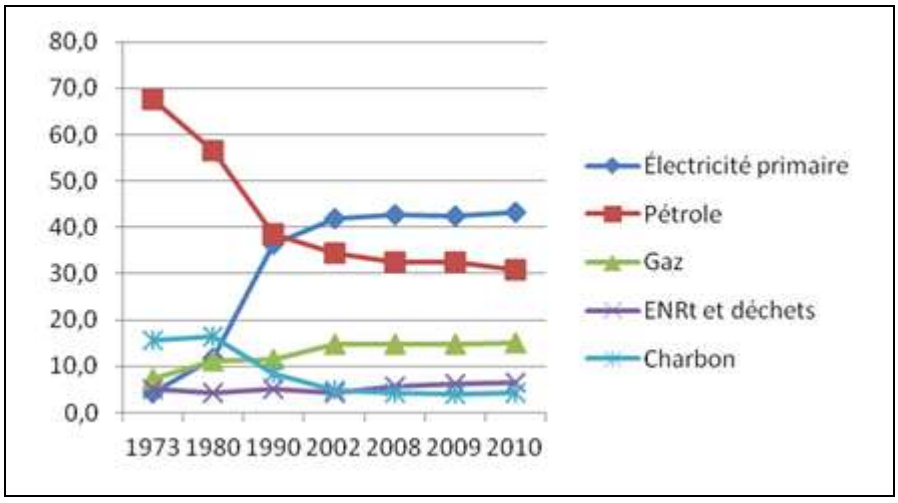
L'analyse des courbes de consommation entre 1973 et 2017 montre une augmentation constante de la consommation entre 1973 et 2010 avec un maximum pour l'année 2010, puis une baisse de la consommation avec un minimum en 2014 et une reprise qui semble s'amorcer actuellement. On verra §3 le détail de cette évolution.

2. BILAN SUR LA CONSOMMATION D'ÉNERGIE EN 2010

L'année 2010 constitue un point charnière dans la consommation d'énergie puisque la crise économique va remettre en cause au moins temporairement l'évolution constatée jusque là. La consommation en 2010 constituera donc un élément de référence et de comparaison pour la consommation électrique.

2.1. ÉVOLUTION DE LA CONSOMMATION GLOBALE D'ÉNERGIE ENTRE 1973 ET 2010

Le graphique 1 montre, en pourcentage de l'énergie totale, l'évolution de la consommation par source d'énergie depuis le choc pétrolier de 1973.

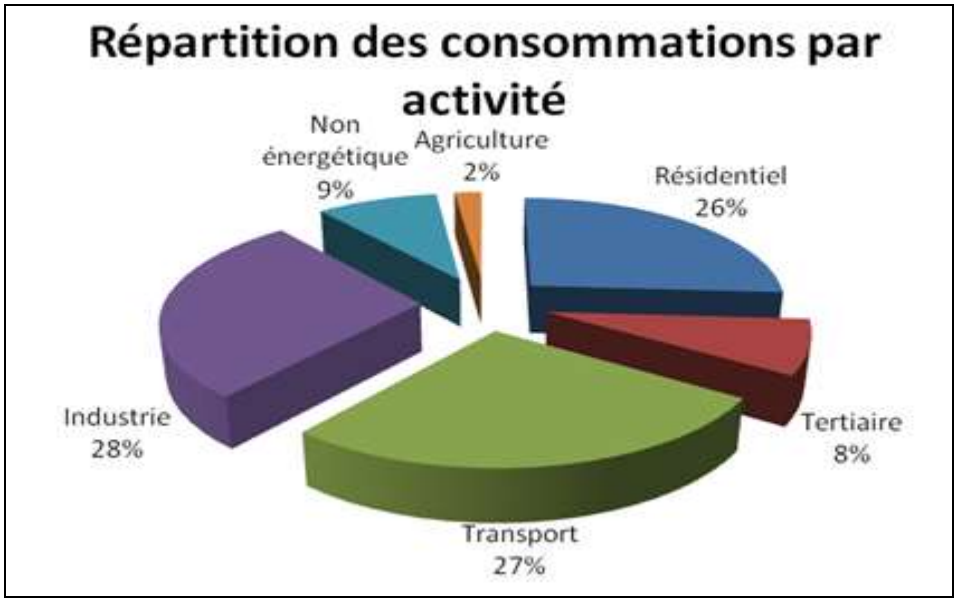


Graphique 1 : Evolution de la consommation en France

La forte décroissance de la consommation de pétrole correspond à la montée en puissance de la production d'électricité essentiellement d'origine nucléaire complétée maintenant par les énergies renouvelables, éolienne et photovoltaïque, ainsi que la mise en valeur énergétique de la biomasse et des déchets.
La consommation française a été de 266 Mtep[1] en 2010.

2.2. RÉPARTITION PAR SECTEUR D'ACTIVITÉ

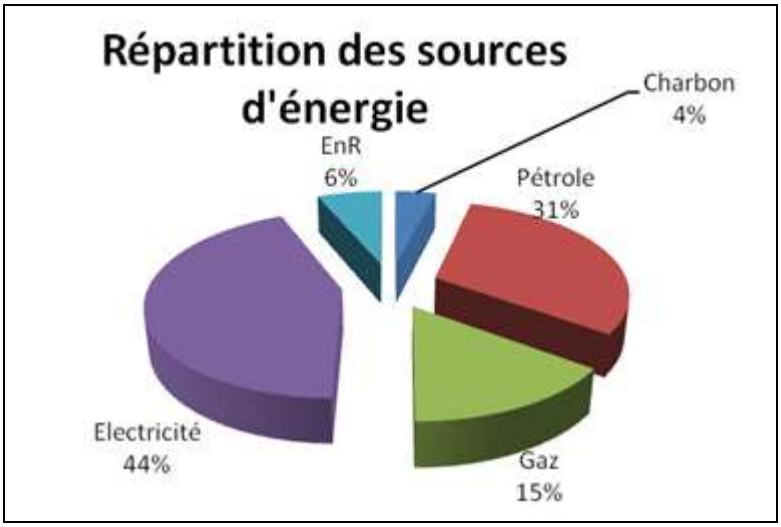
Le graphique 2 ci-dessous donne la répartition des énergies consommées en 2010 en France.
On constate trois postes importants qui, à eux seuls, représentent 80% de l'énergie.
Ce sont le résidentiel, sur lequel il est possible de faire de sensibles économies, l'industrie qui verra une profonde restructuration et qui devra évoluer vers un fonctionnement plus économe en l'énergie fossile et le transport qui se fait essentiellement par la route.



Graphique 2 : Répartition des consommations énergétiques en France

2.3. RÉPARTITION DES DIFFÉRENTES ÉNERGIES CONSOMMÉES

Le graphique 3 donne la répartition des différentes sources d'énergie consommée en France en 2010.



Graphique 3 : Répartition des sources d'énergie en France

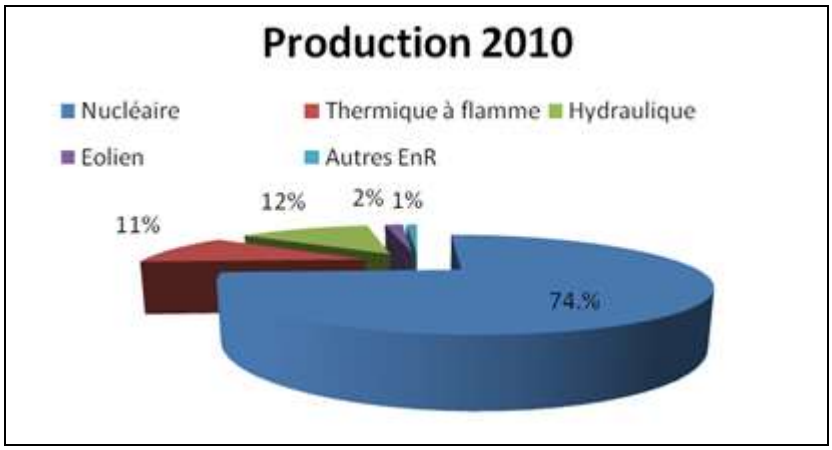
[1] *Unités employées dans le texte :*
Mtep : *Mégatonne équivalent pétrole = million de tonnes équivalent pétrole, 1 tep = 11 700 kWh*
MWh: *Mégawatt heure = 10^3 kWh = mille kWh,* ***GWh :*** *gigawatt heure = 10^9 kWh = million kWh*
TWh : *Térawatt heure = 10^{12} kWh = mille million de kWh*

L'électricité, appelée électricité primaire, provient d'énergies primaires non fossiles c'est-à-dire d'origines nucléaire, hydraulique, éolienne et photovoltaïque[2]. L'électricité produite à partir d'une transformation de combustibles fossiles est intégrée dans les autres sources d'énergie (charbon, gaz, pétrole).

La partie énergie renouvelable (EnR) concerne l'énergie thermique (biomasse, récupération des déchets, biocarburants, géothermie, solaire thermique).

2.4. PRODUCTION ÉLECTRIQUE EN 2010

En 2010, cette production a été de 550,3 TWh pour une consommation de 488,1 TWh soit un excédent de 62,2 TWh qui permet de couvrir les différents aléas (production, climat, etc.) et d'alimenter le marché extérieur.



Graphique 4 : Répartition de la production électrique française en 2010

2.5. MONTÉE EN PUISSANCE DES ÉNERGIES RENOUVELABLES INTERMITTENTES

Entre 2005 et 2010, la participation des énergies renouvelables intermittentes au besoin énergétique augmente au rythme de 28 % par an et ceci pour une production électrique à peu prés constante (Tableau 2).
Ce phénomène devra être pris en compte dans les différents scénarios de projection.

Production (TWh)	Nucléaire	Hydraulique	Thermique fossile	Eolien	Autres EnR	Total
2005	430	56	54,8	4,3		545,1
2010	407,9	68	59,4	9,5	5,5	550,3

Tableau 2 : Répartition de production d'électricité

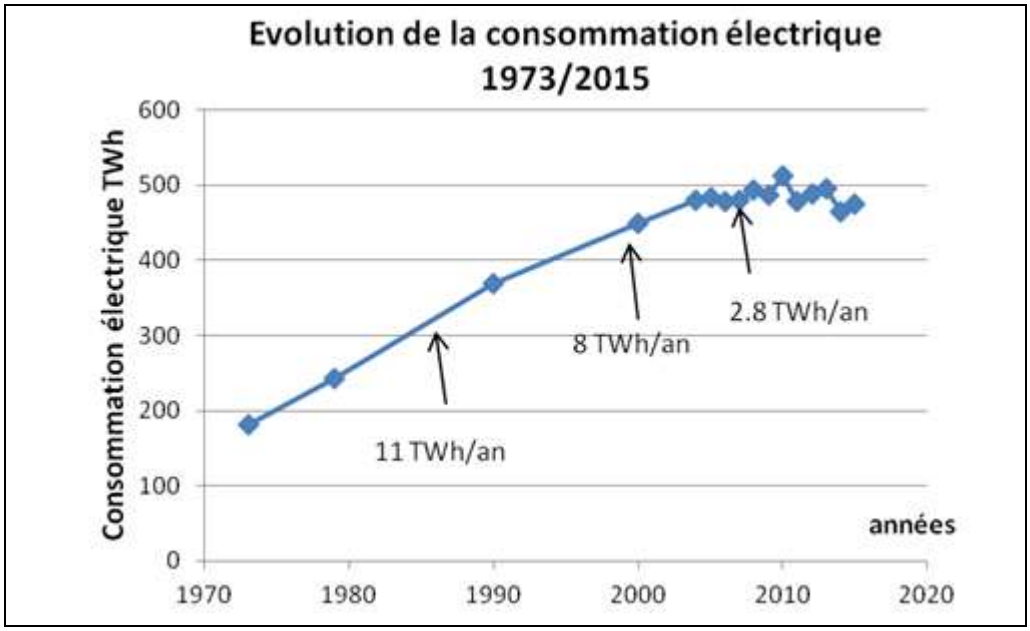
3. ÉVOLUTION DU BESOIN ÉLECTRIQUE FUTUR

3.1. HISTORIQUE DE L'ÉVOLUTION

L'estimation de la quantité d'électricité qui sera consommée dans le futur va s'appuyer d'une part sur l'historique et d'autre part sur des hypothèses d'évolution de la société dans les prochaines décennies. Mais cette extrapolation ne sera valable que s'il n'y a pas de rupture dans le processus de consommation.

L'analyse de la consommation électrique depuis les années 70, montre une augmentation rapide de 1973 à 1990 sur une pente de 11 TWh/an, une augmentation un peu moins rapide entre 1990 et 2004 avec une pente de 8 TWh/an et un net ralentissement entre 2004 et 2010 avec une pente moyenne de 2,8 TWh/an (Graphique 5).

[2] *Définition EDF et INSEE.*

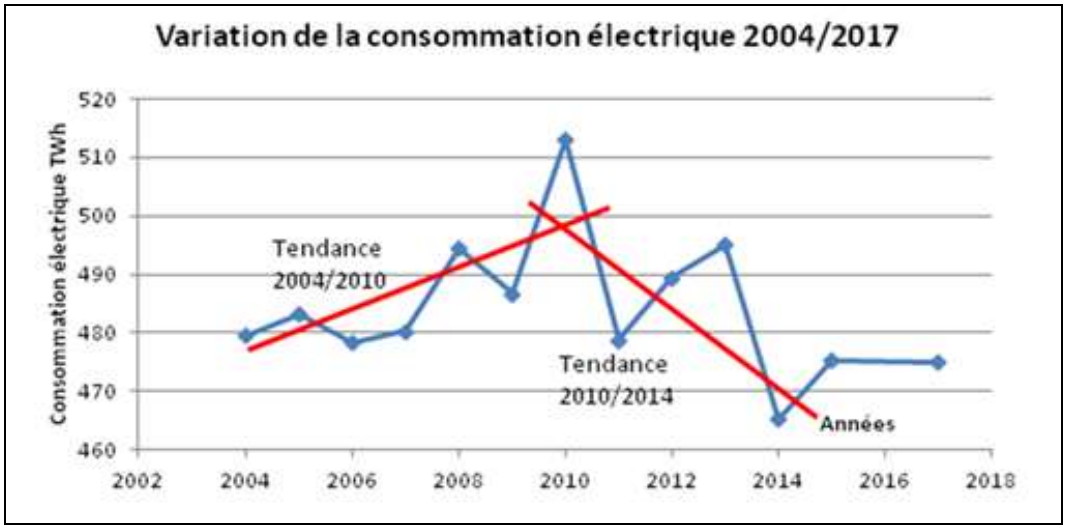


Graphique 5 : Evolution de la consommation entre 1970 et 2015

Le ralentissement entre 2004 et 2010 montre que les besoins ont été progressivement satisfaits et que l'on entre depuis 2004 dans une phase où la croissance absolue ne correspond plus à la réalité de la société.

L'année 2010 marque une rupture dans le processus de consommation. Cette rupture est essentiellement liée à la crise économique qui a frappé l'Europe et non à une réduction volontaire de la consommation comme d'aucuns le laisse croire. Cette crise semble actuellement se terminer et pour les années à venir on peut donc penser que la progression de la consommation suivra l'adaptation de la société à de nouveaux idéaux plus orientés vers la préservation des ressources naturelles que vers la consommation à tout prix.

Le graphique 6 donne le détail de la consommation entre 2004 et 2017.



Graphique 6 : Détail de la consommation entre 2004 et 2017

3.2. HYPOTHÈSES SUR L'ÉVOLUTION FUTURE

En suivant la répartition du graphique 2, les changements devraient essentiellement porter sur le résidentiel, le transport et l'industrie.
La politique MDE (maitrise de la demande en énergies) déjà largement entamée, devrait aller dans le sens de la réduction de la consommation ; cependant de nouveaux besoins vont apparaitre.

- En matière de **résidentiel** la politique d'isolation des bâtiments va se traduire essentiellement par la disparition du chauffage à énergie fossile (fuel, gaz naturel). L'électricité prendra principalement le relais avec une consommation raisonnée (électrique directe économique, pompe à chaleur, circulation de fluide caloporteur…). Cependant le réchauffement climatique va voir prospérer les climatiseurs.
- En matière de **transport** les recherches se développent rapidement autour du véhicule électrique. Le transport des marchandises actuellement assuré essentiellement par la route devrait migrer sur le rail. La politique, dans la plupart des grandes villes, crée des réseaux de tramways et favorise le covoiturage. Tout ceci va conduire à une baisse importante de la consommation d'énergie fossile qui se reportera en partie sur l'électricité.
- En matière **d'industrie**, la sidérurgie forte consommatrice d'énergie fossile a pratiquement disparue en France, mais subsiste l'industrie manufacturière qui est essentiellement consommatrice d'électricité.
- Il faut également tenir compte du développement de la recherche, qui est le point fort de la France, et le développement des techniques de l'information qui conduiront à l'augmentation de la consommation électrique partiellement compensée par le développement de technologies de moins en moins énergivores.
- Un autre point important est l'augmentation de la population due en partie aux flux migratoires liés au réchauffement climatique.

Cette analyse succincte montre que, même si dans les années à venir la consommation globale d'énergie diminue grâce à la politique de MDE, on peut penser que le besoin électrique ne peut qu'augmenter celui-ci dû, en grande partie, au transfert des usages.

3.3. MODÈLES DE PROJECTION

Pour les décennies à venir il y aura certainement une augmentation du besoin en électricité. Mais pour tenir compte de la politique de transition énergétique on n'envisagera, dans le modèle de projection, qu'une progression modeste qui peut être calquée sur l'évolution des années 2004-2010 qui a déjà intégrée la plupart des paramètres de limitation.

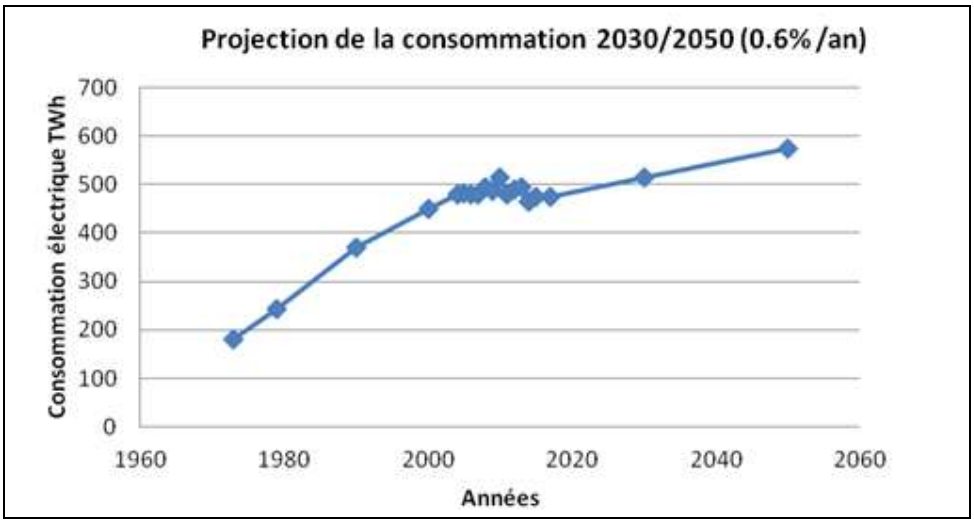
Le tableau 3 ci-dessous donne 3 hypothèses de progression en partant d'une valeur moyenne de consommation 2014/2015 de 470 TWh (voir graphique 6)

% annuel d'augmentation	0,6	0,4	0,2
Consommation TWh 2030	515	500	485
Consommation TWh 2050	575	540	505

Tableau 3 : Projection de la consommation

Si la projection du besoin électrique sur 15 ans est prévisible sans remise en cause fondamentale il est plus difficile de faire des prévisions sur une période relativement longue de 40 à 50 ans. Jusqu'en 2050 les prévisions internationales donnent toujours la priorité aux énergies fossiles (pétrole 30 %, gaz 26 %, charbon 23 %). La France voulant exclure les énergies fossiles de sa consommation énergétique se rabattra sur l'électricité produite à partir du nucléaire, de l'hydraulique et des énergies intermittentes qui devraient devenir plus compétitives avec le développement du stockage de l'électricité soit directement sous forme électrochimique (batteries, condensateurs), soit par stockage d'eau (STEP) ou par production d'hydrogène.

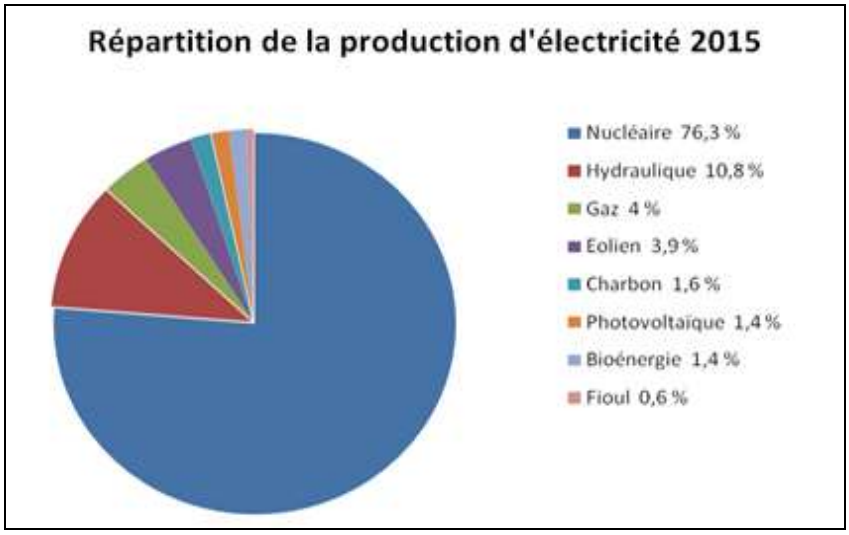
Pour tenir compte des hypothèses d'évolution décrite § 3.2 nous retiendrons un modèle d'évolution sur la base de 0,6 % par an correspondant à peu prés aux prévisions d'avant la crise de l'OCDE (voir graphique 7).



Graphique 7 : Projection 2030-2050

3.4. RÉFÉRENCE DE LA PROJECTION : ANNEE 2015

L'année 2014 devrait constituer le point bas de la production électrique la crise économique semblant prendre fin. Sans que l'on puisse tirer de conclusion les années 2015, 2016 et 2017 marquent une stabilisation annonçant sans doute la reprise. Le graphique 8 montre la répartition par type de production.



Graphique 8 : Production électrique 2015

4. SCÉNARIOS DE PRODUCTION ÉLECTRIQUE EN 2030

Attention : Ne pas confondre production et consommation.
En 2010 la production électrique était de 550 TWh pour une consommation de 490 TWh soit un solde positif de 60TWh constituant une réserve de sécurité et permettant les échanges internationaux.

4.1. HYPOTHÈSE DE SCÉNARIOS

Hypothèse 1 : Compte tenu du caractère irrégulier et aléatoire du photovoltaïque et de l'éolien et afin de répondre au besoin, on supposera que l'appel aux ressources fossiles n'aura qu'un rôle complémentaire.
Il faut être conscient que le facteur de charge[3] d'une éolienne terrestre est de l'ordre de 20 à 23 % et que le rendement du photovoltaïque est de l'ordre de 10 à 12 % avec les technologies actuellement industrialisées.

[3] Le facteur de charge, sur une durée déterminée, est le rapport entre l'énergie effectivement produite et l'énergie qui aurait été produite à puissance nominale. Ces chiffres sont donnés pour une année de fonctionnement.

Hypothèse 2 : La capacité hydraulique de la France est quasiment toute exploitée. Bien que cette production soit également fortement liée aux aléas climatiques on considère que la production hydraulique restera constante sur la durée concernée et égale à 60 TWh valeur moyenne entre 2005 et 2010.

Hypothèse 3 : La part des différentes énergies renouvelables hors hydraulique est difficile à déterminer. On définira pour dimensionner facilement le problème un système appelé « *énergie intermittente de référence* » caractérisant le mix énergétique éolien terrestre et maritime[4], photovoltaïque etc.

Hypothèse 4 : La capacité de « l'énergie intermittente de référence », est fixée forfaitairement à 2,5 MW[5] basé uniquement sur les performances de l'énergie éolienne terrestre et maritime.
On considèrera un facteur de charge moyen de 25 %, c'est-à-dire que, pour une production d'énergie intermittente renouvelable de 25 MWh, l'énergie fossile devra fournir à la demande 75 MWh (essentiellement des turbines à gaz). Ceci n'est qu'un ordre de grandeur permettant de dimensionner facilement le problème.

Hypothèse 5 : On considèrera une réserve de production de 60 TWh analogue à celle de 2010.

4.2. COMPARAISON DE TROIS SCÉNARIOS D'ÉVOLUTION POUR L'OBJECTIF 2030

La projection sur 2030 n'a que pour but de définir des tendances d'évolution sans tenir compte de la composition réelle du parc de production qui est à ce stade difficile à définir. Les projections ci-dessous ne prennent en compte que les énergies zéro carbone (nucléaire, hydraulique, mix éolien photovoltaïque). Les bioénergies sont intégrées dans la rubrique « besoin supplémentaire ».
Si on estime la réserve à 60 TWh la production global pour 2030 sera de l'ordre de 575 TWh.

A partir du modèle d'évolution à 0,6 % par an, 3 scenarios de production ont été envisagés :

- le premier correspond à 50 % de production d'électricité nucléaire qui est l'objectif du Grenelle de l'environnement
- le second correspond à une part du nucléaire de 76 % satisfaisant à la limitation de la loi de transition énergétique (puissance installée ≤ 63,2 Gw)
- le troisième correspond à 60 % du besoin représentant une production intermédiaire qui pourrait être un compromis pour l'objectif 2030

Apparaît également dans le tableau 4 le « besoin complémentaire » nécessaire pour couvrir la demande ainsi que la production de CO_2 relative à ce complément si celui-ci est réalisé avec du fossile type turbine à gaz.

% Nucléaire	Nucléaire TWh	Hydraulique TWh	Energie intermittente de référence TWh	Besoin complémentaire en énergie fossile TWh	Production CO_2 MT	% Renouvelable
50	288	60	57	171	110	20
76	437	60	20	58	38	14
60	345	60	43	130	82	18

Tableau 4 : Comparaison scénarios de référence

4.3. ANALYSE DES SCÉNARIOS

Scénario 50 % : La production du nucléaire est ramenée à 50 % du besoin 2030.
On retrouve, l'ordre de grandeur des objectifs du Grenelle de l'environnement traduit en énergie annuelle produite, qui est de 57 TWh pour l'éolien terrestre et maritime.

[4] Le photovoltaïque n'a pas été retenu comme moyen de production de masse car sa très faible capacité de production en fait plutôt une énergie complémentaire et pose le problème de la gestion de toutes ces petites sources d'énergie. Cette production est mieux adaptée à une utilisation locale, mais demande une remise en cause du fonctionnement de nos sociétés qui ne peut pas être envisagée à court terme. A noter que les technologies actuelles de fabrication des cellules photovoltaïques sont très énergivores et extrêmement polluantes. La grande majorité des panneaux photovoltaïques est fabriquée en Chine.

[5] Les objectifs du Grenelle de l'environnement sont 19 GW pour l'éolien terrestre et 6 GW pour l'éolien maritime soit un rapport 3 en puissance électrique installée. Les facteurs de charge moyens sont respectivement 0,2 et 0,4. En gardant ce même rapport, le facteur de charge de l'éolienne moyenne est (19 x 0,2 + 6 x 0,4) / (19 + 6) = 0,248. La puissance de l'éolienne moyenne est (19 x 2 + 6 x 6) / (19 + 6) = 2,5 MW en prenant une puissance de 2 MW pour le terrestre et 6 MW pour le maritime

Si l'on reprend la proportion entre les éoliennes terrestres et maritimes définie par le Grenelle de l'environnement ceci conduira à l'implantation de 9 500 éoliennes terrestres[6] et 1000 éoliennes maritimes et fera passer l'électrique renouvelable de 15 % actuel à 20 %. Ceci pose le problème de l'implantation et l'interconnexion de ce grand nombre de machines sur des sites suffisamment ventés pour qu'elles puissent garder de bonnes performances.
Ce scénario nécessitera de faire appel aux énergies fossiles pour palier les aléas de production, ce qui conduira à une forte augmentation de émissions de CO_2 (120 MT pour 40 actuels)[7].

Scénario 76 % : La part du nucléaire à 76 % correspond à la limite définie par la loi de transition énergétique. En se référant à l'année 2015, la part du nucléaire sera à peu prés la même et la part du renouvelable non carboné augmentera de prés de 5 % couvrant, en grande partie l'augmentation du besoin (voir graphique 8). Ceci n'entrainera pas une augmentation fondamentale de la production de CO_2.

Scénario 60 % : Le point 60% ne représente qu'un compromis qui pourrait être négocié avec les lobbies antinucléaires. A noter toutefois que ceci reviendrait à doubler le volume d'émission de CO_2 du à la production électrique par rapport au volume actuel.

5. CONCLUSION

Le choix énergétique pour l'avenir est un problème complexe car il dépend de nombreux paramètres tant techniques, financiers que politiques auxquels s'ajoutent la sensibilité des populations aux arguments écologiques et la notion de danger.

En France, comme pour l'ensemble des pays européens de l'OCDE, l'augmentation de la consommation énergétique restera globalement modeste sur les vingt prochaines années grâce à la montée en puissance des politiques d'économies d'énergie et fera largement appel à d'autres sources telles que la biomasse, la géothermie et le solaire thermique.
L'électricité assurera une part de plus en plus importante du besoin en énergie lié principalement à la politique de recherche et d'innovation souhaitée par la France, le développement des transports propres et l'augmentation naturelle liée à une société plus nombreuse et de plus en plus technologique.

Les énergies renouvelables devraient en partie couvrir cette augmentation. Mais du fait de la saturation de la capacité hydraulique, le recours à l'éolien et au photovoltaïque nécessite, dans les quelques années à venir, un complément en énergie fossile dans un rapport 1/4, 3/4 pour pallier les aléas de la production.

Un compromis est donc à trouver pour ne pas augmenter outre mesure les émissions de gaz à effet de serre.
Une projection de la production électrique en 2030 montre qu'un bon équilibre devrait se trouver avec du nucléaire à un niveau de l'ordre de 70 à 75 % associé à 15 à 18 % de renouvelable, le complément étant assuré dans un premier temps par les énergies fossiles remplacées progressivement dans la mesure des progrès technologiques par le stockage de l'électricité (Voir fiche GAENA N°26).
La capacité du parc nucléaire actuel devrait satisfaire à ces besoins jusqu'en 2030.

Pour l'avenir plus lointain, il faut être conscient que la transition énergétique est une œuvre de très longue haleine qui nécessite, outre des progrès techniques et technologiques, la recherche de concepts énergétiques nouveaux et une remise en cause assez fondamentale du fonctionnement de nos sociétés, ce qui ne peut se faire que sur plusieurs générations.

4 SOURCES

OCDE : Organisation de Coopération et de Développement Economique
EIA : Energy Information Administration (agence américaine)
AIE : Agence Internationale de l'Energie
INSEE : Institut National de la Statistique et des Etudes Economiques
SOeS : Service de l'Observatoire et des Statistiques
EDF : Electricité de France
ERDF : Electricité Réseau Distribution France
CEA : Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energie Alternatives
EHESS : Ecole des Hautes Etudes en Sciences Sociales
UFE : Union Française de l'Electricité
Connaissance des énergies : Fiches pédagogiques

[6] Au 1er janvier 2012, le parc éolien était constitué de 3 695 éoliennes pour une puissance installée de 6 756 MW soit une puissance moyenne de 1,8 MW par éolienne.

[7] Energie complémentaire fournie par des turbines à gaz produisant 650 kg de CO_2 par MWh. Toute autre source d'énergie fossile conduira à une plus forte production de CO_2.

GAENA
(ex GASN)

Fiche 5 A (Présentation) 28 septembre 2011

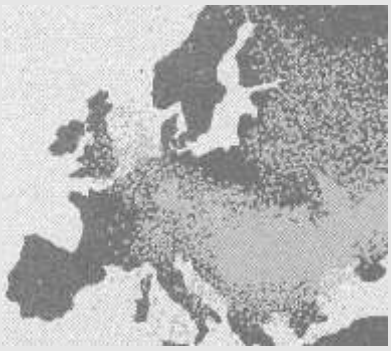
L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL : ses conséquences en France

En 2006, vingt ans après l'accident **de Tchernobyl**, les questions qui reviennent le plus souvent portent sur les **conséquences sanitaires de cet accident en France.**

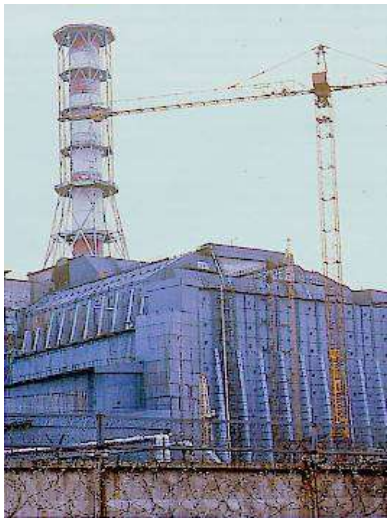
Il est vrai qu'il s'agit d'un accident grave qui a touché toute l'Europe. Des erreurs humaines dramatiques et des défauts de conception inhérents au type de réacteur exploité ont entraîné la destruction de l'un des réacteurs de Tchernobyl. La sévère dégradation des bâtiments a laissé échapper quantités de poussières radioactives dans l'atmosphère. La contamination s'est étendue par diffusion atmosphérique à une bonne partie de l'Europe.

*

Panache à J+1



Panache à J+8



Tchernobyl – Le sarcophage

Cependant avant de parvenir en France, à **plus de 2000 Km de Tchernobyl**, les poussières rejetées ont eu largement le temps de se diluer dans l'atmosphère. Les traces au sol sont peu radioactives et très dispersées. Certaines taches, en général de petite surface, peuvent être une centaine de fois plus radioactives que la moyenne.

De nos jours, la radioactivité moyenne au m² de territoire français a retrouvé en général un niveau de l'ordre de celui d'avant l'accident.
Les départements de l'Est et de la Corse ont été plus touchés que les autres départements à cause d'un régime de fortes pluies pendant le passage des masses d'air contaminées.

A une exposition de la population qualifiée de faible, correspondent des doses de rayonnement reçues **faibles à très faibles**. Compte tenu de la durée de vie de certains radioéléments, l'exposition se poursuit après l'accident. Les doses supplémentaires calculées sur la durée d'une existence humaine (70 ans) sont en général inférieures à la dose naturelle – au plus, du même ordre.
Or le niveau d'exposition naturelle qui perdure depuis des milliards d'années n'a jamais eu d'effet mesurable sur la santé des populations.

Comme après tout accident grave, une des principales manifestations sanitaires est **d'ordre psychologique et sociétal.** Le suivi sanitaire des populations qui vivaient autour de Tchernobyl a confirmé des taux de suicides, de mal-être et d'IVG anormalement élevés. Dans certains pays d'Europe occidentale, l'inquiétude provoquée par les médias a engendré une augmentation des IVG.

En France, de nouvelles associations antinucléaires ont vu le jour.
Avec l'apparition en 1990 de **cancers de la thyroïde**, en particulier chez les enfants de moins de 15 ans au moment de l'accident et habitant dans les régions limitrophes de Tchernobyl, on s'est interrogé sur le lien éventuel avec l'augmentation de ce type d'affection en France.
Dans le premier cas, à Tchernobyl, la cause est, sans ambiguïté, les taux élevés des doses de rayonnement reçues.

En France, les doses reçues sont, en moyenne, 100 à 1000 fois inférieures. Le rythme d'augmentation des déclarations est comparable à celui des pays industrialisés, comme les USA, et la cause en est attribuée aux progrès en matière de **prévention et de détection**. Le procès du Pr Pellerin, conclu par un non lieu le 7 septembre 2011, présente l'ensemble des arguments dans ce sens.
Rappelons aussi que, avec une prise en charge correctement assurée, plus de 99 % des cancers de la thyroïde sont guéris.

En France, la situation est caractérisée par un haut degré de sûreté de nos réacteurs, l'éloignement, les faibles doses reçues, l'absence d'effet sanitaire significatif.
Pour maintenant **vingt cinq ans de fonctionnement** du parc nucléaire français, il n'est arrivé **aucun accident** ou incident mettant en jeu les populations.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 5 Ind. 3 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA
Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL : SES CONSÉQUENCES EN FRANCE

1. LES PARTICULARITÉS DE L'ACCIDENT OU POURQUOI UN TEL ACCIDENT NE PEUT SE PRODUIRE EN FRANCE

La reconstitution de l'accident (voir fiche GAENA N°46) fait bien ressortir deux types de causes :

- **des défauts de conception inhérents à la filière RBMK** (réacteurs de grande puissance à canaux) à laquelle appartenaient les 4 unités de Tchernobyl. Au cours d'une expérience, la perte du contrôle des réactions nucléaires a entraîné une montée brutale de la puissance du réacteur. Elle s'est accompagnée d'une élévation rapide des températures allant jusqu'à la fusion du combustible nucléaire. Le couvercle de la cuve du réacteur a été soulevé et les structures sérieusement endommagées au cours d'une série d'explosions et d'incendies de toutes natures. Par le trou béant ainsi créé, des quantités très importantes de matières radioactives se sont échappées et ont contaminé l'atmosphère
- **des erreurs humaines graves** touchant à la sûreté dans la préparation et l'exécution de l'expérience ont aggravé la situation

Ceci met en évidence le retard en matière de sûreté à cette époque dans les pays de l'Est.

Les réacteurs REP (réacteur à eau pressurisée) couramment utilisés en France et dans le monde sont d'une conception très différente et, dans les mêmes conditions, la puissance du réacteur serait restée sous contrôle. De plus, pour assurer la protection de la population avoisinante, des barrières successives empêchent la dispersion de la radioactivité. L'ultime barrière est une enceinte de confinement conçue pour résister à toutes sortes d'agressions aussi bien externes qu'internes et interdisant tout rejet de radioactivité dans l'atmosphère.
En France, la confiance dans le degré de sûreté et de fiabilité des réacteurs thermonucléaires ainsi que dans la qualité des opérateurs n'a pas été entamée. Il est vrai que, pour maintenant plus de vingt ans de fonctionnement de l'ensemble du parc nucléaire français, il n'est arrivé aucun accident ou incident mettant en jeu les populations.

2. THREE MILE ISLAND 'TMI' : UN ACCIDENT OUBLIÉ

En raison de sa gravité, l'accident de Tchernobyl a fait tomber dans l'oubli celui de TMI survenu en mars 1979 (voir fiche GAENA N°45). Bien que de cause différente, cet événement est exemplaire à plus d'un titre :

- le réacteur est un précurseur des REP actuels
- des températures aussi élevées que dans l'accident de Tchernobyl ont été atteintes. Elles ont entraîné la fusion du combustible et la libération d'une aussi grande quantité de matières radioactives au cœur du réacteur, **l'enceinte de confinement** a joué son rôle de barrière en empêchant tout rejet incontrôlé de matières radioactives à l'extérieur
- après une grande **agitation des média**, les opposants au « nucléaire » ont dû se résoudre à accepter que les doses reçues par la population avoisinante avaient été largement inférieures aux doses naturelles, et les conséquences sanitaires nulles

3. LE PANACHE DE TCHERNOBYL ET SA TRACE AU SOL

L'énorme quantité de chaleur libérée a créé par convection naturelle un panache d'environ 1 000 m de hauteur. La vitesse ascensionnelle des gaz chauds dans le panache a entraîné toutes sortes de matières et de poussières radioactives.
Les plus lourdes se sont déposées sur place ou dans les environs proches, les plus fines et les gaz se sont dispersés dans l'atmosphère, au cours du temps et au gré du vent.

Ces poussières radioactives se sont déposées au sol à plus ou moins grande distance en fonction des conditions météorologiques (vitesse et turbulence, force et direction des vents et pluviométrie) et des conditions topographiques des régions traversées. **En France, les départements de l'Est et de la Corse**, soumis à un régime de fortes pluies, ont été les plus touchés. Le rabattement des poussières par la pluie explique, pour une bonne part, l'hétérogénéité de la radioactivité des sols avec des « taches » de contamination allant du millier de m^2 à moins du m^2. L'image d'une peau de léopard est souvent utilisée.

Quelques chiffres :
A plus de 2 000 km de Tchernobyl, le Cs-137 (élément représentatif de la contamination) a eu largement le temps de se diluer.

- La concentration radioactive de l'atmosphère en césium-137 a été faible (en moyenne de l'ordre de 1 Bq/m^3. Après le passage des masses d'air, la concentration atmosphérique a diminué rapidement à la valeur d'avant l'accident
- La contamination des sols en césium-137 a évolué au gré des phénomènes tels que le lessivage par les eaux courantes ou l'enrichissement par la flore locale (les exemples des champignons ou du thym sont bien connus) ou par les particularités de certains sols. Dans les zones les plus exposées et sur des surfaces de quelques m^2, le dépôt est passé en moyenne de 100 000 Bq/m^2 en 1986 à 30 000 Bq/m^2, 20 ans après ; sur tout le territoire, il est en moyenne de l'ordre de 1 000 Bq/m^2. A titre de comparaison, l'homme est une source de rayonnement naturel de l'ordre de 8 000 Bq

4. LES DOSES REÇUES EN FRANCE

La dose mesure le détriment potentiel apporté à l'homme par la quantité de rayonnement reçue.

La France était située dans une zone **d'exposition qualifiée de faible à très faible.**
Les premiers prélèvements et les premières mesures ont été fournis par les points systématiques de surveillance de la radioactivité de l'atmosphère, du sol et de la chaîne alimentaire et les points de veille autour des installations nucléaires.
A partir de ces données, le calcul des doses reçues par la population a confirmé l'effet de dilution dû à la distance. Sur la durée d'une existence (70 ans), les doses étaient en général inférieures à ─ ou de l'ordre de ─ la dose naturelle. A ce niveau, la santé de la population française n'était pas mise en danger.

La CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique), organisme mondialement reconnu, propose des valeurs seuils dont le dépassement implique des actions définies : depuis des interdictions de consommation ou de commercialisation de certains produits jusqu'à l'établissement d'une zone d'exclusion. En dessous du premier seuil, les états sont libres de la conduite à tenir.

En France, les diverses actions menées ont porté sur :

- la multiplication des mesures, la fiabilité de leur représentativité et de leur interprétation, ainsi que le suivi de l'évolution de la contamination. Une carte de France des dépôts radioactifs a été dressée
- la surveillance de la chaîne alimentaire et de l'importation de produits étrangers à nos frontières; des dizaines de milliers de prélèvements ont été pratiqués par les services sanitaires
- l'identification et l'étude des groupes d'individus ou des activités susceptibles d'être les plus touchées sur un site donné ; de la fin des années 90 à nos jours, un maillage plus serré des mesures a été demandé sur des zones particulières à des fins sanitaires (Corse, Mercantour), économiques (côtes du Rhône), d'expertise (Sisteron), ou d'étude de cas particuliers (bas Rhône, Mercantour)

5. LES CONSÉQUENCES SANITAIRES

Les effets des radiations ionisantes, dont les plus connus sont la perte des défenses immunitaires et les cancers, ne sont pas spécifiques. Pour des doses faibles, les cancers peuvent aussi bien être attribués à tous les autres facteurs cancérigènes sans pouvoir distinguer le responsable. Ces cancers sont dits « spontanés ».

A ce jour, tous les documents publiés en Europe et dans le monde par les organismes médicaux compétents indiquent clairement que le nombre de cancers « spontanés » continue de progresser au même rythme qu'avant l'accident, donc sans augmentation anormale.
Ce rythme est le même que le pays ait été exposé ou non.

Il en est de même pour les trisomies-21, les malformations génétiques et autres effets génétiques.
Dans ce domaine, le suivi des générations successives de descendants des irradiés d'Hiroshima et de Nagasaki a déjà montré qu'il n'y a pas de relation avec les doses reçues.

6. LES MÉFAITS D'UNE MÉDIATISATION OUTRANCIÈRE

Comme après tout accident grave et surtout dans les zones à forte exposition, une des principales manifestations est d'ordre psychologique et sociétal. Les populations sont extrêmement sensibles aux informations et aux rumeurs.

Ainsi, le taux de suicides a significativement augmenté et dans certains pays européens comme l'Italie ou la Grèce, pourtant peu exposés, sous la pression des informations apocalyptiques que des associations irresponsables ont propagées, le taux d'IVG a drastiquement augmenté.

7. LE CANCER THYROÏDIEN EN FRANCE

La thyroïde est une glande qui utilise l'iode pour sécréter des hormones indispensables à la croissance et au développement de l'enfant. En milieu contaminé, elle s'enrichit en iode radioactif comme l'I-131.
Les cancers de la thyroïde sont nettement apparus en 1990, chez les enfants de moins de 15 ans au moment de l'accident, dans les régions limitrophes de Tchernobyl. L'augmentation a été sensible en Russie, nette en Ukraine, et importante en Biélorussie. Au total pour les 3 pays, le nombre de cas déclarés en 2001 était proche de 2000. (Quand la prise en charge est correctement assurée, 99% des cancers de la thyroïde sont guéris). Le suivi de la tranche d'âge située entre 15 et 29 ans indique que l'effet se poursuit chez les enfants devenus des adultes.

Qu'en est-il en France ?
Les registres du cancer thyroïdien du réseau Francim indiquent, tous âges confondus, une augmentation continue depuis 1975, pareillement aux autres cancers.
Sur la période de 1975 à 1995, l'incidence est passée de 0,6 à 3,1 pour 100 000 chez les hommes et de 2,1 à 5,7 pour 100 000 chez les femmes, sans que cette croissance ne présente d'accélération particulière depuis 1990. Concernant les enfants, les études sont basées sur les registres de Franche Comté, une des zones les plus touchées, et, comportant une population de 2,27 millions d'enfants de moins de 15 ans en 1986. Le nombre de cas déclarés est trop faible pour donner un résultat significatif.

Un calcul de risque a été effectué sur les périodes 1991-2000 et 1991-2015 à partir de 6 modèles différents sans plus de résultat. La difficulté d'estimer un excès de cancer qui serait lié aux rayonnements ionisants n'est pas étonnante car **les doses à la thyroïde ont été en moyenne plus de 100 fois inférieures à celles des enfants des régions touchées autour de Tchernobyl** et sans comparaison avec celles qui sont subies dans une radiothérapie ou dans un examen clinique à base d'I-131. De plus, l'occurrence est plus forte dans certaines régions de l'Ouest de la France alors que la dose est de 10 à 100 fois inférieure à celle des régions de l'Est de la France. Elle ne touche pas préférentiellement les personnes qui étaient enfants à l'époque.

Ces réalités n'ont pas empêché le dépôt de plus de 560 plaintes pour manque de protection de la population contre les effets des rayonnements ionisants apportés par l'accident.
Le non lieu accordé au Pr Pellerin est basé sur le fait que ces plaintes ne sont pas fondées (Arrêt du 7 septembre 2011 de la Cour d'appel de Paris).
La Cour note en particulier que l'augmentation des cancers de la thyroïde, qui a commencé avant l'accident, concerne aussi bien les Etats-Unis, le Canada ou l'Australie, qui n'ont pas été affectés par le panache de Tchernobyl (voir l'article « Raison contre Passion : le procès du Pr Pellerin se conclut par un non-lieu »).

Il n'en reste pas moins que, dans les actions d'information de la population et de formation dans les écoles, **la façon d'aborder les questions de sûreté et d'énergie est primordiale** : soit sera entretenue la grande peur irraisonnée du nucléaire, soit se développera une vision plus responsable, basée sur des connaissances scientifiques et sur la réalité des faits**.**
La prévention et la sûreté ne peuvent qu'être gagnantes.

Cette fiche a été rédigée sur la base de deux principales sources :

- Forum de septembre 2005 : UNSCEAR (United Nations Scientific Commitee on Effects of Atomic Radiation)
- Tchernobyl 17ans après : IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire)

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

MUNITIONS A L'URANIUM APPAUVRI

L'Uranium naturel et l'Uranium appauvri

L'Uranium naturel est un élément qui renferme principalement 3 isotopes : U 238, U 235, U 234.

L'uranium appauvri (UA) contient une forte proportion d'U238 et moins d'U235 et d'U234 que dans l'Uranium naturel. L'uranium appauvri est ce qui reste après l'enrichissement de l'Uranium en vue de son utilisation dans les centrales nucléaires pour lesquelles on enrichit le combustible (à 3-5 % environ) en U 235. L'U234 et les 2/3 de l'U235 sont enlevés.
Il en résulte que l'Uranium appauvri est presque exclusivement de l'U238 avec une radiotoxicité d'environ 60% par rapport à celle de l'uranium naturel.
L'uranium appauvri peut aussi provenir de l'uranium de retraitement provenant des combustibles après une première utilisation en centrale nucléaire. Cet uranium appauvri (URA) se caractérise par la présence d'U232 et d'U236 avec d'autres éléments à l'état de traces infinitésimales.

Toxicité de l'Uranium appauvri

La désintégration de l'uranium appauvri se produit principalement par émission de particules alpha qui ne pénètrent pas au-delà des couches cutanées, mais qui pourraient affecter les cellules internes qui sont sensibles aux effets ionisants, lorsque ce métal est ingéré ou inhalé.
La toxicité globale de l'uranium est bien connue depuis de nombreuses années. L'uranium est un élément chimique classé en toxicologie classique parmi les métaux lourds comme le plomb ou le mercure.
La toxicité chimique prévaut sur la toxicité radiologique.

Utilisation de l'Uranium appauvri

Du fait de sa forte densité, il peut être utilisé dans les services de radiothérapie ainsi que pour le transport des isotopes radioactifs. Il arrête les rayonnements gamma de façon plus efficace que le plomb.
En raison de sa densité, il a aussi été utilisé comme lest dans les quilles des bateaux à voile.

L'Uranium appauvri est utilisé par les militaires pour ses propriétés mécaniques mais pas pour ses propriétés radioactives. Ce métal est bon marché, il est lourd (1,7 fois plus dense que le plomb). Les militaires l'utilisent pour faire des blindages et comme revêtement des obus anti-chars car on lui a trouvé d'excellents pouvoirs de pénétration des blindages. Les obus anti-chars à l'uranium sont dits « cinétiques ». La masse élevée de l'uranium est un de leurs avantages, l'autre étant leur capacité à brûler, en élevant la température suffisamment pour pénétrer les blindages. Une fois que le blindage du char a été percé, l'obus se désagrège en petits fragments formant des éclats qui détruisent les systèmes de guidage et de communication, ainsi que les membres de l'équipage.

Inquiétudes suscitées par l'utilisation de l'uranium appauvri

L'Uranium appauvri est libéré, lors de l'utilisation d'armes, sous la forme de petites particules ou de poussières qui peuvent être inhalées, ingérées ou rester dans l'environnement.
L'uranium appauvri libéré par ces armes pourrait avoir des conséquences sanitaires pour les populations habitant dans les zones de conflit (Golfe persique, Balkans, pour les plus récentes). Certains pensent que le « Syndrome de la guerre du Golfe » pourrait être associé à une exposition à l'uranium appauvri, mais aucune relation de cause à effet n'a encore été établie.
Il serait regrettable que la responsabilité des cancers et autres maladies soit recherchée exclusivement dans l'utilisation de l'uranium appauvri, en sous-estimant ou en ignorant les effets sans doute combinés des explosifs et autres composants des obus, des gaz de combat, des incendies des usines chimiques qui ont été bombardées, ainsi que des dégagements des puits de pétrole en feu, de la destruction des sites bactériologiques ou chimiques, des prises d'antidotes aux produits chimiques, de la vaccination contre les armes secrètes des militaires US ou tout simplement du stress que comporte tout acte guerrier.
On risquerait en effet de passer à côté des véritables causes, au seul détriment des malades.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 6 Ind. 6 du 14 octobre 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

MUNITIONS À L'URANIUM APPAUVRI

1. L'URANIUM

1.1. L'URANIUM NATUREL

L'uranium naturel (^{238}U) est parmi les plus lourds métaux dans la nature avec 92 protons. Sous forme métallique il a l'aspect du plomb, il est pyrophorique lorsqu'il est finement divisé (capable de s'enflammer spontanément dans certaines circonstances). Il se compose essentiellement de l'isotope 238 à 99,27 % (voir tableau en annexe), qui a une période de 4,5 milliards d'années, d'uranium 235 à 0,72 % et d'uranium 234 à 0,006 %.
Sa concentration dans la croûte terrestre est en moyenne de 2 à 3 milligrammes par kilogramme (mg/kg ou ppm : partie par million) mais peut atteindre 10 mg/kg dans les granites, elle est de 3,3 microgrammes par litre (µg/l ou millionième de gramme par litre) d'eau de mer et peut atteindre 50 µg/l dans les eaux minérales du Massif Central.
L'uranium naturel (Unat) ne provoque pas d'irradiation externe ; au contact de l'épiderme son effet radiologique est arrêté par celui-ci. L'isotope 235 de l'uranium est recherché pour sa forte propriété fissile utilisée, notamment, pour le combustible des centrales nucléaires.

1.2. L'URANIUM APPAUVRI

Afin d'accroître sa réactivité, on procède à l'enrichissement de l'Uranium naturel en isotope 235. Le procédé consiste à augmenter la proportion d'^{235}U (< 4 % pour les combustibles REP[1]).
En France, cet enrichissement se fait par diffusion gazeuse à l'usine d'EURODIF au Tricastin, en attendant la mise en marche de l'usine Georges Besse 2. L'uranium dont on a extrait près des deux tiers de ^{235}U est un sous-produit appelé uranium appauvri (UA) (0,2 % d'^{235}U et 99,75 % d'^{238}U).

Une nouvelle source d'uranium appauvri est apparue comme sous produit du ré-enrichissement de l'Uranium de Retraitement (UR), provenant des combustibles après une première utilisation en réacteur. Cet Uranium de Retraitement Appauvri (URA) est caractérisé par la présence d'^{232}U et ^{236}U ainsi que de traces infinitésimales d'autres actinides, éléments de la même famille chimique que l'uranium, et de quelques produits de fission (PF) (entre 10^{-11} soit 0,01 partie par milliard (ppb) et 10^{-7} g soit 0,1 partie par million (ppm).

1.3. CARACTÉRISTIQUES DE L'URANIUM APPAUVRI

Bien que d'une radioactivité plus faible, l'uranium appauvri a les mêmes caractéristiques que l'uranium naturel. Il sert en radioprotection, car du fait de sa forte densité, il arrête les rayons gamma de façon encore plus efficace que le plomb. En raison de sa forte densité, il a également servi comme lest de quille de bateau à voile. Sous forme d'oxyde (UO_2), en mélange avec l'oxyde de plutonium, il sert à la fabrication du combustible mixte d'oxyde d'uranium et de plutonium (MOX : UO_2, PuO_2).

L'uranium appauvri produit en France a une activité spécifique de 20 000 à 40 000 Bq/g, c'est-à-dire environ la moitié de la radioactivité de l'uranium naturel, alors que les traces d'impuretés (plutonium, américium, plomb, etc.) présentent une activité propre de 10^{-4} Bq/g (1 Bq pour 10 kg d'URA), donc négligeable. A titre de comparaison la radioactivité totale du corps humain est en moyenne de 100 Bq/kg.
Les Etats-Unis (et l'ex-URSS), qui traitent l'UNat et l'UR alternativement dans les mêmes installations d'enrichissement avec des conduites variées du procédé, disposent d'uranium appauvri pouvant avoir des caractéristiques intermédiaires entre celles de l'UA et celles de l'URA.

1.4. L'URANIUM APPAUVRI (UA OU URA) DANS LES ARMES ?

L'UA sous forme métallique étant plus de 2 fois plus dense que l'acier et près de 1,7 fois plus dense que le plomb.

[1] *Réacteur à eau pressurisée, la filière des réacteurs électrogènes de 3ème génération en France*

Son utilisation permet de miniaturiser des obus perforants (antichars), et donc de diminuer la résistance à l'air et d'augmenter la vitesse du projectile. De plus, les propriétés pyrophoriques de l'uranium permettent l'accroissement de l'effet perforant de l'obus (flèche) par fusion du blindage lors de l'impact et provoquent également un effet incendiaire à l'intérieur des engins blindés.

Sous les effets combinés du choc et de la haute température, il y a production d'éclats et pulvérisation d'une partie de l'UA (ou URA) dans l'atmosphère. L'effet pyrophorique et la combinaison chimique avec l'oxygène de l'air produisent des particules d'UO_2 insolubles, en grande partie comprises entre 1 à 5 micromètres de diamètre, c'est-à-dire susceptibles d'être inhalées ou ingérées par les personnes atteintes par l'air contaminé.

La France ne produit pas d'UA métallique et en a importé 1 000 t (SICN[2]) pour produire quelque 60 000 obus. Plusieurs centaines de tirs d'essai ont été effectués entre 1988 et 2009 au Centre d'études de GRAMAT de la Direction Générale de l'Armement. Ces tirs étaient confinés et réalisés dans une installation dédiée constituée d'une enceinte en acier étanche à ventilation contrôlée. L'installation est une ICPE (installation classée pour la protection de l'environnement). Depuis 2010, ce centre est devenu un centre du Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) et la décision a été prise de démanteler cette ICPE car elle n'est plus utilisée depuis 2009 et aucun programme de recherche ne prévoit son utilisation future. Les travaux de démantèlement débuteront fin 2014 et se termineront en 2016.
La France n'a tiré aucun obus à l'UA lors des guerres du Golfe et des Balkans.

2. LES EFFETS

2.1. TOXICITÉ CHIMIQUE DE L'URANIUM APPAUVRI

L'uranium est un élément chimique classé en toxicologie classique parmi les métaux lourds comme le plomb ou le mercure. Dispersé finement dans la nature, il se transforme en composés chimiques complexes, plus ou moins solubles dans les milieux biologiques liquides constituants des organismes vivants. Quel que soit l'isotope considéré, les risques toxicologiques chimiques restent identiques.

Par ingestion (aliments ou eaux de boisson), 98 % des composés solubles de l'uranium et 99.8 % des composés insolubles sont éliminés par voie urinaire ou avec les selles. Dans un environnement normal, l'organisme humain reçoit quotidiennement un apport de 2 μg d'uranium [2] et en conserve un stock permanent d'environ 90 μg (dont environ 60 μg dans le squelette).
Par inhalation, le transfert à l'organisme est plus rapide et plus important. Mais il est à noter que, compte tenu des mécanismes biologiques d'épuration, il a été démontré expérimentalement qu'une concentration de 150 μg par mètre cube d'air respiré [3] ne produit aucun effet détectable.
La toxicité chimique de l'uranium, qui prévaut sur la toxicité radiologique, a conduit la réglementation française à fixer des limites de masse ingérée ou inhalée de composés chimiques d'uranium à, respectivement, 150 mg et 2,5 mg par jour quelle que soit la composition isotopique de l'élément.

2.2. TOXICITÉ RADIOLOGIQUE DE L'URANIUM APPAUVRI

En considérant le risque associé aux caractéristiques radioactives de l'uranium appauvri (très faible radioactivité spécifique du fait de sa très longue période), les recommandations internationales, reprises dans la législation française ont été établies sur les constatations suivantes :

- en cas d'ingestion, il apparaît qu'une consommation de 12,5 g de composés solubles ou de 50 g de composés insolubles, répartie tout au long d'une année, n'a pas d'effet radiologique
- pour l'inhalation, l'hypothèse très pessimiste que toutes les particules d'uranium plus petites que 5 microns de diamètre restent de façon permanente, pour toute la vie, incorporées dans le poumon, conduit à retenir les valeurs très prudentes de limite annuelle inhalée de 1,2 mg d'uranium appauvri pour le public et 23,8 mg pour les travailleurs

2.3. LA TOXICITÉ GLOBALE DE L'URANIUM APPAUVRI

C'est la toxicité chimique qui a l'effet le plus immédiat. Une pathologie rénale est diagnostiquée pour un seuil d'environ **1 mg d'uranium fixé** dans cet organe.
Pour des valeurs légèrement inférieures, il a été mis expérimentalement en évidence qu'une toxicité neuro-musculaire peut apparaître avec un certain délai, sans que se soit manifestée la toxicité rénale.

[2] *Société Industrielle de Combustibles Nucléaires - F 38113 Veurey*

La toxicité radiologique de l'uranium ne pourrait se manifester que pour des quantités incorporées très importantes et dans tous les cas très postérieurement à la toxicité physico-chimique. L'uranium n'est pas considéré comme un cancérogène par le CIRC[3] et l'EPA[4].
La toxicité globale de l'uranium est très bien connue expérimentalement, depuis presque un siècle chez les mineurs, et depuis cinquante années chez les travailleurs du cycle du combustible.
A la suite de plusieurs études épidémiologiques sur ces personnels, aucun excès de cancer et de leucémie n'a été mis en évidence par rapport au reste de la population.
Quelle que soit la voie d'atteinte (orale ou respiratoire), et la forme chimique de l'uranium (soluble ou insoluble), l'analyse des urines fournit un contrôle aisé et fiable ; le taux normal est de 0,3 μg d'U par litre d'urine. Il est donc aisé de contrôler les personnes qui auraient pu être exposées et d'évaluer les conséquences éventuelles.

3. LA GUERRE DU GOLFE

Lors de la guerre du Golfe, des obus flèches à l'uranium appauvri, tirés par l'aviation américaine ont atteint par erreur des blindés américains. Le commandant de marine James Helmkamp [3] a estimé *"… que les armes avec de l'UA ont entraîné la destruction de 14 tanks Abrahams et de 15 engins blindés Bradley…"* faisant 35 morts et 72 blessés en Irak et au Koweït.
Les premières études poussées ont porté particulièrement sur ces victimes et sur des soldats américains, canadiens et français exposés à des contaminations par inhalation et/ou par ingestion sur les champs de tir. La détection à faible niveau d'uranium urinaire, sans qu'il y ait de blessures, a confirmé des expositions ponctuelles chez certains d'entre eux. Aucun effet toxique n'a été relevé.
L'intérêt s'est focalisé sur les contaminations par blessure ou plaie et notamment les poly-criblés par des éclats inférieurs à 1 mm (difficiles à éliminer chirurgicalement). 50 soldats ont été recensés contaminés et 36 ont pu être suivis. Suite à un phénomène de dissolution lente, on a d'abord constaté l'augmentation dans le temps des excrétions urinaires, puis leur décroissance. Aucune pathologie rénale ou radio induite n'a été associée. Parmi ces poly-criblés, 5 cas ont présenté des modifications des tests cognitifs (diminution de la mémoire et de logique), sans pathologie.
Il semblerait que le "syndrome du Golfe" soit de type neuro-musculaire avec perte de mémoire, fatigue, fièvre, irritabilité et douleurs articulaires, mais pour aucun des plaignants il n'y a d'éléments permettant d'associer ce syndrome à une exposition à l'UA.

4. LA GUERRE DES BALKANS

Bien que quelque 30 000 obus aient été tirés au Kosovo et 10 000 en Bosnie, aucune étude générale sur les expositions à la dispersion d'uranium appauvri n'est disponible pour les populations et les militaires.
Pour une présence permanente de 3 000 militaires en Bosnie et 5 000 au Kosovo ce sont 83 000 français qui ont séjourné dans les Balkans entre 1992 et 2000 [4].
Les cas de leucémies et de lymphomes (cancer des ganglions) diagnostiqués chez les soldats italiens (6 cas), français (6), belges et anglais ne présentent aucun lien avec une exposition éventuelle à l'uranium appauvri.

L'examen épidémiologique effectué sur le groupe des intervenants sur le théâtre des opérations a même mis en évidence un nombre plus faible de cancers que celui normalement (statistiquement) attendu dans la population européenne. Cela s'explique facilement par le fait qu'il s'agit d'une sélection d'hommes jeunes et en bonne santé.

5. CONCLUSION

Les armes comportant de l'uranium appauvri sont surtout dangereuses par leur effet pyrophorique et le dégagement de fumées toxiques qu'elles génèrent après leur impact. Seules les personnes présentes et les soldats en opération sont exposés à la toxicité chimique de l'UA, atteignant le rein, liée au caractère de métal lourd qu'est l'uranium appauvri, comme pour le mercure et d'autres métaux.

Une toxicité radiologique, spécifique aux poumons, reste dans tous les cas négligeable. Les délais d'incubation des cancers, depuis la date d'intervention au Kosovo, rendent tout à fait improbable toute causalité liée à l'UA. Les études sur la radiothérapie démontrent que le délai de latence des leucémies radio-induites est de 5 à 7 ans et ceci pour des expositions très supérieures à celles estimées sur le théâtre des opérations.

Force est de constater que la contamination à l'UA n'a pas eu d'effets mesurables en ce qui concerne les vétérans exposés durant les guerres du Golfe persique et des Balkans car la dose aiguë pouvant entraîner des

[3] Centre International de Recherche sur le Cancer - Organisation Mondiale de la Santé (OMS)
[4] Environmental Protection Agency (Etats Unis)

effets toxiques chimiques mesurables sur les reins ou la conduction nerveuse de ces sujets n'a jamais été atteinte.

Il serait extrêmement regrettable que la responsabilité des cancers et autres maladies soit recherchée exclusivement dans l'utilisation de l'uranium appauvri, en sous-estimant ou en ignorant les effets sans doute combinés : des explosifs et autres composants des obus, des gaz de combats, des incendies des usines chimiques (ou de pesticides) qui ont été bombardées, des dégagements des puits de pétrole en feu, de la destruction des sites secrets (bactériologiques ou chimiques), des prises d'antidote aux produits chimiques, de la vaccination contre ces armes secrètes des militaires US ou tout simplement du stress que comporte tout acte guerrier. On risquerait en effet de passer à côté des véritables causes, au seul détriment des malades.

Il faut chercher en dehors de l'UA l'origine des "syndromes du Golfe ou des Balkans", sans oublier les aspects sociologiques ou médiatiques.

6. RÉFÉRENCES

[1] H. de Choudens & G. Troesch Introduction à la radioprotection - Société Française de Radioprotection - 1985
[2] Anne Flüry-Hérard Effets sanitaires de l'Uranium appauvri CEA - Janvier 2001
[3] Dr. A. Behar Association des Médecins Français pour la Prévention de la Guerre Nucléaire - extrait de Médecine et Guerre nucléaire volume 4 n° 4 (1999) Mis en ligne sur le site Web d'Yves Renaud
[4] Dr T de Revel Hôpital Percy - Hématologue des Armées, 22/02/01

ANNEXE

Caractéristiques de l'uranium

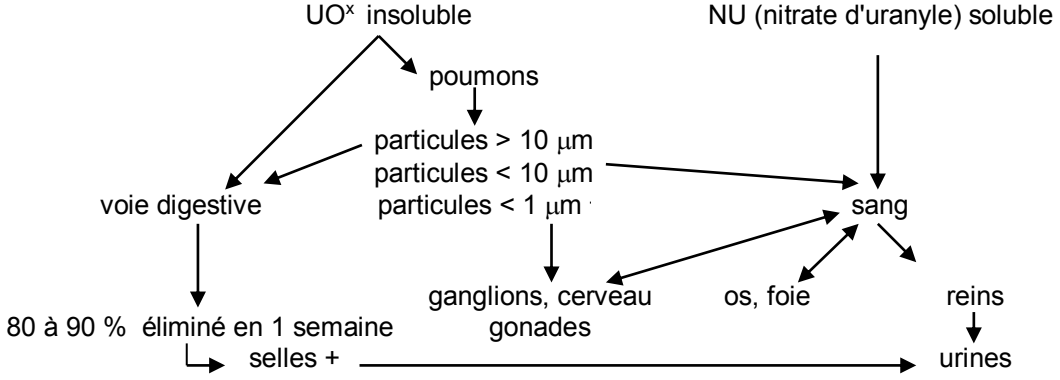
L'uranium est présent dans la croûte terrestre depuis la création du monde, il a été découvert en 1789 dans la pechblende par MH Klaproth.
Mais c'est seulement en 1896 que H. Becquerel découvre sa radioactivité. Sous forme métallique il a une densité voisine de 19, il fond vers 1130 °C, sa tension de vapeur à 1430 °C est voisine de 10^{-4} mm Hg [1], sa température d'ébullition est de 3850 °C.

Isotope	Proportion (%)	Période (ans)	Activité massique (Bq/g)	Activité massique (%)	Emetteur	Energie (MeV)
Unat						
238	99,27	$4,5.10^9$	12.10^3	49	α	4,2
235	0,72	$0,7.10^9$	80.10^3	2	$\alpha + \gamma$	4,3 & 0,2
234	0,006	$0,25.10^6$	227.10^6	49	α	4,8
UR*						
232		70	8.10^{11}		α	
236		$23,4.10^6$	$2,4.10^6$		α	

* isotopes supplémentaires par rapport à l'Unat.

Voies d'atteinte

Il y a trois voies d'atteinte possible pour l'homme (et les êtres vivants) : inhalation de particules, ingestion orale, passage transcutané. Les pathologies engendrées sont principalement d'origine chimique masquant totalement les effets radiologiques. Les organes sensibles sont les reins, les os, le foie, les gonades selon la forme soluble ou non du composé chimique.



LE TRAITEMENT POUR RECYCLAGE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE USÉ

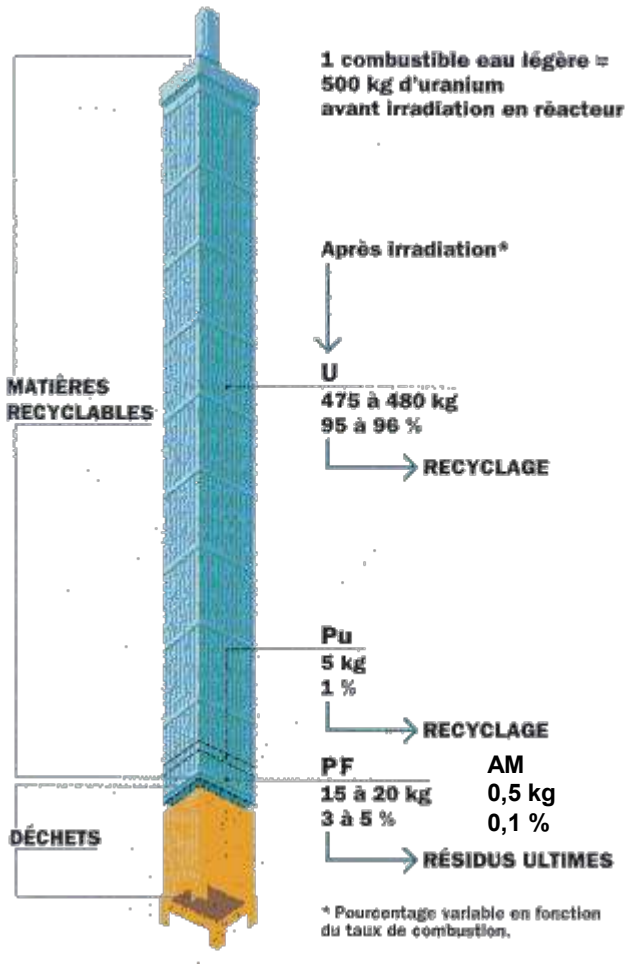
Après irradiation en réacteur, le combustible usé contient des matières fissiles valorisables : uranium faiblement enrichi et plutonium.

Le combustible usé contient aussi des produits de fission (PF) et des actinides mineurs (AM).

Le procédé de traitement pour recyclage consiste à extraire l'uranium et le plutonium, tandis que les produits de fission et les actinides mineurs qui constituent des déchets finaux sont séparés puis bloqués par vitrification dans des blocs destinés à être entreposés sous contrôle en attendant leur dépose dans un stockage définitif.

L'uranium et le plutonium sont recyclés sous forme de combustible nucléaire dans l'usine Mélox.

Schéma d'un assemblage combustible usé



GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 7 Ind. 4 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE TRAITEMENT POUR RECYCLAGE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE USÉ

NB : Le terme « traitement pour recyclage » est désormais préféré à celui de « retraitement ».

Cette phase du cycle du combustible, qui permet le recyclage du combustible usé conformément aux principes du développement durable, de la maîtrise des déchets et de la sûreté de leur gestion, et de l'économie du combustible, a résulté d'un choix politique national grâce à la maîtrise d'un procédé dont les moyens techniques étaient qualifiés et disponibles.

1. OBJECTIFS

La Loi de juillet 1975, modifiée en 1992, définit le déchet ultime comme un déchet qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques ou économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable et/ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux.
Cette même loi précise deux principes clés :

- responsabilité du producteur ou du détenteur pour l'élimination des déchets
- contrôle par l'Administration

et fixe deux objectifs principaux :

- prévenir ou réduire la production et la nocivité des déchets
- valoriser les déchets par réemploi, et recyclage, pour obtenir des matériaux réutilisables ou de l'énergie

Pour répondre à ces objectifs, un procédé industriel de génération d'énergie en grande quantité exige donc, outre la disponibilité d'un élément énergétique et d'une machine de génération d'énergie, des procédés de diminution de la production de déchets, de leur valorisation et de réduction de leur caractère polluant ou dangereux.

Le retraitement des combustibles nucléaires usés est une technologie industrielle qui répond à cette dernière exigence par récupération des matières énergétiques, uranium et **plutonium** (voir fiche GAENA N° 21) et, par transformation des produits de fission et d'activation formés lors de la libération d'énergie dans les réacteurs, en déchets ultimes compatibles avec un mode de stockage agréé.

Pour donner une image, si un élément combustible neuf de réacteur à eau ordinaire équivaut en énergie à 50.000 tonnes de charbon, ce même élément dit "usé" présente encore à sa sortie du réacteur l'équivalent énergétique de 15.000 tonnes de charbon.

En extrayant la quasi totalité du plutonium des résidus, on réduit d'une manière significative (facteur 10), la radiotoxicité à moyen et long terme des **déchets nucléaires** (voir fiche GAENA N°3).

Le retraitement permet également de séparer les matières non réutilisables de caractéristiques radiotoxiques différentes (produits de fission et éléments de structures mécaniques activées de l'élément combustible).
Ce tri des déchets permet d'en réduire le volume final d'un facteur 5.

Le retraitement correspond à l'article 1 de la Loi de Décembre 1991 (dite Loi BATAILLE) concernant les déchets radioactifs : assurer la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les générations futures, qui sont les principes du développement durable.

2. PROCÉDÉ DE RETRAITEMENT

Après un demi-siècle d'expérience industrielle continue, la France a fait la preuve qu'elle maîtrise la technologie du retraitement des combustibles usés.

Cette maîtrise a été obtenue par une montée en puissance de cette partie du cycle qui a su s'adapter à l'évolution des éléments combustibles et surtout à l'augmentation du taux d'énergie dégagée dans le réacteur, conduisant à un accroissement des contraintes industrielles.

Le Commissariat à l'Énergie Atomique & aux Énergies Alternatives (CEA) et ORANO (anciennement AREVA-NC et COGEMA) ont su, dès le début du développement industriel nucléaire français, assurer un retour d'expérience qui a garanti le bon fonctionnement des usines de retraitement de MARCOULE (UP1) puis de la HAGUE (UP2, UP3 et UP2-800).

Sur ces deux sites se sont développées, parallèlement, une recherche et une technologie de maîtrise des déchets qui ont débouché sur la mise au point et l'industrialisation de procédés de réduction de volume, de vitrification et de confinement.

Schématiquement, le procédé de retraitement est constitué de diverses phases :

- transport, réception et entreposage des combustibles usés
- traitements mécanique et chimique des combustibles usés pour séparer déchets et matières énergétiques
- conditionnement des matières énergétiques
- conditionnement et entreposage des déchets

Tous les douze à dix-huit mois environ, chaque réacteur nucléaire du parc REP d'EDF procède au remplacement des éléments combustibles usés, soit environ 40 à 60 assemblages.
Cette opération conduit à transférer des assemblages (au nombre de 12) dans un conteneur de transport (100 tonnes). Cet « emballage » est préparé pour l'expédition (fermeture - vidange - séchage - mise sous vide - contrôle d'étanchéité - contrôle de non contamination).

A l'arrivée à l'usine, le conteneur est déchargé et les assemblages combustibles sont entreposés dans des piscines sous eau refroidie et contrôlée en permanence. Les usines UP2-800 et UP3 disposent de quatre grandes piscines d'une capacité totale de 14 000 tonnes de combustible.

Après décroissance de la radioactivité (~ 5 ans), l'assemblage combustible est introduit dans une cellule de démantèlement et de cisaillage mécanique. La matière nucléaire (pour 95%, de l'oxyde d'uranium irradié) contenue dans les morceaux de gaines cisaillées est dissoute dans de l'acide nitrique. Les éléments de structure de l'assemblage (pieds et têtes) et de gainage de la matière fissile (coques), débarrassés des traces de matières nucléaires, constituent des déchets radioactifs.

Lors de ces opérations, les éléments volatils présents en faible quantité sont rejetés soit sous forme gazeuse soit sous forme liquide. Ces rejets sont pris en compte dans l'impact du retraitement (voir § 3).
La solution nitrique contenant la matière nucléaire est traitée suivant un procédé chimique. Ces opérations relativement complexes conduisent à la séparation des matières valorisables au plan énergétique (uranium et plutonium) des déchets (produits de fission et actinides mineurs).

En fin d'opération, l'uranium recyclable est disponible en solution de nitrate d'uranyle et le plutonium est conditionné sous forme d'oxyde en poudre dans des conteneurs. Les produits de fission sont entreposés en solution nitrique dans des cuves avant leur vitrification.

La vitrification met en œuvre un procédé continu, développé et exploité depuis 1976 au Centre de Marcoule et sans cesse amélioré. Actuellement, la vitrification des produits de fission contenus dans une tonne de combustible usé génère 130 litres de déchets sous forme de verre radioactif coulé dans un conteneur répondant aux prescriptions des organismes de contrôle.

Les autres déchets de procédé (pieds, têtes et coques) sont compactés sous forme de galettes et conditionnés dans un conteneur identique au précédent qui peut recevoir les rebuts métalliques correspondants, dans le rapport de 180 litres par tonne de combustible retraité.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Annuellement 1050 tonnes de combustible uranium (UOX) sont déchargées des réacteurs EDF et sont mis en décroissance en piscine. Chaque année, également, 850 tonnes de combustibles usés issus de cet entreposage sont retraitées.

Mais la quantité de combustible utilisée par les réacteurs diminue au fur et à mesure de l'augmentation de leurs performances. A partir de 2015, l'équilibre entre déchargement et retraitement sera atteint avec une réduction progressive de l'entreposage différentiel.
A noter que le traitement du combustible usé pratiqué dés le début du développement industriel nucléaire français a permis d'éviter l'entreposage d'attente sur les divers sites des réacteurs nucléaires de plus de 35 000 tonnes de combustible usé.

La situation de l'entreposage des combustibles usés dans les piscines de la Hague était en 2009 la suivante : sur les 7500 tonnes présentes, en cours de décroissance, 500 tonnes proviennent de pays étrangers.
Leur traitement et le retour des déchets et des matières nucléaires à leurs propriétaires font l'objet d'un calendrier contractuel. (NB : la capacité technique de retraitement des usines de la Hague est de 1600 tonnes par an).

Les combustibles mixtes uranium/plutonium (MOX), actuellement utilisés dans les réacteurs EDF (100 tonnes déchargées par an), font partie des programmes contractuels établis par EDF et AREVA, sous l'égide de l'autorité gouvernementale. 100 tonnes de combustible MOX usé ont déjà été retraitées à la Hague à titre expérimental.

3. IMPACT DU RETRAITEMENT SUR L'ENVIRONNEMENT

Toute installation industrielle a un impact sur l'environnement.

Rappelons que le premier impact du traitement du combustible usé sur l'environnement est doublement favorable : diminution du volume des déchets (moins d'entreposage), diminution de la radio toxicité des déchets à long terme (au delà de 1000 ans).

Une politique rigoureuse de réduction des rejets radioactifs lors du retraitement s'est développée dès les années soixante.
Le principe d'un rejet demeurant dans des limites réglementaires, garantissant l'absence de tout effet décelable sur la santé des populations, a, peu à peu, cédé la place au principe d'ALARA (« as low as reasonnably achievable ».
Un strict recyclage des produits utilisés ou générés dans les opérations de traitement et une évaluation réaliste et prudente de l'impact par les Organismes de Contrôle (relevant du Ministère de la Santé, du Ministère de l'Environnement et du Ministère de l'Industrie) a eu pour résultat une réduction régulière des rejets dans l'environnement.
Dans ce but, après de nombreuses évaluations antérieures, deux enquêtes récentes sur les modes de vie et de consommation ont été menées par le CREDOC (Centre de Recherche pour l'Etude et l'Observation des Conditions de Vie), organisme compétent dans ce domaine.
De plus, les Ministères chargés de la Santé et de l'Environnement ont mis en place une commission pour réexaminer les modalités des calculs d'impact à l'exposition à la radioactivité et choisir les méthodes les plus appropriées.
En particulier, deux groupes de population les plus exposés aux rejets atmosphériques et aux rejets liquides en mer, ont été identifiés. Pour cela, des hypothèses maximales d'habitudes alimentaires et de séjour ont été retenues (consommation exclusive de produits locaux, activité professionnelle de pêche locale, séjour permanent sous les vents dominants).

La conclusion de ces actions a mis en évidence que l'impact des rejets des usines de la Hague sur ces groupes de référence les plus exposés représente, pour une année, au maximum 4 millièmes de l'exposition naturelle.
Or celle-ci concerne aussi bien toute la population française que ces groupes de personnes.

Enfin, en juillet 1999, le groupe de Radio-Ecologie Nord Cotentin a publié le résultat de ses travaux. Il travaillait dans le cadre du Comité Scientifique pour une Nouvelle Etude de **Radio-épidémiologie** (voir fiche GAENA N°42), créé en 1997, par les ministères de la Santé et de l'Environnement.
Dans ses conclusions, il mentionne : "Il est donc peu probable que l'exposition due aux installations nucléaires locales puisse entraîner une augmentation observable en terme d'incidence de leucémie".
Ce résultat permet d'écarter une relation causale de cas de leucémie avec les rejets des usines de retraitement pour des jeunes de 0 à 24 ans du canton de Beaumont-Hague comme avait pu le faire craindre une étude, très controversée, publiée par un médecin normand dans un journal spécialisé de Grande-Bretagne.

Les modèles d'exposition des populations utilisées ont pu être validés grâce à plusieurs millions de mesures effectuées régulièrement depuis le tout début des années 60 sur les sites terrestres et marins du Nord Cotentin, par de nombreux laboratoires indépendants les uns des autres.

4. CONCLUSION

Le retraitement des combustibles nucléaires usés, qui relève du développement durable par le tri et le recyclage des déchets, est un élément important de la politique énergétique française.
Il répond à la fois aux exigences des textes réglementaires sur la protection de l'environnement et la gestion des déchets et au principe de précaution, par une totale et réelle maîtrise du cycle du combustible.
Il faut rappeler que les opérations de retraitement sont sous surveillance permanente, administrative et technique, des organismes nationaux, européens et internationaux. *Le retraitement assure industriellement un inventaire réel de toutes les matières nucléaires, en particulier du plutonium et des déchets,* ce qui ne peut être actuellement le cas du stockage en l'état des combustibles usés.

Il faut noter que pour un coût d'opération voisin de celui du retraitement, le stockage direct en formation géologique profonde des combustibles usés considérés comme des déchets ultimes sans récupération des matières énergétiques valorisables conduit en fait à un non respect du principe de développement durable.

Après un entreposage d'attente d'une durée minimale de 50 ans, le combustible usé, présentant une radiotoxicité 10 fois supérieure à moyen et long terme et un volume 5 fois plus grand que les déchets issus du retraitement et conditionnés, sera mis dans un stockage géologique de plus grande emprise, et qu'il faudra adapter aux caractéristiques du combustible usé.

La Commission Nationale d'Evaluation des travaux des acteurs du nucléaire remarque que la bonne gestion des déchets implique le retraitement. Cette position est justifiée par les résultats déjà obtenus par le CEA :

- accroissement de la consommation de plutonium par les réacteurs actuels par développement du nouveau combustible nucléaire MOX
- confirmation de la faisabilité scientifique de la transmutation en produits à vie courte des actinides mineurs à vie longue
- consensus scientifique international sur la durabilité (> 10 000 ans) en stockage profond des déchets vitrifiés actuellement produits

En ce qui concerne l'avenir, AREVA prévoit d'utiliser industriellement et de vendre à l'exportation le procédé COEX^{TM} qui contribuera à la lutte contre la prolifération, en faisant en sorte que le plutonium puisse être recyclé sans avoir été isolé pendant les opérations de retraitement et de conversion en nouveau combustible.

La recherche et développement sur l'évolution du procédé actuel ou sur de nouveaux procédés de retraitement se poursuit pour le démarrage des réacteurs de **quatrième génération** (voir fiche GAENA N°22) et pour le traitement des combustibles usés qui sortiront de ces réacteurs.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche 8A (Présentation) 12 février 2014

LE TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES

Les matières radioactives, comme toutes les matières dangereuses (explosifs, produits inflammables, acides, bases, produits toxiques, etc.), présentent un danger potentiel qui peut devenir réel en cas d'accident lors de leur transport.

Une réglementation très stricte a été établie afin que tout accident de transport ne génère pas de nuisance radiologique. Chaque mode de transport (rail, route, avion, bateau) a été doté d'une réglementation spécifique.

1. **La sûreté des transports** prend en compte la nature des risques présentés par chaque radioélément.
   Elle est assurée par :

   - la résistance mécanique de l'emballage utilisé (colis exceptés, colis de type A, B ou C, colis d'hexafluorure d'uranium, colis fissiles)
   - la limitation de la masse utilisée par colis
   - le nombre de colis par véhicule
   - l'obligation d'une formation spécifique pour le chauffeur du véhicule.

2. **La traçabilité des colis** transportés est fournie par :

   - les étiquettes renseignées et obligatoirement collées sur chaque colis
   - les documents d'accompagnement en possession du conducteur du véhicule utilisé.

3. **Les accidents et incidents** survenus en France lors de transports de matières radioactives n'ont présenté aucune nuisance pour la population et l'environnement.

La prévention et la limitation des conséquences de tels accidents reposent sur la mise de plans spécifiques transport :

- au niveau des préfets, **un plan ORSEC-TMR** permet d'engager de façon réflexe des premières actions de protection des populations
- au niveau de chaque expéditeur ou transporteur, **un Plan d'Urgence Transport** (**PU-TMR**) définit les dispositions immédiates devant être prises pour faire face à une situation accidentelle de transport.

(Photos : ANDRA)

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 8 Ind. 5 du 12 février 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES

1. LIMINAIRE

Le risque résultant du transport des matières dangereuses est un élément important du risque technologique. Le trafic de ces matières est considérable, en particulier le trafic des hydrocarbures et celui des produits chimiques, les matières radioactives ne représentant qu'une faible part de ces trafics évalué à 2 %, en nombre. A titre d'exemple, près de la moitié du trafic maritime concerne les matières dangereuses, chaque jour des centaines de camions transportant des matières dangereuses sillonnent nos routes.

Le transport s'effectuant naturellement sur les lieux publics, tout accident mettant en cause des matières dangereuses peut conduire à des conséquences graves tant au niveau des individus que de l'environnement, auxquels s'ajoutent des détriments économiques élevés. Cette activité de par sa nature ne peut être contenu à l'intérieur d'un état, il a été jugé très tôt nécessaire de mette en place un système international ayant pour objectif de limiter les conséquences des accidents de transport de ces matières.

Des règlements ont été mis en place en 1957 par l'ONU pour tous les modes de transport, par route, par rail, par voie fluviale, par air, par voie maritime, imposant des normes strictes pour leur transport, les matières dangereuses étant classées suivant la nature du danger en 13 classes, la classe 7 concernant les matières radioactives.

L'ONU a confié en 1959 à l'AIEA la responsabilité de développer les recommandations pour la classe 7. Les premières recommandations ont été formulées en 1964. Les recommandations de l'AIEA font l'objet de révisions tous les 10 ans afin de tenir compte des progrès techniques, des pratiques et de l'expérience acquise. La révision la plus importante date de 1996, la version en cours date de 2012.

Ces mises à jour sont le résultat du travail de dizaines d'experts des états membres et d'organismes internationaux de recherche qui élaborent les nouvelles recommandations dans le cadre de réunions de consultants, de comités techniques et de groupes consultatifs auxquels participe la Commission européenne. En France, l'autorité compétente pour le transport des substances radioactives est l'ASN (voir fiche GAENA N°25).

2. ORIGINES DE LA RÉGLEMENTATION DES TRANSPORTS

Si on excepte la réglementation de l'AIEA concernant les matières radioactives, il faut reconnaitre que les réglementations concernant les autres matières si elles ont contribué à améliorer considérablement la sûreté de ces transports sont extrêmement complexes. Elles sont basées principalement sur les propriétés intrinsèques de la matière sans référence explicite aux dommages sanitaires et qu'elles s'attachent surtout à garantir un niveau de sureté élevé pour les conditions normales et incidents de routine, la prise en compte des accidents étant reportée au stade de l'intervention.

Par exemple l'incendie, qui est un événement non exceptionnel n'est jamais considéré au stade du conditionnement, les navires citernes n'ont pas de double coque anti collision (ce n'est que suite aux naufrages de l'Erika et du Prestige que l'OMI (Organisation Maritime Internationale) a imposé l'élimination des tankers à simple coque qui ne sera effective au plus tard qu'en 2015.

C'est la raison pour laquelle on constate – hélas ! Malgré ces réglementations de nombreux accidents conduisant à des conséquences graves. Pour ne citer que quelques exemples depuis 1970 on peut citer :

- **Pour les transports routiers**
  - l'accident routier de Los Alfaqués en Espagne (1978 – explosion d'un camion citerne de propylène – 200 morts), les accidents routiers en France de St Amand (1973 – incendie d'un camion citerne après renversement 1993 – 9 morts, 46 blessés et 13 maisons détruites), l'accident routier de Port St Foy (1997 – incendie suite à une collision avec un autorail – 12 morts et 40 blessés), incendie du tunnel du Mont-Blanc Mars 1999 – 39 morts).

- les accidents ferroviaires de Voult sur Rhône (1993 – déraillement de 20 wagons citernes d'essence suivis du renversement de 3 citernes avec explosion) qui a conduit à l'évacuation de 500 personnes et 6 blessés), l'accident de Mississauga au Canada (1979 – déraillement de 20 wagons citernes de propane et toluène qui ont explosé) conduisant à l'évacuation de 220 000 personnes pendant près d'une semaine.

- **Pour les transports maritimes**
  - les accidents de tankers pétroliers au large des côtes bretonnes (1976 : Bolhen ; 1978 – Amoco Cadiz, 1999 : Erika) et au large des côtes de Galice (2002 : Prestige). Ces accidents maritimes ont conduit à des pollutions importantes des côtes s'étendant sur plusieurs milliers de km pour le plus spectaculaire en Galice et des interdictions de pèche pendant plusieurs mois, des dépenses importantes pour l'intervention et des préjudices évalués dans le cas du Prestige à 100 millions € pour la France et à 1 milliard € pour l'Espagne.

3. LES DANGERS DU TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES

Les matières radioactives sont des matières dangereuses, c'est-à-dire des matières qui présentent des risques vis-à-vis des personnes et de l'environnement au cours de leur utilisation et en particulier pendant le transport.

Le transport s'effectuant naturellement dans l'espace public présente des dangers dont il faut se prémunir à la fois dans les conditions normales et accidentelles à la fois pour les travailleurs des transports que pour le public. Aussi des règles à caractère universel ont été édictées afin d'assurer ces transports dans des conditions optimales de sureté à partir de deux impératifs :

- ne pas entraver le caractère international des transports
- permettre le recours à tous les modes de transport (route, rail, voie fluviale, aérien, maritime) sans imposer de contraintes excessives à ces différents modes de transport

Les risques majeurs liés au transport des matières radioactives sont les suivants :

- le risque d'inhalation ou d'ingestion de particules radioactives dans le cas de rejet de substances radioactives dans l'environnement
- le risque d'irradiation externe dans le cas de la détérioration de la protection biologique des colis
- la contamination de l'environnement dans le cas de relâchement de substances radioactives
- le démarrage d'une réaction nucléaire non contrôlée (risque de criticité) pouvant occasionner une irradiation grave des personnes

Des risques subsidiaires peuvent s'ajouter le cas échéant, par exemple la pollution chimique comme dans le cas du transport d'UF6 naturel (toxicité très élevée de l'acide fluorhydrique en cas de relâchement par réaction avec l'humidité de l'air), le risque d'incendie, le risque de dégagement thermique des substances transportées pouvant endommager les matériaux constitutifs du colis.

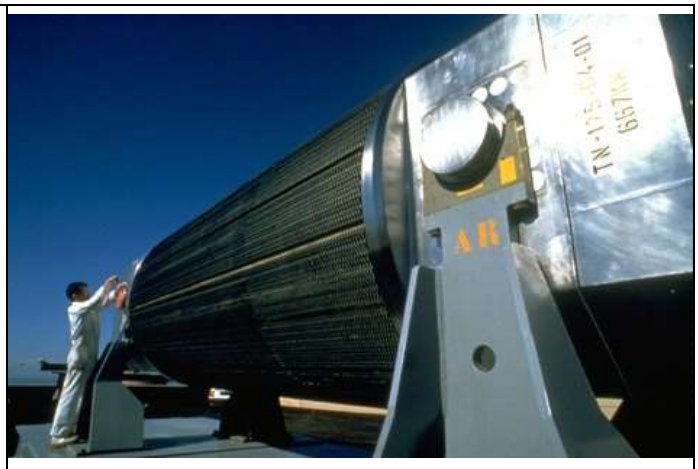
4. ENJEUX DU TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES EN FRANCE

Environ 900 000 colis de substances radioactives sont transportés chaque année : ils représentent une très faible part du nombre total de colis de marchandises dangereuses transportés chaque année sur le territoire français.

Parmi les colis contenant des substances radioactives, 15 % sont produits par l'industrie nucléaire, contre 85 % produits par les activités du nucléaire de proximité (industries, activités médicales, recherche).

On estime à environ 14 000 par an le nombre total de transports nécessaires au cycle du combustible pour l'activité des centrales nucléaires, répartis comme suit :

- combustible neuf (UO_2) : environ 400 transports
- combustible usé : environ 800 transports
- hexafluorure d'uranium : environ 2 200 transports



Emballage de transport de combustibles usés

Le reste étant représenté par le transport :

- de déchets radioactifs à destination des centres de stockage (environ 5 000 transports)
- de combustible MOX (environ 400 transports)
- de sources radioactives à usage industriel ou à des fins de recherche (300 transports)
- de matières ou d'objets radioactifs divers (environ 1 900 transports)

Un millier de transports (environ 50 000 colis) en provenance ou à destination de l'étranger ont lieu chaque année. La radioactivité de ces différents colis, dont la masse varie de quelques kilogrammes à plusieurs dizaines de tonnes, va de quelques milliers de becquerels pour des colis pharmaceutiques de faible activité à des millions de milliards de becquerels pour des combustibles irradiés ou usés.

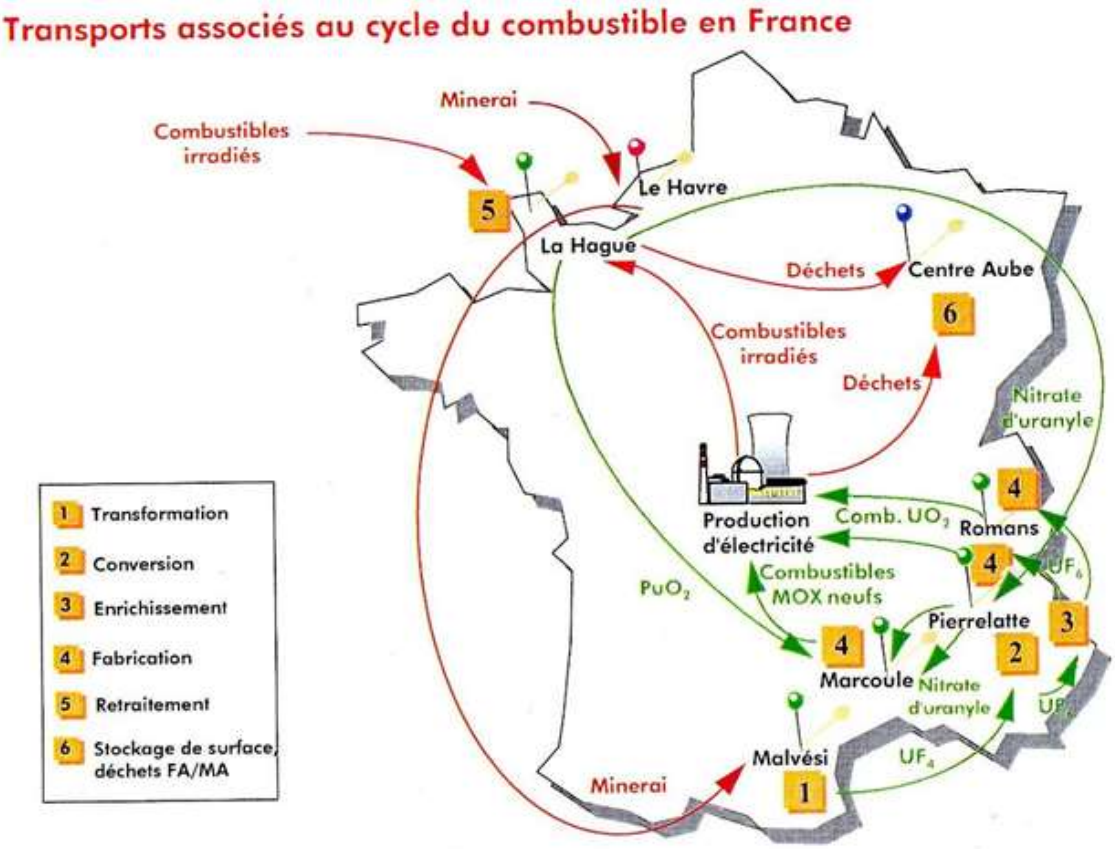


Figure 1 : Cartographie des transports de matières radioactives en France

5. PRINCIPES DE SÛRETÉ DES TRANSPORTS DE MATIÈRES RADIOACTIVES

5.1. GÉNÉRALITÉS

La sécurité des transports de matières radioactives repose sur le concept de la défense en profondeur, qui comprend trois composantes :

- **la robustesse des colis** : l'emballage est adapté à son contenu radioactif en toutes circonstances au cours du transport, de telle sorte que la sécurité des travailleurs et de la population soit garantie
- **la fiabilité des transports** : cette fiabilité exige que les opérations se déroulent dans le respect des règles prévues par le règlement pour le transport des marchandises dangereuses, spécifiques de chaque mode de transport
- **la prévention et la gestion des incidents et accidents** : un dispositif de gestion de crise est prévu pour le cas où un incident ou un accident surviendrait

La sécurité a pour objectif de "protéger les personnes, les biens et l'environnement contre les effets des rayonnements pendant le transport des matières radioactives". Les règlements imposés permettent d'assurer le confinement du conteneur radioactif, la maîtrise de la quantité et de la nature de matière ainsi que sa disposition dans un volume donné, le nombre de colis admissible par chargement, la protection des dommages causés par la chaleur ou les chutes, et lorsqu'il s'agit de matières fissiles – distance entre les colis.

C'est pourquoi les matières radioactives sont conditionnées dans des emballages de transport formant un colis dont la résistance est telle que la quantité de matière qui pourrait s'échapper en cas d'événement anormal en cours de transport, n'entraînerait pas un risque radioactif dépassant les normes réglementaires.

Ceci est un principe de base de la réglementation

5.2. CONCEPTION DES EMBALLAGES

La réglementation définit différents types d'emballages et fixe les critères à appliquer pour leur conception en fonction de l'activité et de la forme des matières radioactives qu'ils peuvent contenir. Sept types de colis sont définis dans l'ordre croissant des exigences.

La réglementation définit différents types d'emballages et fixe les critères à appliquer pour leur conception en fonction de l'activité et de la forme des matières radioactives qu'ils peuvent contenir. Actuellement six types de colis sont définis dans l'ordre croissant des exigences.

- **Colis exceptés**

Ils contiennent des activités totales si limitées que même si leur contenu était totalement relâché les conséquences seraient négligeables ; ces colis doivent répondre à un minimum de spécifications.

Les colis exceptés concernent la plupart des radio-isotopes utilisés pour le diagnostic médical, et la recherche ainsi que certains articles et instruments, dosimètres, appareils de mesure de niveau.

- **Colis industriels (colis IP-1, IP-2 et IP-3)**

Ils contiennent des matières dont l'activité spécifique (activité par gramme de matière) est très faible et qui peuvent être transportées en grande quantité sans risque en cas de relâchement. Ils doivent résister à une chute d'une hauteur de 1,2 m.

Les colis industriels concernent les minerais, les concentrés et composés d'uranium naturel et la plupart des déchets de faible activité massique (solides ou liquides).

- **Colis de type A**

Les colis de type A sont conçus pour une activité totale transportée limitée par la réglementation en vigueur et concernent essentiellement le combustible neuf, les petites sources à usage radio pharmaceutique ou médical ainsi que certains déchets solides non compactables.

Ils doivent répondre à des événements de transport caractérisés par des épreuves simulant des incidents de transport de routine :

- épreuve d'aspersion d'eau simulant une forte pluie,
- résistance à une chute de 1,2 m pour les colis conçus pour des matières solides, et de 9 m pour les colis conçus pour des liquides ou des gaz,
- épreuve de pénétration par une barre de 6 kg lâchée d'une hauteur de 1 m.

Colis de transport de déchets solides (type A)

Emballage de transport de nitrate d'uranyle (type IP-2)

Colis ELUMATIC de type A (générateur de technétium)

- **Colis de type B**

Ces colis sont conçus pour une activité totale transportée élevée et concernent le transport des combustibles usés, de plutonium, des combustibles MOX, des résidus de retraitement vitrifiés. Ils doivent répondre aux exigences suivantes :

- résistance à des chocs à 50 km/h (chute de 9 m) sur surface indéformable, puis
- résistance à une chute sur poinçon d'une hauteur de 1 m, puis
- tenue à un feu de 800°C pendant 30 minutes
- enfin, résistance à l'immersion jusqu'à 200 m pour les colis les plus radioactifs.

Ils doivent être agréés par l'autorité compétente du pays où ils ont été conçus. On distingue deux modèles de colis [colis de (type B(U) ou colis de B(M)] selon qu'ils sont bénéficient d'un agrément unilatéral ou multilatéral. Ces agréments sont valables 5 ans et de ce fait soumis une réévaluation périodique.

Prototype d'emballage soumis à une épreuve de chute libre ➔

- **Colis fissiles**

Les colis contenant des matières fissiles (qui selon le cas, peuvent être du type industriel, du type A ou du type B doivent répondre à des prescriptions supplémentaires qui sont imposées par le nombre maximum de colis admis dans le chargement et être soumis à des épreuves d'immersion de 15 m pendant 8 heures. Ils sont en outre soumis à l'agrément de chaque pays traversé.

Emballage de transport de combustible usé REP en cours de chargement sur le Sygin

Emballage de transport de crayons combustibles irradiés à des fins de R&D (Type B)

Emballage de transport de résidus vitrifiés de type B(M) en cours de chargement sur un bateau spécialisé.

Emballage de transport de type B(U) pour déchets irradiants

- **Colis transportant de l'hexafluorure d'uranium (UF6)**

Les emballages transportant de l'hexafluorure d'uranium (UF6) doivent répondre à des exigences spécifiques (résistance à la chute et à l'empilement, tenue au feu de 800 °C pendant 50 min, résistance à l'immersion, étanchéité….).

Ils doivent de plus obtenir un agrément de l'autorité compétente.

Cylindre 48Y destiné au transport d'UF6 ➔

- **Colis de type C**

Les colis de type C sont destinées à transporter des substances hautement radioactives par voie aérienne.

Ce type de colis a été mis en place par l'AIEA en 1997 suite aux travaux communs menés par la France et la Grande Bretagne concernant l'accidentologie aérienne.

Les épreuves requises sont sensiblement plus sévères que celles requises pour les emballages de transport terrestre (durée du test au feu portée à 1 heure, immersion de 200 m pendant 1 h, résistance au choc à une vitesse de 90 m/s).

Il n'existe en France aucun agrément de colis de type C à usage civil.

Prototype d'emballage soumis à une épreuve de chute sur poinçon ➔

Pour démontrer la conformité à ces différentes épreuves, les équipes en charge de la conception des emballages peuvent procéder soit à des essais grandeur nature ou à l'aide de maquettes représentatives, soit au moyen de codes de calcul numériques qualifiés ou par une combinaison des deux.

6. PRÉVENTION, CONTRÔLES, TRAÇABILITÉ

La prévention et le contrôle dans les transports de matières radioactives consiste à mettre en œuvre les actions suivantes pour préparer un transport :

- identifier et classer la matière
- choisir l'emballage
- choisir le transporteur
- effectuer les contrôles de radioprotection (débit de dose, contamination surfacique)
- apposer les étiquettes sur le colis

- contrôler la conformité du transport
- contrôler la validité des certificats d'agrément (transporteur, emballage)

La traçabilité est un concept fondamental appliqué aux transports des matières nucléaires, elle impose :

- une déclaration officielle de transport et l'élaboration d'un bon de transport
- un étiquetage réglementaire des colis et des véhicules
- le suivi en temps réel des opérations par le transporteur et par les organismes en appui des pouvoirs publics tels que l'Echelon Opérationnel des Transports (EOT)

En toutes circonstances, c'est l'expéditeur qui reste responsable des colis qu'il confie à un transporteur

7. LE TRANSPORT DES MATIÈRES RADIOACTIVES : UN MÉTIER

Les métiers du transport s'organisent autour de deux pôles – les métiers liés à la conception du colis, leur agrément quand il est exigé, la fabrication, l'entretien et la maintenance des emballages, la préparation du colis et les contrôles – les métiers liés à la logistique du transport : prise en charge du colis, chargement, acheminement, entreposage éventuel, livraison.
Toutes ces activités sont soumises à un système d'assurance de la qualité avec des entreprises agréées et du personnel qualifié, possédant les formations requises.

L'entreprise de transport est tenue de fournir à ses chauffeurs un programme de protection radiologique. Les chauffeurs reçoivent une formation obligatoire, sanctionnée par un examen, afin d'obtenir l'agrément nécessaire à la conduite de véhicules transportant des matières radioactives.

8. L'OPÉRATION DE TRANSPORT

Bien que la sûreté des transports repose sur le colis des mesures complémentaires sont imposées pour les opérations de transport.

A titre d'exemple pour le transport routier, sont obligatoires :
la formation des chauffeurs, l'identification des véhicules et colis (en particulier le système d'étiquetage des colis indiquant l'activité contenue, la matière contenue , un indice de transport correspondant au débit de dose à 1 m et un indice de transport spécifique aux matières fissiles, de manière à limiter le nombre de colis par expédition, la surveillance de la contamination des véhicules, l'affichage des consignes d'intervention d'urgence, des dispositions de prévention contre les incendies, la déclaration d'expédition signée par l'expéditeur …

De même, un soin attentif doit être porté à l'arrimage du colis sur le véhicule de transport. Celui-ci doit être conforme à celui figurant dans la notice de l'emballage et respecter les prescriptions figurant dans le plan d'arrimage du véhicule de transport. Pour les transports à danger potentiel élevé, un avis préalable doit être adressé à la Sécurité civile au moins trois jours avant le transport.

9. LA PROTECTION PHYSIQUE

Pour le transport de matières classées matières nucléaires (principalement le plutonium, l'uranium enrichi, les éléments combustibles neufs et irradiés) des mesures complémentaires doivent être prises au titre de la protection physique contre les actes de malveillance. Le transport de ces matières est soumis à un règlement propre à chaque pays.

La responsabilité incombe au transporteur qui doit être agréé par l'autorité compétente. La mission de gestion et de suivi en temps réel de ces transports est assurée en France par un centre opérationnel (l'EOT) implanté à l'RSN, qui donne au transporteur toutes instructions d'ordre technique ou opérationnelle pour les conditions de transport. Les transports les plus sensibles sont effectués au moyen de véhicules blindés disposant de moyens d'autoprotection, empruntant des itinéraires agréés sous escorte de la gendarmerie.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

10. L'INTERVENTION EN CAS D'ACCIDENT

Les transports ayant lieu dans le domaine public tout événement anormal peut avoir des conséquences immédiates. Même pour des conséquences négligeables des contrôles des individus, des évacuations, des opérations de décontamination peuvent s'avérer nécessaires. Afin d'assurer dans les conditions optimales ces interventions des plans d'urgence ont été développés, lesquels sont soumis à des exercices de crise périodiquement :

- au **niveau des pouvoirs publics** des plans d'intervention ont été développés (**plan ORSEC-TMR**). Ces plans définissent des critères et des actions simples permettant aux premiers intervenants (SDIS et forces de l'ordre notamment), à partir des constats faits sur les lieux de l'accident, d'engager de façon réflexe des premières actions de protection des populations. La mise en œuvre de ces plans est coordonnée par le préfet qui dispose des 22 cellules mobiles d'intervention radiologiques (CMIR) sur le territoire, d'un centre technique de crise (CTC) à l'IRSN ainsi que des équipes d'intervention du CEA disposées sur tout le territoire.
- au **niveau des expéditeurs et des transporteurs**, qui sont directement impliqués, des Plans d'urgence Transport (**PU-TMR**) ont été élaborés dans le but de définir les dispositions immédiates devant être prises pour faire face à une situation accidentelle de transport, et de mettre à la disposition des pouvoirs publics les informations nécessaires pour éviter ou limiter les conséquences d'un tel événement.

L'organisation nationale de crise en cas d'accident TMR s'inscrit dans le schéma général d'organisation et d'interactions entre les différents acteurs impliqués en cas d'urgence nucléaire (voir fiche GAENA N°18).

11. L'EXPÉRIENCE ACQUISE

En cinquante ans d'activité de transport des matières radioactives il n'y a eu dans le monde aucun cas de décès ou de lésion attribuable à la radioactivité de la matière. On observe quelques événements anormaux par an qui concernent principalement des aspects organisationnels (non respect de la réglementation, défauts d'arrimage, disparitions ou vols de colis, dépassements des niveaux de contamination surfacique). Ils s'appliquent, pour la plupart, à de petits colis tels que les colis exemptés et les colis A pour lesquels le risque est négligeable.

Les doses moyennes annuelles reçues par le personnel intervenant dans le transport sont très inférieures aux limites réglementaires. On notera cependant l'irradiation anormale (10 mSv) subie par un travailleur à l'aéroport de Roissy (2001), lors d'un transit d'un irradiateur suédois contenant des pastilles d'iridium d'une activité totale de 366 TBq en cours d'expédition vers les Etats Unis. Le colis, de type B, était incorrectement conditionné.

Les accidents de trafic qui se sont produits ces trente dernières années bien que spectaculaires n'ont conduit à aucune conséquence radiologique.

Les accidents les plus notables sont :

- **Naufrage du cargo Mont-Louis** transportant des conteneurs d'hexafluorure d'uranium près des côtes belges. Tous les conteneurs ont été récupérés. Des défauts d'étanchéité ont été détectés sur quelques conteneurs, entraînant la dilution dans la mer de quelques kilogrammes d'hexafluorure d'uranium sans conséquence notable sur le public ni sur l'environnement
- **Accident d'un camion** transportant un colis contenant des combustibles irradiés. La remorque a été déportée dans le fossé, le colis a basculé et s'est enlisé partiellement dans le sol très meuble du bas-côté. Le colis a été récupéré intact après une trentaine d'heures. La chute n'a pas affecté l'étanchéité du colis
- **Accident maritime du navire Carla** au large des Açores en novembre 1997 qui a conduit à la disparition en mer de 3 colis contenant des sources fortement radioactives. Ces sources (des irradiateurs), fabriquées en France, étaient destinées à un hôpital de Boston (Etats-Unis)
- **Accident routier sur la nationale 4** en avril 2007 d'une camionnette transportant un colis de type B chargé d'une source de césium de forte activité (73 TBq) qui a subi une forte collision, suivie d'un incendie de forte intensité. Le colis a été dégradé sans aucune fuite radioactive. Le chauffeur de la camionnette et celui du poids lourd sont décédés

Une banque de données internationale concernant les événements anormaux (EVTRAM) ainsi qu'une échelle de gravite INES, comprenant 7 niveaux de gravité adaptée au cas des transports, ont été mises en place par l'AIEA. Chaque pays a obligation de rendre compte à l'AIEA de tout événement anormal, classé suivant son niveau de gravité.

En France, depuis 1980, on note une dizaine d'incidents de niveau 1 par an. Aucun événement de niveau supérieur à 1 n'a été déclaré à l'exception d'un événement classé niveau 3 (événement de Roissy cité plus haut). Ces événements sont répertoriés par l'IRSN.

Tout événement anormal fait l'objet d'une expertise ayant pour objectif d'en tirer les enseignements et de proposer éventuellement des mesures correctives, tant au niveau du colis que des conditions de transport et des conditions d'intervention. On peut citer en particulier les mesures prises à la suite du naufrage du Mont-Louis qui a conduit l'AIEA, à l'initiative de la France, à adopter en 1996 une réglementation spécifique au transport d'UF6.

12. CONCLUSION

Depuis 50 ans qu'on transporte des matières radioactives on n'a relevé aucun cas de décès ou de lésion, ni d'atteinte à l'environnement du à la radioactivité des matières transportées.
Le niveau de sureté atteint dans le transport de ces matières résulte de l'application, dès le développement de ces transports, d'exigences de sureté contraignantes, précises et acceptées par tous les pays.

L'AIEA a joué un rôle éminent dans l'obtention de ce résultat en élaborant une réglementation dont la première version date de 1961, et qui a été mise à jour tous les 10 ans pour tenir compte de l'expérience, des nouveaux besoins, des développements technologiques.
Ces mises à jour sont le résultat de programmes de recherche, d'études, du retour d'expérience de dizaines d'experts d'états membres qui élaborent les nouvelles recommandations dans le cadre de programmes de recherche coordonnés, de réunions de consultants, de comités techniques organisés à l'initiative de l'AIEA.

12. RÉFÉRENCES

[1] – IAEA Safety Series n° 6 : Safety Standard Series édition de 2012
[2] – Revue Contrôle de l'ASN N° 193, mars 2012
[3] – Revue « Clefs du CEA » N° 25, 1992 article de C. RINGOT
[4] – Publications SFEN, articles de C. RINGOT et B. LENAIL
[5] – Techniques de l'Ingénieur, articles de J.C. NIEL et M. HARTENSTEIN

GAENA
(ex GASN)

Fiche 9 A (Présentation) 25 novembre 2011

PRISE EN COMPTE DU RISQUE SISMIQUE DANS LES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

Au lendemain du tremblement de terre de la côte pacifique du Tohoku du 11 mars 2011 qui a provoqué l'accident nucléaire de Fukushima Dai-ichi, le public se pose légitimement la question de la tenue au séisme des installations nucléaires françaises.
La présente fiche vise à informer nos concitoyens sur les conditions de la prise en compte du risque sismique sur ces installations, aux stades de la conception, la construction et de l'exploitation des centrales.

Les conclusions des Évaluations Complémentaires de Sûreté (ECS) en cours après l'accident de Fukushima ne sont pas intégrées à ce jour dans cette fiche.

La fiche N°9 aborde :

- les causes d'un séisme
- l'énergie libérée, et son évaluation
- l'exploitation des données de sismologie pour évaluer un séisme historique
- la réglementation française vis-à-vis des INB pour le risque sismique, à travers les notions de :
  - SMHV (séisme maximum historique vraisemblable), en considérant que le foyer du séisme historique connu est placé au point le plus défavorable
  - SMS (séisme majoré de sécurité) = SMHV majoré d'un demi-point de magnitude (ce qui correspond à une énergie 3 fois plus grande)
  - paléoséisme, d'après les traces qu'ils ont laissées dans les formations géologiques récentes
  - spectre de fréquences, auxquelles l'installation doit résister. Les résultats des calculs de mécanique sont validés par des expérimentations réalisées sur tables vibrantes.

Il est à noter que la réglementation française, contrairement à d'autres, impose une révision décennale de chaque INB vis-à-vis de la sûreté, avec en particulier, la mise à jour des études d'impact en cas de séisme et la définition d'actions adaptées à chaque installation.

Carte sismique des territoires français

Table sismique AZALEE – Labo EMSI – CEA/Saclay

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 9 Ind. 6 du 25 novembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

PRISE EN COMPTE DU RISQUE SISMIQUE DANS LES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

En 2002, au lendemain des tremblements de terre enregistrés en Italie, une campagne de désinformation a été lancée par l'association "Sortir du Nucléaire" et abondamment relayée par les médias.
Le but était d'affoler le public en lui faisant croire qu'un grand nombre de Centrales Nucléaires françaises ne résisteraient pas à un séisme. M. André-Claude Lacoste, responsable de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) opposait immédiatement un démenti formel.

Les évènements graves survenus au Japon en mars 2011 (séisme de Tohoku-oki de magnitude 9,1) ont confirmé la bonne tenue des réacteurs nucléaires à un tremblement de terre de magnitude exceptionnelle mais ont mis en évidence des dégâts collatéraux créés par le tsunami généré par ce tremblement, mettant hors service tous les moyens de refroidissement des réacteurs.

La présente fiche apporte des précisions sur le sérieux et la fiabilité des dispositions **parasismiques** mises en œuvre dans les Installations Nucléaires. Elle pourra être complétée à la lumière des tests en cours menés par l'Autorité de Sûreté pour examiner les risques collatéraux susceptibles de toucher chaque installation ou réacteur dans les cas d'évènements extrêmes.

1. INTRODUCTION

Parmi les risques naturels, le séisme est retenu dans toutes les études de sûreté des installations à risques spéciaux dont font partie les Installations Nucléaires de Base (INB).

Si la sismicité dans le territoire français est modérée voire faible dans la plupart des régions, il existe néanmoins une activité sismique permanente, en particulier autour du bassin méditerranéen où le séisme survenu à LAMBESC (Bouches-du-Rhône), au début du 20ème siècle, a laissé un souvenir vivace.
Tout habitant a ressenti à un moment ou à un autre des vibrations du sol et qui n'a pas entendu parler de séisme? Il est donc logique de s'interroger sur la manière dont le phénomène est pris en compte sur les sites industriels nucléaires ou sur les Centres d'études.

Un effort important d'information a été mené depuis une dizaine d'années, à la suite de la prise en compte des remarques concernant le centre d'études de Cadarache (cf. annexe) faites par les autorités de sûreté. Les principaux documents d'information sont rappelés en référence.
La présente fiche se veut donc plus informative qu'exhaustive et reprend les éléments de base nécessaires à la compréhension des séismes et de leur impact.

2. QUELLES SONT LES CAUSES D'UN SÉISME ET À QUOI CORRESPOND-IL ?

L'idée de la dérive des continents, et sa formalisation scientifique sous la forme de la tectonique des plaques, expliquent la carte géographique du monde telle que nous la connaissons de nos jours.
Cette théorie implique que le mouvement des plaques de la croûte terrestre, démarré il y a au moins deux milliards d'années, se poursuit actuellement.
Ainsi, pour la région méditerranéenne, le rapprochement entre les plaques africaine et eurasienne s'effectue de nos jours à une vitesse de l'ordre de 1 cm par an. Les forces s'exercent de manière continue ; mais, comme dans tout glissement, des points de résistance apparaissent localement, des contraintes peuvent être accumulées pendant des décennies voire pendant des millénaires.
Le séisme est le résultat du relâchement brutal des contraintes. L'énergie libérée peut alors être considérable.

3. COMMENT SE MANIFESTE L'ÉNERGIE LIBÉRÉE ? ONDES SISMIQUES

L'essentiel de l'énergie libérée au foyer de la secousse est dissipée dans la création de fractures ou de déformations des couches géologiques, ou encore par échauffement des sols dans la zone de déplacement. Une faible partie est émise sous forme d'ondes, c'est-à-dire, de mouvements vibratoires du sol, qui sont transmises depuis le point de rupture jusqu'à la surface de la terre.

Inventée par RICHTER, la notion de magnitude du séisme qui s'exprime dans une échelle en degrés (*exprimée* en chiffres arabes) caractérise l'énergie libérée au point de départ (épicentre). Cette échelle est logarithmique et elle n'a donc pas de limites (ni inférieure, ni supérieure). La magnitude la plus forte jamais enregistrée depuis que ces mesures sont possibles (fin du 19^{ième} siècle) est celle du séisme du Chili en 1960 (9,5); le tremblement de terre récent du Japon a atteint la magnitude 9,1. Lors du passage d'un point d'échelle, l'énergie développée par le séisme est multiplié par un **facteur d'environ 30.**

La propagation du mouvement dans le sol a lieu de la même manière que le son dans l'air ou comme les ronds observés autour du point d'impact d'une pierre à la surface d'un plan d'eau, à ceci près qu'en plus des ondes de compression observées dans l'eau, il existe également dans le sol des ondes dites de cisaillement, qui se propagent plus lentement et dont l'amplitude st souvent plus forte que celle des ondes de compression.

C'est en surface du sol que nous pouvons constater ce mouvement vibratoire dans notre vécu (déplacements de petits objets, balancement des lustres, sensation de perte d'équilibre) et que peuvent être effectuées observations et mesures. Les épisodes catastrophiques avec morts, blessés et destruction de bâtiments entrent dans notre histoire. L'échelle d'intensité (ou échelle de Mercalli ou M.S.K initiales des initiateurs de ce classement) permet une graduation des dommages, constatés localement, exprimée en chiffres romains allant de I à XII.
Ainsi, la magnitude (RICHTER) permet de quantifier l'énergie du séisme à son foyer, alors que l'intensité (MSK) permet de quantifier les effets en différents lieux.

	Echelle des intensités
I	Secousse non perceptible : la vibration se situe au-dessous du seuil de la perception humaine.
II	Secousse à peine perceptible : la secousse est ressentie par quelques individus au repos.
III	Secousse faiblement ressentie : la vibration ressemble au passage d'un camion léger.
IV	Secousse largement ressentie : la vibration est comparable à celle du passage d'un camion lourd.
V	Réveil des dormeurs : les constructions sont agitées d'un tremblement général.
VI	Frayeur : la secousse est ressentie par tous, les meubles bougent, dégâts légers.
VII	Dommages aux constructions : on observe des fissures et des chutes de cheminées.
VIII	Destruction des bâtiments : les maisons vétustes sont détruites, les autres sont endommagées.
IX	Dommages généralisés aux constructions : de nombreux monuments et maisons s'effondrent.
X	Destruction générale des bâtiments : dommages aux ponts, barrages, chemin de fer, etc.
XI	Catastrophe : les dommages sont sévères aux bâtiments bien construits, le terrain est déformé.
XII	Changement de paysage : toutes les structures sont endommagées, la topographie est changée.

4. ÉTAT DES CONNAISSANCES

4.1. OBSERVATIONS QUALITATIVES

L'échelle d'intensité convient bien à la comparaison des dommages engendrés par les séismes.
A des niveaux situés entre IX et X, sont classés les grands séismes, dont parle l'information mondiale comme, parmi les plus récents, IZMIT 1999 (Turquie, 16 000 morts), SICHUAN 2008 (Chine, plus de 20 000 morts ou disparus), ou To hoku-Oki au Japon en 2011 (environ 30 000 morts ou disparus par le tsunami généré par le séisme).
Les séismes les plus fréquents s'échelonnent entre I et V. Dans ce cas, même les constructions ordinaires ne sont pas endommagées.

Une banque de données nationales SISFRANCE est consultable par tous sur Internet. Elle contient l'ensemble des observations disponibles sur près de 6 000 événements ressentis en France depuis 1 000 ans (soit 80 000 observations locales).

En France la sismicité est plus concentrée sur plusieurs régions :

- le sud-ouest pyrénéen avec la zone montagneuse d'âge primaire et son avant-pays aux plissements d'âge tertiaire
- le sud-est alpin avec les plis alpins dans le Briançonnais et l'arrière-pays niçois, où sont à signaler en particulier les séismes de NICE 1564, MANOSQUE 1708, LAMBESC 1909 (intensité IX), QUEYRAS 1959, MIMET 1984 et ANNECY 1996, GRENOBLE (1962)
- le fossé rhénan d'âge tertiaire, les Limagnes d'Allier et de Loire
- le socle hercynien de Bretagne, Vendée, Poitou, Massif central et sud ouest des Vosges, les cœurs des bassins sédimentaires parisien et aquitain sont très peu sismiques (CAEN 1775, BORDELAIS 1769…), la Corse l'est très peu aussi

4.2. OBSERVATIONS QUANTITATIVES

Elles s'effectuent à partir de sismographes (qui, selon leur réglage, fonctionnent en vélocimètres, accéléromètres, voire en appareil de mesure des déplacements). Ils enregistrent l'évolution au cours du temps du mouvement du sol au point de mesure.
Des méthodes de calcul permettent ensuite de remonter à l'énergie libérée par le séisme, c'est-à-dire à la magnitude (RICHTER), ainsi qu'aux caractéristiques du mouvement et de la déformation à la source.

Il existe en France plusieurs réseaux de surveillance pilotés par divers organismes, par exemple d'origine universitaires ou appartenant au CNRS, basés à Strasbourg, Nice, Grenoble, Toulouse.
Le réseau du Laboratoire de Détection et de Géophysique (LDG) du CEA couvre par ailleurs toute la France et est opérationnel depuis le début des années 60. Le LDG est également de l'émission, en direction des autorités nationale, d'une alerte pour tout séisme de magnitude supérieure à 4 survenant en France (http://www-dase.cea.fr).
L'information sur la sismicité de la France est centralisée par le Bureau Central Sismologique Français (BCSF, http://www.seisme.prd.fr/).

4.3. PRINCIPAUX RÉSULTATS DES ÉTUDES

Les séismes se produisent, en général, le long de failles existantes, qui peuvent être situées à des profondeurs variables. Tout le monde a entendu parler de la faille de San Andréa en Californie.

Les séismes les plus forts, bien que les plus rares, sont souvent bien documentés, et l'on commence à corréler, à l'aide de modèles mathématiques, les mesures et les dégâts observés.

Les séismes de faible intensité sont, en général, associés à des situations très locales. C'est le cas le plus fréquent en France. Ils ont été peu étudiés par le passé car ils nécessitent une instrumentation technique développée.

D'une manière générale, le mouvement des sols et les dégâts dépendent :

- de l'éloignement par rapport au foyer du séisme
- des caractéristiques des vibrations (amplitude, fréquence,...)
- de la manière dont elles sont propagées dans les sols. L'atténuation varie en effet avec le relief, la nature des sols et leur plasticité ; certains sont absorbants d'autres peuvent amplifier

Les conséquences en surface dépendent de la résistance des constructions et des matériaux utilisés. Les constructions qui prennent en compte le risque sismique et que l'on appelle" parasismiques" résistent aux forts séismes, comme le montre la différence des dégâts, à magnitudes égales, après les séismes de San Francisco et d'Izmit.

La construction parasismique a fait de grands progrès ces 20 dernières années.
La prise en compte de ses préconisations ainsi qu'une recherche optimale dans le choix des sites ont permis par exemple que pratiquement aucun dommage ne survienne sur les centrales nucléaires en opération au Japon au moment des séismes les plus récents, même celui de Tohuku-Oki en 2011.
Dans ce dernier cas c'est le tsunami qui a causé les dégâts observés sur les installations situées à proximité des côtes.

Enfin, malgré les progrès réalisés dans les 2 dernières décennies, une prévision même à court terme des séismes n'est pas possible.
A l'image de la prévision météorologique qui a fait d'immenses progrès avec l'introduction de modèles mathématiques et l'extension du réseau de surveillance, peut-on espérer, au moins, arriver au stade de l'alerte.

5. LA RÉGLEMENTATION FRANCAISE VIS À VIS DES SÉISMES

L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) est responsable de la validation des dossiers de sûreté présentés par les exploitants nucléaires.
Dans le domaine du risque sismique, elle participe à la définition des règles fondamentales de sûreté (RFS), établies notamment dans l'objectif de contenir ou de limiter la dispersion des matières radioactives dans l'installation et dans l'environnement en cas de fort séisme.

L'exploitant de l'installation nucléaire doit ainsi :

- déterminer les séismes de référence à prendre en compte pour l'installation et en déduire le Séisme Maximum Historiquement Vraisemblable (SMHV)
- définir et positionner le Séisme Majoré de Sécurité (SMS) en majorant d'un degré l'intensité attribuée au SMHV
- calculer les accélérations auxquelles seraient soumises les installations et leur contenu
- dimensionner ou renforcer les installations de manière à ce qu'elles résistent à ces accélérations

Les règles évoluent avec l'avancement des connaissances de façon à toujours améliorer la sûreté tout en tenant mieux compte des réalités physiques et techniques (application du principe ALARA : As Low As Reasonnably Achievable – (voir fiche GAENA N° 1).
La dernière référence de la RFS concernant la prise en compte du risque sismique a été adoptée en 2001, elle est connue sous le nom de RFS 2001.

6. RISQUE DE DISPERSION DES MATIÈRES RADIOACTIVES EN CAS DE DÉGRADATION DU CONFINEMENT

Les installations nucléaires et, notamment, les centrales électronucléaires sont construites pour résister aux séismes en appliquant les règles "parasismiques " ; elles bénéficient de l'avancée technique des connaissances élaborées dans les laboratoires qui permettent notamment de faire des essais de maquettes sur tables vibrantes (CEA/Saclay).

Dans l'éventualité d'un séisme majeur, le public et l'environnement ne pourraient être affectés qu'en cas de libération de matières radioactives. Ceci supposerait une dégradation du confinement suivi de processus physiques et chimiques de transfert.
Les scénarios possibles ont fait l'objet d'investigations détaillées et des études se poursuivent pour améliorer sans cesse la pertinence et la précision des modèles physico-chimiques.

Selon le concept de la défense en profondeur, appliqué dans toutes les INB, il existe toujours au moins 3 barrières indépendantes entre les matières radioactives, l'homme et son environnement. La barrière la plus externe est le bâtiment ; les autres barrières varient d'une installation à l'autre. Pour les réacteurs de puissance la barrière externe est l'enceinte de confinement.
Il faut donc examiner la résistance de chaque barrière et sa cohérence avec les autres. Il ne pourrait y avoir un transfert important hors du site que si la défaillance d'une (ou plusieurs barrières) est accompagnée ou suivie d'un incendie ou d'une explosion (chimique ou surpression).
Pour chaque INB, ces deux événements, qui ne sont pas liés spécialement au séisme, font l'objet d'analyses de sûreté approfondies qui tiennent compte de ce que les transferts des matières, radioactives ou non, se font par l'atmosphère, le sol et les eaux.

- Pour l'atmosphère, la distance et les conditions météorologiques (force et direction du vent, précipitations) sont des facteurs importants
- Les transferts par le sol sont très lents
- Pour les eaux, le temps nécessaire pour atteindre les nappes présentes, le volume de ces nappes et la nature des sols traversés sont connus et permettent de calculer dans chaque cas le facteur de dilution apporté. Un transfert significatif ne pourrait se faire que si le séisme a bouleversé l'écoulement général des eaux. Ceci suppose une intensité telle que bien d'autres dommages bien plus importants seraient causés dans la région

7. CONCLUSION

Le risque sismique est géré, selon le principe de la défense en profondeur, par utilisation de barrières successives calculées pour résister au séisme majoré de sécurité (SMS) et qui s'opposent au transfert des matières radioactives.

Simultanément, on recherche les moyens qui réduisent les conséquences autant qu'il est "raisonnablement possible de les concevoir" (démarche ALARA) en prenant en compte l'avancée des connaissances.
Ceci conduit à un réexamen permanent et à une amélioration continue de la sûreté des installations. C'est la meilleure manière de répondre aux exigences croissantes et légitimes du public.
Comme dans bien d'autres domaines, on peut toujours être demandeur d'un degré supplémentaire de maîtrise du risque, mais les moyens et les mesures techniques qui peuvent être mis en place pour cela ont un coût qui doit être confronté à la réalité économique. C'est aux citoyens et aux autorités politiques qui les représentent de définir le degré de risque acceptable, ceci n'est possible que si l'information a été correctement passée et convenablement assimilée par la population.

De nombreuses centrales électro-nucléaires sont en service dans des pays où sont survenus récemment des séismes de très grande intensité (Japon en 1995 et 2011, Taiwan en 1999).
Grâce aux précautions prises dans la conception, la réalisation et l'exploitation des réacteurs, ceux-ci ont parfaitement résisté à l'onde de choc du séisme en s'arrêtant automatiquement sans subir de dommages significatifs mais le séisme de 2011 au Japon à montré qu'il faut aussi tenir compte d'évènements connexes dont l'impact sur le fonctionnement des installations peut être extrêmement important tel un tsunami ou une rupture de barrage.

8. RÉFÉRENCES

1) Dossier de presse CEA du 18/04/01 La tenue aux séismes des installations de Cadarache
2) CLI Cadarache, rapport du groupe environnement du 11/00 Document synthétique sur les séismes
3) Approche de la sûreté nucléaire (chapitre 2.1) J. FAURÉ – IPSN
4) Eléments de sûreté nucléaire (chapitre 10.1) J. UBMAN – EDP/sciences

ANNEXE

EXEMPLE D'APPLICATION PRATIQUE : Gestion du risque sismique sur le site de Cadarache

Pour le site de Cadarache où les expérimentations et les recherches ont été particulièrement importantes, l'application de la RFS 2001-010 intègre l'ensemble des études les plus récentes provenant de toute la communauté scientifique.
Elle prend en compte un SMS de magnitude *5,8* à environ 7 km du site, correspondant au SMHV, lui même défini à partir du séisme observé à Manosque en 1708 et auquel on attribue une magnitude de 5,3 ainsi que le paléoséisme de magnitude 7 à une distance d'environ 18 km, résultant d'une étude de tous les paléoséismes de la région (paléosismicité = étude des séismes passés, grâce aux traces qu'ils ont laissées dans les formations géologiques récentes).
Ces événements conduisent à retenir une intensité de IX pour le paléoséisme.
D'une manière générale la RFS 2001-010 n'a pas été remise en cause à la suite des évènements récents.

Le Centre de Cadarache a accueilli, dès le début des années 1960, des installations du CEA construites dans bien des cas en avance sur les normes en vigueur à l'époque. C'est pourquoi la façon dont le risque a été pris en compte est traitée ici à titre d'exemple.

Le CEA procède au réexamen de la situation des installations vis-à-vis du risque sismique qui est le principal risque naturel pour le site. Cet examen comporte une mise à jour des études d'impact en cas de séisme et la définition d'actions adaptées à chaque type d'installation.
Le programme de travail du CEA dans ce domaine fait l'objet d'une information périodique à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN).

On analyse ainsi les conséquences des séismes de référence sur chaque installation.
Deux cas de figures sont envisagés :

- les installations récentes qui doivent répondre au SMS et en plus au paléoséisme
- les installations dont la durée de vie est inférieure à 10 ans ne sont pas tenues par cette exigence mais font l'objet, en accord avec l'Autorité de Sûreté, de mesures spécifiques à chaque installation telles que :
  - une diminution de l'inventaire des matières radioactives
  - un renforcement de la tenue aux séismes par des travaux ciblés
  - éventuellement des consignes particulières d'exploitation

Bien évidemment, les installations futures, sont conçues pour pouvoir résister au SMS et au paléoséisme conformément aux règles en vigueur.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche 10 A (Présentation) 28 septembre 2011

LE RADON

Contexte

Le radon est un gaz rare radioactif, d'origine naturelle, provenant de la désintégration du radium, lui-même issu de l'uranium contenu dans la croûte terrestre.
Sa concentration dans l'air varie selon la nature géologique du sol. A l'air libre sa concentration est faible, il est dilué par les vents. Dans l'atmosphère plus confinée d'un bâtiment, il peut s'accumuler et atteindre des concentrations significatives.

En 1899 Pierre et Marie Curie avaient observé que le gaz émis par le radium restait radioactif pendant plus d'un mois.
En 1910, Sir William Ramsay et Robert Whytlaw - Gray parviennent à l'isoler.
En 1923, le Comité International des éléments chimiques décida d'appeler ce gaz **le Radon**

Radon dans l'environnement

Le radon est issu de la désintégration de l'uranium naturellement contenu dans les sols Il est particulièrement présent dans les régions granitiques, volcaniques et uranifères. En France, les régions riches en radon sont la Bretagne, le Massif Central, les Vosges et la Corse.

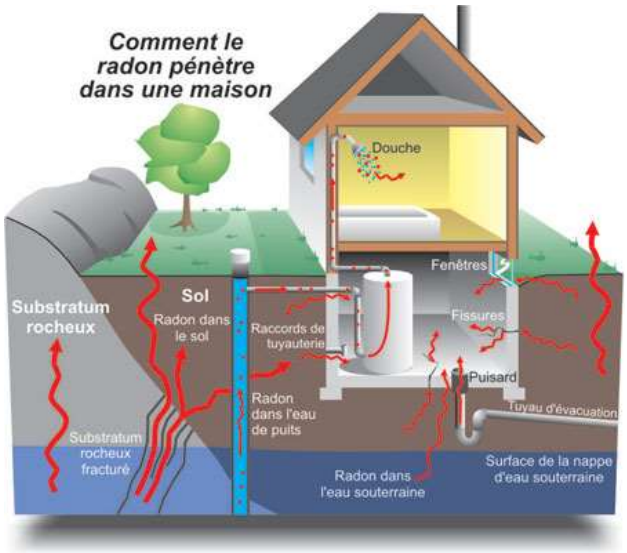
Bq/m^3

Radio-toxicité biologique

L'atome de radon est chimiquement neutre. Ce sont les descendants du radon qui sont à l'origine des irradiations. Dans une atmosphère chargée en radon, celui-ci est très rapidement en équilibre séculaire avec ses descendants à vie courte (Polonium 218 - Plomb 214 - Bismuth 214 - Polonium214 - Plomb 210).

Le seul risque identifié pour l'inhalation de radon et de ses descendants est celui du cancer du poumon. Son évaluation résulte avant tout des études épidémiologiques sur les mineurs d'uranium, donc pour des concentrations élevées.

Accumulation du radon domestique



En France, la teneur domestique moyenne est voisine de 65 Bq/m^3 et 92 % des domiciles seraient à moins de 200 Bq/m^3.

Le radon peut s'accumuler dans les espaces clos des habitations et notamment les maisons, les caves mal ventilées.
Les moyens pour diminuer les concentrations de radon dans les maisons sont l'aération et la ventilation.

Dans l'Union européenne, la valeur recommandée est de 400 Bq/m^3 pour les bâtiments existants et de 200 Bq/m^3 pour les nouveaux bâtiments.

Impact sanitaire du radon

L'équivalent de dose exprimé en mSv (milliSievert) reçu en provenance des rayonnements cosmiques et terrestres est en moyenne en France de 2,4 mSv. La part revenant au Radon est voisine de 1,30 mSv représentant près de 42 % de l'équivalent de dose reçu naturellement.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 10 Ind. 3 du 28 septembre 201

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE RADON

1. LE RADON EST UN GAZ RADIOACTIF D'ORIGINE NATURELLE

Présent partout à la surface de la planète, le radon provient de la désintégration du radium, lui-même issu de l'uranium contenu dans la croûte terrestre. Sa concentration varie selon la nature géologique du sol. Il émane surtout des sous-sols granitiques et volcaniques.
Il diffuse dans l'air à partir du sol ou de l'eau où il peut être dissous. A l'air libre, sa concentration est faible, il est dilué par les vents. Dans l'atmosphère plus confinée d'un bâtiment, il peut s'accumuler et atteindre des concentrations élevées.
Le radon fut étudié dès les premières années du 20ème siècle par les chercheurs qui manipulaient les sels de thorium et de radium.
La radioactivité du radon fut établie en France dès 1904 (Réf. 1). Peu à peu se multiplièrent les expériences visant à démontrer l'utilité des rayonnements X et gamma de ce gaz dans le traitement des affections malignes ou encore à promouvoir son action thérapeutique bénéfique.
Pendant ce temps, naissait et se développait en 1924 l'hypothèse que la forte mortalité par cancer du poumon observée chez les travailleurs des mines d'uranium pouvait être attribuée entre autres au radon.

Un élément, trois familles
Le radon est un gaz inodore, incolore qui ne réagit chimiquement avec aucun autre corps.
Il est issu des trois familles naturelles radioactives qui donnent naissance à trois isotopes :

- les isotopes 220 (famille du thorium) et 222 (famille de ^{238}U) sont en moyenne présents au sein de la roche en quantités comparables (10 g de thorium et 3 g d'U par tonne de roche, soit la même activité)
- le radon 219 (actinium) issu de ^{235}U qui est présent à une concentration inférieure à 1% de celle de ^{238}U est donc présent en quantité beaucoup moins importante au sein de la roche (70 fois moins)
- par contre, le thoron, de période 55 secondes, ne peut franchir de longues distances dans le sol et arrive donc en quantité beaucoup moins importante dans l'atmosphère ou il décroît en plus rapidement

Les isotopes gazeux migrent vers l'atmosphère où arrive essentiellement le radon 222 dont la période de 3 à 8 jours lui permet de se déplacer assez loin
Quant au radon 219, de période 4 secondes, il est beaucoup moins présent dans l'atmosphère.

L'impact radiologique n'est cependant pas dû au radon lui-même mais à ses produits de filiation émetteurs alpha à vie courte.
En se désintégrant, ce gaz donne naissance à des atomes de polonium émetteurs alpha qui se fixent sur les aérosols de l'atmosphère. Ces aérosols sont inhalables en raison de leur faible diamètre et ils sont susceptibles de se déposer plus ou moins profondément dans l'arbre broncho-pulmonaire en irradiant les tissus et les cellules avoisinantes.

2. LA PRÉSENCE DU RADON DANS NOTRE ENVIRONNEMENT EST VARIABLE

2.1. COMMENT EXPRIME-T-ON LA CONCENTRATION DU RADON DANS L'AIR ?

L'unité de mesure de la concentration du radon dans l'air est le Bq/m^3 (Becquerel par mètre cube) Un Becquerel correspond à une désintégration par seconde.

2.2. LE RADON DANS LES HABITATIONS

L'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) réalise depuis plusieurs années des campagnes de mesure de radon sur l'ensemble du territoire national.
Les mesures doivent être faites sur une durée assez longue et recoupées avec de nombreuses données concernant la géologie, la météorologie (le radon se propage mieux la nuit que le jour, par temps sec que par temps de pluie), les modes de construction, les habitudes des occupants.
Il y a toujours de l'uranium dans les sols et on trouve donc du radon partout. Les sols granitiques libèrent plus de radon que les sols sédimentaires en raison des concentrations d'uranium qu'ils contiennent naturellement. Cependant certaines roches ou sédiments peuvent être très riches en uranium (certaines mines d'uranium sont situées en terrains sédimentaires).
La moyenne des mesures en France est de **66 Bq/m**^{3}, supérieure à la moyenne du Royaume-Uni (**20 Bq/m^3)** et inférieure à celle de la Suède (**108 Bq/m^3**).

La carte placée en fin de texte donne la moyenne, par département, des concentrations de radon dans l'air des habitations. A titre indicatif, on peut citer quelques moyennes départementales, tout en sachant que l'on peut trouver partout des habitations présentant des concentrations nettement plus élevées :

- **concentrations supérieures à 150 Bq/m^3** Départements : Allier, Cantal, Corrèze, Creuse, Loire, Haute-Loire, Lozère, Vienne. Haute Vienne
- **concentrations entre 101 et 150 Bq/m^3.** Départements : Ardèche, Aveyron, Calvados, Côtes du Nord, Corse, Doubs, Ile et Vilaine, Morbihan, Nièvre, Le Puy de Dôme, le Rhône, Haute-Saône, Savoie, Vosges
- **concentrations inférieures à 100 Bq/m^3** dans les autres départements

Dans le cas des habitations, les concentrations en radon varient en fonction des caractéristiques de construction, de la ventilation et du mode de vie des habitants.
Dans les endroits clos (cave, vide sanitaire, pièces d'habitation près du sol) le radon peut se concentrer. La concentration dans les maisons varie d'heure en heure au cours de la journée en fonction de l'ouverture des portes et des fenêtres qui contribuent à renouveler l'air.

3. LE RADON EST UN FACTEUR DE RISQUE POUR LE CANCER DU POUMON

Le Centre International sur le Cancer qui dépend de l'OMS (Organisation Mondiale de la Santé) a reconnu, depuis 1987, le radon comme agent cancérigène.
Le risque du cancer du poumon est prouvé chez les mineurs d'uranium, fortement exposés au radon. En revanche, il n'est pas clairement établi pour les personnes exposées au seul radon dans les bâtiments. Les études qui ont été menées ne permettent pas toutefois de conclure à l'existence d'un risque qui ne peut être que minime s'il existe.
Il a été démontré que l'usage du tabac est responsable de la majorité des cancers du poumon. En France, le cancer du poumon est responsable de 22 000 décès par an, essentiellement du fait du tabagisme. La consommation par un homme d'un paquet de cigarettes par jour pendant toute sa vie multiplie le risque de cancer du poumon par un facteur d'environ de 10 à 20. Ce qui équivaut à passer sa vie dans une atmosphère de 3 000 Bq/m^3 de radon.

A partir d'approches théoriques, on peut estimer qu'un individu du public reçoit en moyenne une dose annuelle de 4 mSv (milliSievert) provenant des rayonnements ionisants naturels et des expositions médicales (diagnostics). Le radon contribue à 34 % de cette valeur, ce qui représente environ 1,3 mSv /an.

4. MESURES ET PRÉVENTION VIS-À-VIS DU RADON

Le radon peut se mesurer à l'aide d'une émulsion photographique : les particules alpha émises par le radon viennent heurter l'émulsion en créant des traces qui sont révélées au développement. Ces traces sont ensuite comptées ce qui permet de remonter à la concentration du radon en Bq/m^3.

On utilise plus généralement des détecteurs à scintillation (sulfure de zinc) ou des détecteurs à traces dans divers matériaux.

Des gestes simples contre le Radon :

- **aérer** les pièces en mettant en place, le cas échéant, un système de ventilation
- **ventiler** le sous-sol des bâtiments et les vides sanitaires
- **assurer l'étanchéité** des locaux des sous-sols occupés, des vides sanitaires, des murs, des planchers et des passages de canalisation vis à vis du sol environnant

La Communauté Européenne recommande aux habitants des maisons où la concentration en radon dépasse **400 Bq/m³** de mettre en œuvre des actions correctives. Celles-ci s'imposent tout particulièrement au delà de **1000 Bq/m³**. En ce qui concerne les bâtiments à construire, c'est la valeur-guide de **200 Bq/m³** qui a été retenue.
En France, on estime à :

- 300 000 les habitations individuelles où la concentration en radon est supérieure à 400 Bq/m³
- 60 000 celles où elle est supérieure à 1000 Bq/m³. A ces concentrations, les habitants peuvent recevoir des doses dépassant 20 mSv /an, dose limite pour les travailleurs du monde nucléaire

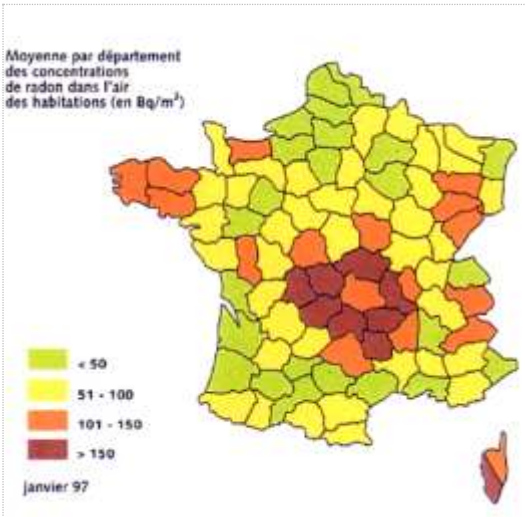
5. POUR PLUS DE RENSEIGNEMENTS SUR LE RADON

Des détails sur le radon, les méthodes de mesure, les techniques de réduction et l'interprétation des résultats peuvent être obtenus auprès des organismes suivants :

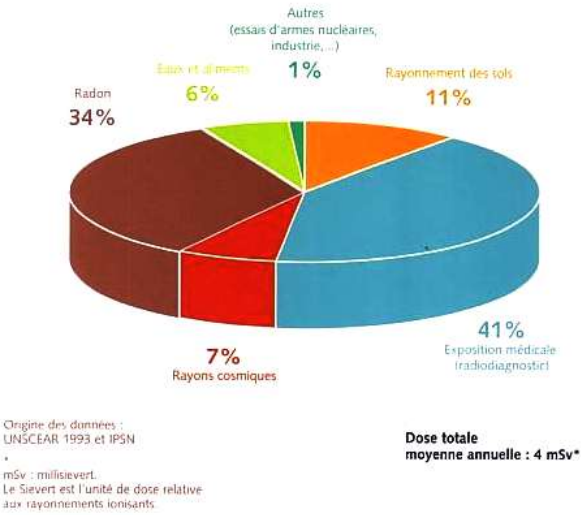
- Directions Départementales des Affaires Sanitaires et Sociales
- Directions Départementales de l'Equipement
- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire : Centre de Documentation sur la Sécurité Nucléaire 77-83 Avenue du Général de Gaulle 92140 Clamart www.insern.fr
-

Bibliographie

Réf. 1 : Clefs du CEA N°13.
Réf. 2 : Les défis du CEA N°30.
Réf. 3 : Les défis du CEA N°32.
Réf. 4 : Clefs du CEA N° 34.
Réf. 5 : Plaquette du Ministère de l'Equipement et du Ministère de l'Emploi et de la Solidarité.
Réf. 6 : Le radon : Livret CDSN/ IPSN de 1998.
Réf. 7 : La radioactivité naturelle, source de repères (§ 3, 4,5) – J. Pradel
Réf. 8 : Becquerel et radioactivité naturelle (plaquette de la Société française de la Radioprotection)
Réf. 9 : La radioactivité dans l'environnement (plaquette de la Société française de la Radioprotection)



(Source CDSN /IPSN)



Place du radon dans l'exposition moyenne aux rayonnements ionisants de la population française (S(Source : UNSCEAR)

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 11 Ind. 1 du 23 septembre 2003

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

PRINCIPE DE PRÉCAUTION

1. INTRODUCTION

Le Principe de Précaution est devenu un leitmotiv dans une société formée d'individus cultivant collectivement une inquiétude vis-à-vis de risques potentiels et prenant individuellement des risques avérés dont les conséquences peuvent être collectives.

Cependant la fréquente évocation de ce principe pourrait aussi s'interpréter d'une manière optimiste comme la manifestation plus ou moins intuitive d'une prise de conscience d'une responsabilité individuelle dans la pérennité même de l'humanité à travers les atteintes du milieu naturel.
Le Principe de Précaution accompagne le concept de Développement Durable, également très en vogue (Définition de ce concept dans le Rapport Brundtland - Commission Internationale sur l'Environnement et le Développement - 1987).

La mise en œuvre de ce principe apparaîtrait comme un effort de « rattrapage » du progrès moral sur le progrès technique qui est le fondement de notre civilisation. Ce vieux thème du retard a souvent été évoqué en contrepoint de l'admiration pour le progrès continu de la Science.

Mais à l'instar des découvertes scientifiques auxquelles elle paraît parfois s'opposer, cette démarche, morale dans son essence, semble déjà détournée de son objectif de sécurité pour servir des projets mercantiles ou partisans ou pour justifier un refus de prise de responsabilité politique.

2. DÉFINITIONS

2.1. QU'EST-CE QU'UN PRINCIPE ?

Le terme «Principe» est très général dans ses sens usuels.
En physique, il énonce une loi générale non démontrée mais vérifiée dans ses conséquences. Le plus souvent le principe sera considéré comme une règle d'action s'appuyant souvent sur un jugement de valeur et constituant un modèle s'apparentant également à une loi.
Si le sens du mot « Précaution » semble évident dans le langage courant, son usage est équivoque car la précaution s'exerce à propos de deux notions associées mais différentes : le Danger et le Risque**.**

2.2. LE DANGER

Un danger est constitué par un phénomène, un élément matériel, voire une conduite qui ont un caractère nocif pour les êtres vivants ou leur milieu de vie.
Il existe ainsi des sources de danger potentiel en nombre quasi infini et de nature diverses.
Par exemple, l'essence peut brûler, le gaz peut exploser, le sol peut trembler, un météorite peut tomber, etc.
L'existence d'un danger nécessite la **prudence**.

2.3. LE RISQUE

Le risque procède d'un danger lorsque l'être vivant est directement ou indirectement menacé.
L'événement générateur peut provenir soit d'un changement d'état de la source de danger, soit d'un déplacement de la source ou de l'être vivant.
Prenons l'exemple du couple homme/voiture : des voitures circulant sur une route constituent un danger potentiel pour l'homme qui regarde la route. Réaction de prudence : je ne m'approche pas ou je ne traverserai pas en aucun cas n'importe comment.
Mais lorsque l'homme décide de traverser la route, il court un risque. Ce risque est donc gouverné par un **danger** et par une **probabilité**.

2.4. LA PRÉVENTION

Lorsque les composantes d'un danger et les processus conduisant au risque sont bien connus, le risque est avéré et sa probabilité d'existence est en général également bien connue.
La démarche qui en résulte est la prévention. L'analyse et la technologie sont utilisées pour diminuer la probabilité jusqu'à ce que le raisonnement la déclare acceptable ou négligeable.
Dans l'exemple précédent l'analyse peut conduire à la création d'un passage souterrain qui conduira elle-même à une nouvelle analyse des risques que créera ce dispositif (incendie, agression…).

2.5. LA PRÉCAUTION

Lorsque la construction du risque est hypothétique, le risque demeure potentiel.
Le danger n'est pas bien identifié et la probabilité est difficilement évaluée. C'est alors le domaine de la précaution qui est ouvert.
Ainsi, dans le cas de la « vache folle », les connaissances actuelles ne permettaient pas de disposer d'une corrélation indiscutable entre la consommation des parties musculaires et la transmission du prion à l'homme. Des mesures de précaution limitant le risque de transmission ont été prises.

3. HISTORIQUE

La première manifestation écrite du Principe de Précaution serait la Charte que Jean de Lévis de Mirepoix, en 1303, édicta pour réglementer la vente de la viande dans cette ville afin de faire face à des dangers non identifiés à cette époque.
Plus près de nous et dès 1976, des prémices peuvent être identifiés dans l'action internationale de réduction de l'usage des chlorofluorocarbures qui aboutit, dans la plus complète incertitude au sujet du trou d'ozone polaire, au protocole de Montréal en 1987.
La Charte mondiale de la nature avait également ouvert la voie dès 1982, plus radicalement, en énonçant que « les activités comportant un degré élevé de risques pour la nature seront précédés d'un examen approfondi et leurs promoteurs devront prouver que les bénéfices escomptés l'emportent sur les dommages éventuels pour la nature et, lorsque les effets nuisibles éventuels de ces activités ne sont qu'imparfaitement connus, ces dernières ne devraient pas être entreprises ».

Un certain consensus s'est établi pour considérer que dans nos états de droit, le premier texte est apparu dans les instruments mis en place pour lutter contre la pollution marine.
Ainsi, dans la Déclaration Ministérielle de la deuxième Conférence Internationale sur la protection de la Mer du Nord en 1987, il est dit que « une approche de précaution est nécessaire qui peut exiger que des mesures soient prises pour limiter les apports de ces substances (nocives).
Cette approche est nécessaire **avant même qu'une relation de cause à effet n'ait été établie grâce à des preuves scientifiques incontestables** » (paragraphe VII) et « en réduisant à la source les émissions polluantes... par l'adoption de la meilleure technique disponible et d'autres mesures appropriées ... même lorsqu'il n'y a pas de preuve scientifique d'une relation de cause à effet entre les émissions et les effets (le principe de l'action de précaution) » (paragraphe XVI – I).

La Déclaration de Rio en 1992 précise les circonstances dans lesquelles le principe de précaution peut s'imposer comme norme : Le dommage potentiel doit être **grave ou irréversible**.
De plus, le contexte économique oublié par les précédentes résolutions est introduit par référence à un meilleur rapport coût/efficacité des mesures à prendre.

Enfin, sans le définir, dans le même temps, le traité de MAASTRICHT de 1992, fait figurer le principe de précaution aux côtés des principes de l'action préventive et de la notion de pollueur-payeur, comme fondement de la politique de la Communauté pour l'Environnement.

4. POINT ACTUEL

Cette prolifération quasi mondiale de textes, qui a agité les années 80 et 90, est en fait la manifestation d'une recherche fébrile d'éléments plus ou moins normatifs pour tenter d'étayer un droit défaillant devant des crises qui ont affecté divers secteurs. Parmi ces secteurs on note le domaine médical (sang et hormones contaminés par divers virus), le domaine alimentaire (vache folle, poulets à la dioxine….), le domaine industriel (accidents graves, toxicologie de l'amiante…) et le domaine environnemental mondial (effet de serre, trou de l'ozone, pesticides, pollution des mers…) dont les médias ont été des caisses de résonances plus ou moins bien informées, sélectives et malheureusement souvent instrumentées.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Dans le cadre d'un renforcement de la protection de l'environnement, la France a mis son droit interne en conformité par la promulgation de la loi N° 95-100 du 2 Février 1995.
Celle-ci définit dans son premier article le principe de précaution comme principe selon lequel l'absence de certitude, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment, ne doit pas retarder l'adoption de mesures effectives et proportionnées visant à prévenir un risque de dommages graves et irréversibles à l'environnement à un coût économiquement acceptable.

Le grand débat actuel dans le monde juridique concerne la valeur normative du principe de précaution. C'est à dire, tout simplement, peut-on juger en y faisant référence.
Actuellement les tribunaux français déterminent au cas par cas la référence à ce principe en construisant une jurisprudence avec tout ce que cela comporte de provisoire et de fragile dans un tel domaine. Situation peu enviable, à la fois pour le juge et encore plus pour le justiciable, de devoir appliquer - ou subir - l'effet d'un « Standard » essentiellement moral.

Cette situation est très bien exposée dans le Rapport remis au Premier Ministre, à sa demande, par P. KOURILSKY et G. VINEY le 29 Novembre 1999 et auquel il a été fait de nombreux emprunts dans ce qui précède. Les dix commandements énoncés dans ce rapport constituent un bon guide pour poursuivre l'action avec plus de vigilance et éviter les interdictions ou les moratoires aveugles mais dont la simplicité trompeuse peut séduire facilement l'opinion publique :

- tout risque doit être défini, évalué et gradué
- l'analyse des risques doit comparer les différents scénarios d'action et d'inaction
- toute analyse de risque doit comporter une analyse économique qui doit déboucher sur une étude
- les structures d'évaluation des risques doivent être indépendantes mais coordonnées
- les décisions doivent, autant qu'il est possible, être révisables et les solutions adoptées réversibles et proportionnées
- sortir de l'incertitude impose une obligation de recherche
- les circuits de décision et les dispositifs sécuritaires doivent être non seulement appropriés mais cohérents et efficaces
- les circuits de décision et les dispositifs sécuritaires doivent être fiables
- les évaluations, les décisions et leur suivi, ainsi que les dispositifs qui y contribuent, doivent être transparents, ce qui impose l'étiquetage et la traçabilité
- le public doit être informé au mieux et son degré de participation ajusté par le pouvoir politique.

Vaste programme, qui s'inspire pour une grande partie des critères du développement durable.

5. PRÉCAUTION ET NUCLÉAIRE

Le risque associé à l'utilisation civile de l'Energie Nucléaire, est fondé sur le danger constitué par la radioactivité.

Depuis un siècle, aucun danger dû à la fois au milieu naturel originel et aux activités humaines n'a été plus étudié que celui-ci.
De plus, la précocité de la découverte des effets nocifs des rayonnements ionisants est tout à fait remarquable. Elle est due, notamment, au fait que, quelques semaines après la découverte des rayons X, les premiers examens radiologiques furent pratiqués. Quelques mois plus tard, les premiers accidents cutanés sont observés et sept ans après, le premier cancer radio-induit est décrit.

Devant ces accidents, en 1928, la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) est créée au cours d'un Congrès de Radiologie. Elle commence à édicter des recommandations à l'intention des médecins radiologues et des physiciens pour assurer des pratiques acceptables.
Ces recommandations sont rapidement et universellement adoptées. Elles permettent de mettre fin à l'hécatombe initiale. Par exemple, la fréquence des leucémies, dix fois supérieure dans la population des radiologues par rapport à celles des autres médecins en 1930, devient équivalente après 1940.

L'utilisation militaire et les nombreux essais d'armes qui suivirent entraînent, après 1946, une extension très forte des recherches en radiobiologie, en radiopathologie et en radioprotection.
Dans cette première phase, ce sont des effets déterministes, c'est-à-dire directement proportionnels à l'exposition individuelle subie, qui ont conduit à une attitude de prudence vis-à-vis d'un risque avéré.
C'est donc au **principe de prévention** auquel il faut se référer.

Les pathologies associées se manifestent au dessus de seuils variant avec les conditions d'exposition, mais assez bien déterminés.
Au-dessous de ces seuils, les effets n'apparaissent pas mais des observations épidémiologiques et radiobiologiques ont, plus ou moins, étayé un risque potentiel plausible d'augmentation de la probabilité de développement d'un cancer.
Il faut préciser qu'il s'agit d'exposition supérieure à 100 millisieverts – valeur à comparer à la dose « naturelle » annuelle de 2,4 millisievert en France.
Il est facile de comprendre que le risque associé aux faibles doses de l'ordre ou inférieures à celles dues à la radioactivité naturelle est un risque potentiel hypothétique qu'aucune observation ne peut réellement étayer actuellement (voir fiche GAENA N°12).

Ce sont ces niveaux d'exposition qui feraient appel à l'application du Principe de Précaution. Mais la découverte de celui-ci a été largement précédée par la démarche des instances internationales et nationales de protection radiologique depuis près d'un demi-siècle.
En effet, dans les années 50, l'Industrie Nucléaire naissante, dans une attitude de prudence, a recherché le risque minimum, voire nul.
Cette démarche conforme au principe de précaution « découvert » quarante années plus tard, avec le progrès des connaissances, céda peu à peu la place à une attitude responsable de Prévention.

La Commission Internationale de Protection Radiologique a officialisé cette attitude en élaborant le **principe ALARA** dont l'objectif est de « maintenir les expositions aussi bas que raisonnablement possible compte tenu des contraintes économiques et sociales ».
Ce principe international, qui ressemble fort au Principe de Précaution, a été repris dans les divers textes législatifs qui régissent la protection contre le risque constitué par l'exposition aux rayonnements ionisants.
Son application est fondée sur les obligations de justification, de limitation et d'optimisation.

L'application du Principe de Précaution crée l'obligation d'un effort de recherche devant un risque potentiel.
La mise en œuvre de la radioactivité a eu comme corollaire un développement très important des études biologiques dans le domaine de l'agression tissulaire et cellulaire au plus profond de ses composants et de ses mécanismes.
Ces recherches ont largement dépassé le seul domaine de la radioprotection et sont un facteur important de progrès dans la biologie humaine. L'obligation de recherche a donc été largement remplie.

Concrètement, ces développements ont abouti sur le plan des structures de Sécurité Nucléaire au regroupement des moyens de Sûreté et de Radioprotection dans un organisme indépendant des exploitants de l'Environnement et de l'Industrie, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (www.asn.fr).
Cette autorité dispose d'importants réseaux de surveillance et d'alerte, de corps d'inspection et de moyens techniques et scientifiques de développement de la prévention contre les risques associés à l'utilisation des techniques mettant en jeu la radioactivité et les rayonnements ionisants.

CONCLUSION

Le débat juridique normatif continuera.
Mais la démarche de prudence qui a été celle de la maîtrise des risques dus à la radioactivité et aux rayonnements ionisants est effectivement un modèle pour la généralisation d'une « vraie culture du risque » dans la population.
Le développement de cette culture permettra d'éviter le détournement du Principe de Précaution vers la déresponsabilisation de décideurs politiques et l'exploitation médiatique de risques imaginaires à des fins partisanes au dépend de la prévention vis à vis de risques avérés.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

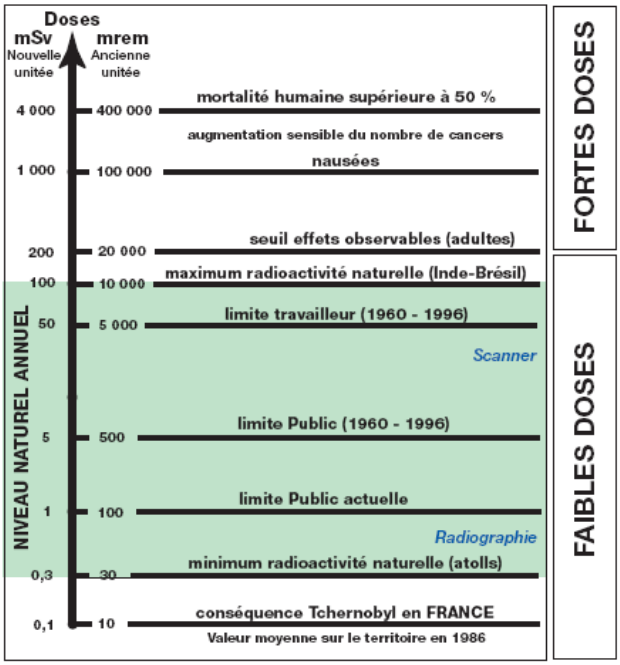
Fiche N° 12 A (Présentation) 12 décembre 2011

LES FAIBLES DOSES

Les effets sanitaires des expositions auxquelles peuvent être confrontés les êtres humains ont fait l'objet de nombreuses études. Le domaine des expositions peut être scindé en deux parties.

Celle des fortes doses où les atteintes à l'organisme sont avérées et dépendent directement de la dose.
Ce domaine s'étend de quelques centaines de millisieverts (mSv) pour les effets ténus à quelques milliers pour les effets cliniques significatifs, à près de 5 000 mSv, dose pouvant être mortelle.
Les effets parfaitement observables sont dits déterministes.

Le second domaine est celui des faibles doses (inférieures à 200 mSv).
Les effets sont aléatoires suivant les aléas de la réparation cellulaire. Plusieurs approches des effets supposés coexistent.



La première, réglementaire, où en vertu du principe de précaution on considère qu'en l'absence de certitude sur l'innocuité des faibles doses, il convient d'utiliser une loi linéaire sans seuil c'est-à-dire que toute dose même minime peut générer un détriment sanitaire.

Notre réglementation s'appuie sur cette hypothèse. Les effets sont directement proportionnels à la dose.

La seconde s'appuie sur le fait que l'être humain a développé des mécanismes de réparation cellulaire pour faire face à la radioactivité naturelle avec laquelle il a été confronté depuis la nuit des temps. Il y aurait innocuité des faibles doses.

Enfin, il existe dans cette dernière approche une troisième voie dans laquelle il n'y aurait pas détriment mais au contraire un effet bénéfique de ces faibles doses par stimulation des défenses immunitaires.

Cette hypothèse s'appuie sur l'expérimentation animale et les observations de personnes exposées dans cette gamme d'irradiation, soit naturellement, soit lors de travaux en ambiance nucléaire, soit encore par accident.

La connaissance très précise des effets des faibles doses a un intérêt évident : soit elles sont délétères et la réglementation couvre parfaitement ce risque soit les effets délétères s'avèrent nuls et la réglementation actuelle est à revoir afin de desserrer les contraintes inutiles et couteuses, soit encore les effets sont bénéfiques et c'est la remise à la mode de stations thermales connues pour leurs émanations radioactives.

La fiche résume à la fois l'action du rayonnement sur la matière vivante et les dispositions prises au niveau international et national pour faire face à ces effets.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 12 Ind. 2 du 12 décembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LES FAIBLES DOSES

1. POURQUOI S'INTÉRESSER AUX FAIBLES DOSES ?

L'effet des rayonnements ionisants sur les cellules vivantes est reconnu depuis le début du 20ème siècle.
La corrélation entre les effets observés et la dose reçue est actuellement bien établie lorsqu'il s'agit des doses les plus élevées, mais il n'en n'est pas de même en ce qui concerne les faibles doses.

La connaissance des effets des faibles doses est cependant très importante car c'est essentiellement sur elle que s'appuie la réglementation pour imposer les limites acceptables pour la population et les travailleurs.
Si elle est trop restrictive, elle créera une entrave inutile à l'usage industriel et médical de la radioactivité ; si elle est trop laxiste, elle pourrait permettre des dommages sanitaires qui auraient pu être évités.

Y a-t-il oui ou non un seuil au-dessous duquel les effets de la radioactivité ne sont pas décelables ?
Un premier élément de réponse est donné, pour les faibles doses, par la présence d'une irradiation naturelle de nature et de niveau variable selon les régions.
Par ailleurs, les pathologies pouvant être radio-induites, les cancers notamment ne sont pas spécifiques des rayonnements ionisants et leur fréquence spontanée est élevée, en particulier lors de l'avancée en âge (incidence de plus de 30 % dans les pays développés) ce qui rend très difficile, voire impossible, de mettre en évidence l'impact sanitaire des faibles doses par des études épidémiologiques.

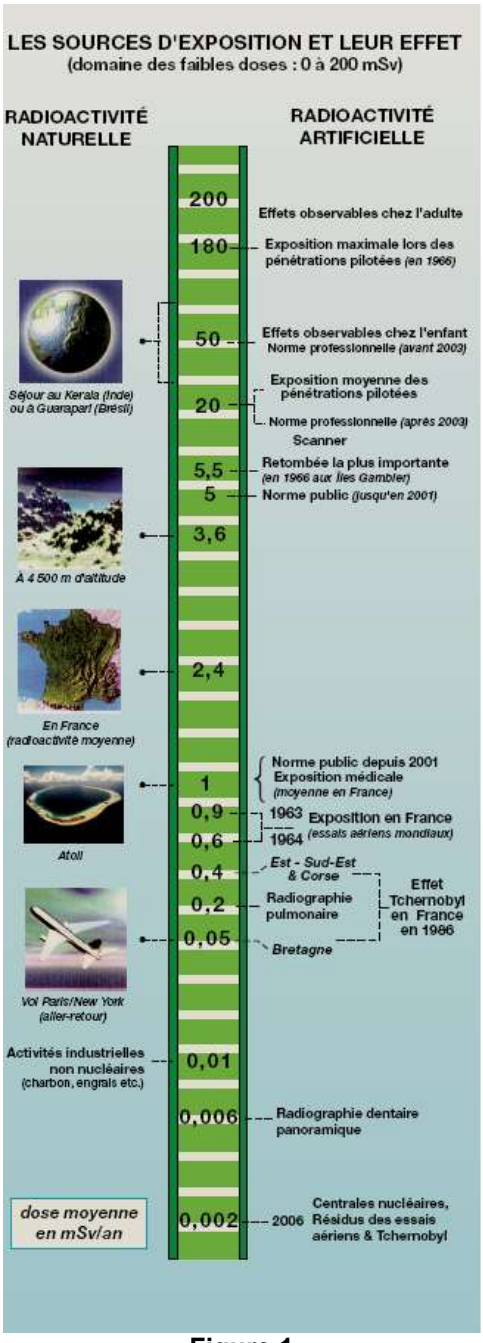


Figure 1

2. DÉFINITIONS ET CONVENTIONS

L'homme vit depuis l'origine des temps dans un bain de rayonnements : rayonnements venus de l'espace (cosmiques) et rayonnements telluriques émis par son milieu de vie, la terre.

Cette référence naturelle permet de mieux juger de l'importance des valeurs annoncées dans diverses communications et publications : cette dose naturelle d'irradiation est de 2,5 millièmes de Sievert[1] (mSv) par an, en moyenne, en France.

Elle peut varier de 1 à 10 mSv suivant le lieu et atteindre 100 à 200 mSv dans certaines régions du monde. Le domaine des faibles doses est donc celui auquel nous sommes tous confrontés dans le courant de notre vie, la figure 1 donne une échelle des ordres de grandeur de ces expositions.

---

[1] *La dose efficace, plus couramment appelée la dose reçue par un organisme vivant est exprimée en Sievert, unité qui tient à la fois compte de la quantité et de la nature du rayonnement (alpha, bêta, gamma, neutron) et de la radiosensibilité des tissus irradiés. On utilise fréquemment son sous-multiple : le millième de Sievert ou milli Sievert (mSv) qui est mieux adapté aux expositions rencontrées habituellement.*

De plus, il faut noter que le corps humain contient plusieurs radioéléments naturels dont le potassium 40 et le carbone 14. Sa radioactivité totale, de l'ordre d'une dizaine de milliers de becquerels[2], est à l'origine d'une dose interne de 0,25 mSv par an.

Il faut également préciser ce que l'on entend par « Faibles Doses ».
Ce sont les doses en dessous desquelles il n'y a pas de différence de fréquence des cancers entre les groupes exposés et les groupes témoins non exposés.

Ces données sont issues de l'épidémiologie et complétée par des résultats expérimentaux.
Sur ce fondement scientifique, le Comité des Nations Unis sur les Sources et Effets des Radiations Atomiques (UNSCEAR) ainsi que l'Académie des Sciences des États-Unis ont conclu que le domaine des ''faibles doses'' correspondait à des doses inférieures à la gamme de 100 à 200 mSv reçus en une seule fois, limite sous laquelle aucun effet délétère pour l'adulte n'a jamais été observé.
Dans le domaine professionnel comme dans celui des populations pouvant être exposées aux rejets d'installations nucléaires, les doses et les débits de dose sont beaucoup plus faibles.

3. EFFETS DES RAYONNEMENTS

3.1. TYPES D'EFFETS

Schématiquement, on observe deux types d'effets :

- les effets certains (dits déterministes) : ils apparaissent sur un individu dès que la dose reçue dépasse un seuil. Les seuils varient suivant l'effet. Au-delà du seuil, la gravité croît avec la dose reçue
- les effets aléatoires (dits stochastiques) : ils apparaissent chez quelques individus, au hasard, dans une population irradiée. La relation entre la dose et l'effet est dans ce cas de nature probabilistique : c'est la probabilité du dommage qui croit avec la dose et non sa gravité. Ce sont les cancers, effets congénitaux et héréditaires

Cependant il n'a pas été mis en évidence dans l'espèce humaine des effets héréditaires même dans les populations les plus irradiées dans lesquelles un excès de cancers a été observé, par exemple la cohorte des survivants d'Hiroshima et Nagasaki.
En pratique, l'étude des effets stochastiques s'est donc focalisée sur le risque cancer. Ces effets sont appelés stochastiques car rien ne permet de savoir quel individu sera atteint dans une population irradiée.
Par ailleurs, bien souvent, rien ne distingue sur le plan clinique les cancers induits par les rayonnements, de cancers d'autres origines (dont la fréquence naturelle est élevée).
Enfin, il s'agit de pathologies dont la fréquence d'apparition après irradiation est modeste : 5 % d'excès de décès par cancer dans une population formée d'individus ayant reçu une dose de 1 Sievert (soit 1000 mSv). Il s'agit d'effets à long terme dont la fréquence croît avec la dose.
On ne peut les observer que statistiquement sur des groupes très importants de population (voir fiche GAENA N° 42).
Le domaine des faibles doses est celui des effets aléatoires.

3.2 ACTIONS SUR LA CELLULE

Les rayonnements ionisants n'ont pas le même effet suivant les cellules concernées (figure 2).

Comme les produits chimiques ou les radicaux libres, ils interagissent avec l'ADN, support du patrimoine génétique. En effet, l'ADN est une molécule unique qui a deux fonctions essentielles : d'une part sa duplication ''à l'identique'' permet la transmission sans modification du patrimoine génétique aux cellules lors de la multiplication cellulaire, d'autre part la lecture de gênes inscrits dans l'ADN permet la fabrication de toutes les protéines et enzymes qui permettent le fonctionnement cellulaire.

La cible fragile de la cellule est l'ADN qui est constitué de deux brins identiques enroulés. Toutes les agressions extérieures : rayonnements, produits chimiques, radicaux libres peuvent conduire à casser un simple brin ou, en moindre nombre, un double brin.

[2] La radioactivité se mesure en Becquerel. Cette unité, très petite, correspond à la désintégration d'un atome radioactif par seconde. Elle s'exprime en général en becquerel par kilogramme (Bq/kg) ou en becquerel par litre (Bq/l). Par exemple le corps humain contient naturellement 100 Bq par kilogramme, il en est de même de la plupart des aliments que nous consommons, en particulier la nourriture carnée.

Dans une cellule normale placée dans une ambiance naturelle, du fait de son environnement métabolique, on peut constater chaque jour près de 90 000 cassures sur l'un des deux brins de l'ADN, et une dizaine de cassures sur les deux brins à la fois.

Ces lésions seraient incompatibles avec la vie de la cellule si elles n'étaient réparées par un puissant système cellulaire de réparation de l'ADN.

Pour ce qui concerne les effets de la radioactivité, Il a été montré que 1 000 mSv délivrés ponctuellement (effet maximum) causent environ 1 000 cassures simple brin et une quarantaine double brin.

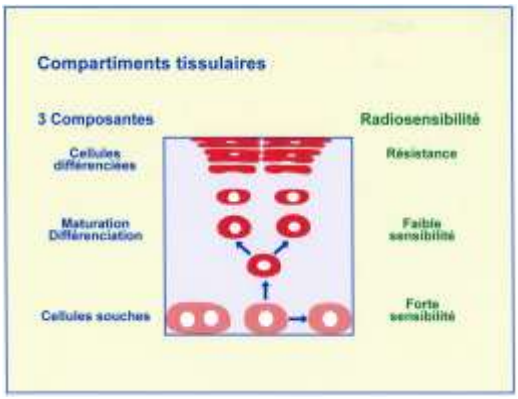


Figure 2

Aux très faibles débits de dose, les cellules disparaissent par mort miotique, pour les faibles doses le stock enzymatique des cellules suffit pour réparer les lésions.
Aux forts débits de dose, le système est moins efficace, la réparation peut être fautive, c'est-à-dire qu'elle n'est pas fidèle à la configuration d'origine.
Dans ce cas, cette réparation fautive, va conduire soit à l'apoptose, qui est la mort programmée de la cellule et son élimination, soit provoquer une cellule cancéreuse (figure 3).

Figure 3

3.3 ORDRES DE GRANDEURS

Les appareils disponibles et couramment utilisés sont capables de mesurer des niveaux d'irradiation très largement inférieurs au niveau naturel. Cela conduit souvent à confondre seuil de mesure avec niveau de risque.

Il n'y a pas d'observation d'effet clinique à court terme pour une irradiation instantanée inférieure à 500- 700 mSv (irradiation globale aiguë).

L'irradiation médicale en France délivre en moyenne une dose de l'ordre de 1 mSv (10 mSv pour un examen par scanner du corps entier).
L'utilisation industrielle de la radioactivité entraîne pour la population une exposition d'environ 0,02 mSv par an.

Pour mémoire, la limite de dose annuelle pour le public résultant des expositions autres que naturelles ou médicales est fixée à 1 mSv donc à une valeur très conservatoire (figure 4).

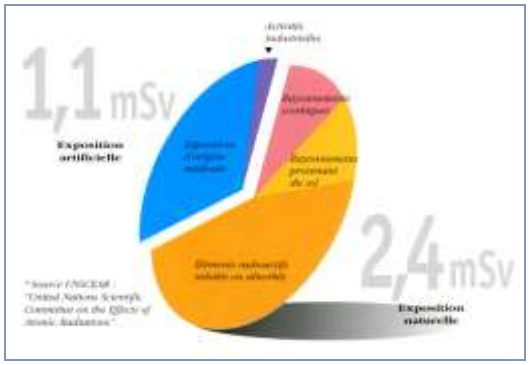


Figure 4

4. L'AVIS DES EXPERTS

Deux niveaux d'expertise interviennent dans le domaine de l'évaluation des effets des rayonnements ionisants et dans celui de la mise en œuvre de la protection contre ces effets : les Instances Internationales et les Organismes Nationaux.

4.1 LES INSTANCES INTERNATIONALES

Depuis sa création en 1928, par des médecins spécialistes en radiologie, l'instance de référence est la Commission Internationale de Protection contre les Rayonnements (CIPR).
Par ses recommandations, cet organisme scientifique non gouvernemental oriente toutes les législations internationales et nationales.

Pour les besoins de la gestion de la radioprotection, la CIPR a préconisé une relation linéaire sans seuil entre la dose et l'effet, extrapolée à partir du suivi des populations irradiées à débit de dose élevé comme à Hiroshima et Nagasaki. Cette position, volontairement conservative, a parfois été mise en œuvre sans discernement et fait l'objet de débats plus sociétaux que scientifiques.

La tendance actuelle est une révision prenant en compte l'expérience des cinquante années de mise en œuvre de l'énergie nucléaire. Cela se traduit, en particulier, par la proposition de gérer les contraintes au niveau des sources.

La dernière proposition (recommandations 2005) ne prévoit pas de modifier les limites de dose.
L'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) et le Comité Scientifique des Nations Unies pour l'Étude des Effets des Rayonnements Ionisants (UNSCEAR) sont des organismes intergouvernementaux qui concourent à l'étude et l'évaluation des effets des radiations.
L'Agence de l'Énergie Nucléaire de l'Organisation de Coopération et de Développement Économique (AEN-OCDE) et son Comité de Protection contre les Radiations et de Santé Publique (CPRSP) interviennent par des prises de positions. Ce comité interagit avec la CIPR et a souligné la nécessité de clarifier les différents niveaux de référence et limites proposées par la CIPR.
La Communauté Européenne a transposé en l'année 2000, dans une Directive, les recommandations de la CIPR de l'année 1990 qui préconisent un abaissement des limites de dose à 1 mSv en moyenne par an pour les membres du public et à 100 mSv en moyenne sur 5 ans, sans dépasser 50 mSv sur 12 mois glissants, pour les travailleurs exposés.

4.2 LES ORGANISMES NATIONAUX

En France, les experts s'expriment au sein de l'Académie des Sciences, de l'Académie de Médecine, de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) et du Commissariat à l'Énergie Atomique.

Les résultats interprétables par les experts scientifiques ou institutionnels sont issus :

- de l'étude des mécanismes des effets des rayonnements, tant à fortes, qu'à faibles doses sur des effets biologiques précoces ou des cancers
- d'études expérimentales permettant de comparer, sur des souches de fonds génétiques variés, les effets tardifs à différents débits de dose et types de rayonnements
- d'études épidémiologiques qui sont très délicates à interpréter dans le domaine des faibles doses. Il faudrait en effet disposer de populations considérables : une enquête devrait suivre 2 millions de personnes pendant plusieurs dizaines d'années pour mettre en évidence l'effet éventuel d'une dose de 100 mSv, ce qui est pratiquement impossible à réaliser

La position des experts scientifiques français, d'une manière générale, souligne la nécessité d'une clarification sur l'interprétation de l'extrapolation vers les faibles doses des effets constatés aux doses élevées.

L'extrapolation linéaire sans seuil (figure 5) n'est, en aucun cas, la démonstration d'un excès de cancer dès que les doses et débits de doses atteignent le niveau de celles et de ceux de l'environnement naturel.

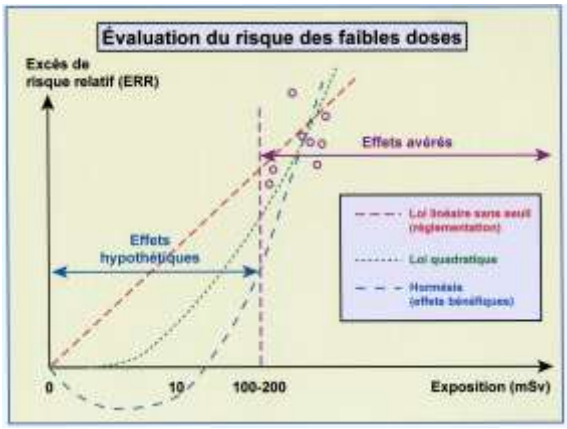


Figure 5

Il faut également souligner la complexité des relations entre effets biologiques précoces et apparition de pathologies tardives comme les cancers.

Si certains effets biologiques précoces répondent bien à une relation linéaire sans seuil, au moins pour certains types de rayonnements, ceci ne signifie en aucun cas qu'une extrapolation est possible pour en déduire un risque de cancer correspondant.
Les experts scientifiques professent également que ce n'est que par les résultats des recherches en cours sur le mécanisme d'induction et de développement des cancers que peuvent être révisées les hypothèses actuelles très prudentes, selon le principe de précaution.

5. FAUT-IL DIMINUER LES DOSES ?

En vertu du principe de précaution (voir fiche GAENA N° 11) il faut tendre à diminuer les dose reçues par les individus mais en restant dans le domaine du raisonnable selon le principe "ALARA" (voir fiche GAENA N° 1).
La dose effective reçue par la population résulte du cumul de la radioactivité naturelle, de l'utilisation médicale, des suites (très localisées) des accidents nucléaires et des retombées des essais nucléaires militaires (figure 1).

Il faut donc agir sur tous les paramètres :

- pour la radioactivité naturelle, une action est en cours pour réduire les émanations de radon dans les habitations en accroissant les taux de renouvellement de l'air par la ventilation et en améliorant l'étanchéité vis à vis du sol
- l'utilisation médicale à des fins thérapeutiques ou diagnostiques font l'objet en permanence de progrès techniques considérables qui conduisent à une réduction des doses, tant pour les opérateurs que pour les patients
- la sûreté des installations nucléaires fait des progrès continus par l'exploitation des retours d'expérience, encadrée par les Autorités de Sûreté et de Radioprotection dont l'importance ne cesse de grandir à travers des inspections très fréquentes et les prescriptions qui en découlent
- les rejets des centrales sont en diminution constante en volume et en radioactivité ; les rejets dus aux procédés de traitement du combustible ont fait l'objet d'une forte diminution ; les transports sont très réglementés et surveillés pour exclure le risque d'accident et en limiter les effets
- les essais nucléaires atmosphériques militaires sont arrêtés.

L'ensemble de ces mesures permet de réduire à un niveau minimal l'exposition de la population française.

6. LES EFFETS BÉNÉFIQUES POSSIBLE DES FAIBLES DOSES (HORMESIS)

« Il a été observé que des cellules pré-exposées à des agents à l'origine de cassures chromosomiques, lorsqu'elles sont à nouveau irradiées à des doses beaucoup plus importantes, la réparation est nettement facilitée ce qui serait dû à l'augmentation de l'expression ou de l'activité de certains enzymes de réparation. Il y aurait un processus de radioadaptation.

Ce phénomène peut être rapproché de celui des oligo-éléments dont la carence est nuisible à la santé alors que l'excès peut conduire à des manifestations toxiques » (référence 1).

Des expériences animales ont montré que la stimulation des mécanismes de réparation de l'ADN par des faibles doses procure une meilleure résistance aux doses élevées.

Au plan pratique, on peut remarquer qu'au Brésil, la station thermale de Guarapari jouit d'une réputation ancestrale pour ses bienfaits sur la santé alors qu'elle est une des régions les plus radioactives du monde (présence de thorium).
A Taiwan, une étude est en cours, depuis 25 ans, sur une cohorte de plus de 10 000 personnes irradiées pendant des dizaines d'années dans leur appartement, par un ferraillage marqué au cobalt 60 et où les doses reçues se situent dans la fourchette haute du domaine des faibles doses .
En effet, sur une durée d'irradiation de 9 à 20 ans, la moyenne des doses cumulées reçues par chaque habitant est de 400 mSv. Les occupants et leur dosimétrie sont connus précisément, les résultats vont dans le sens d'une absence de détriment sanitaire, avec une sous-mortalité très nette concernant les pathologies cancéreuses (référence 2).

Une autre enquête intéressante est celle du suivi des équipages des sous-marins américains à propulsion nucléaire avec une cohorte de 28 000 personnes ayant reçues des doses atteignant 120 mSv/an et une moyenne des doses de la cohorte de l'ordre de 8 mSv/an. Les résultats donnent un déficit net de toutes les pathologies y compris cancéreuses.

Les auteurs de l'étude suggèrent le rôle de stimulation de leurs défenses immunitaires (référence 3).
« De nombreux effets sur la croissance, l'immunité, la reproduction, sont susceptibles d'avoir été favorablement influencés par une exposition à des doses moyennes ou faibles de radiations.

La littérature abonde d'observations tendant à établir qu'une exposition à dose faible ou moyenne se traduit par une diminution apparente du nombre de cancers observés dans les groupes ultérieurement exposés par rapport aux groupes témoins (Luckey 1991) mais il n'existe pratiquement pas d'expérience conçue pour mettre spécifiquement en évidence l'hormesis. » (référence 1).

7. CONCLUSION

Les faibles doses s'inscrivent dans un domaine où la possibilité d'un effet nocif peut être compensée par celle d'un effet bénéfique comme peuvent le laisser penser à la fois le suivi des populations des régions du monde où la radioactivité naturelle est la plus élevée et les observations et recherches actuelles en biologie cellulaire.

Durcir la réglementation et abaisser des limites dont la sévérité ne repose déjà plus sur un fondement scientifique relèveraient de l'idéologie et non d'une approche rationnelle.

8. RÉFÉRENCES

Référence 1 :
Phénomène adaptatif : HORMESIS G. Meyniel Doyen honoraire de la Faculté de Médecine de Clermont-Ferrand - Revue de l'ACOMEN 1998, vol 4, n°4

Référence 2 :
Effects of Cobalt 60 exposure on Health of Taiwan Residents Suggest New Approach Needed in Radiation Protection - W.L. Chena, Y.C. Luanb, M.C. Shiehb, S.T. Chenb, H.T. Kungb, K.L Soongb, Y.C. Yehb,T.S. Chouc, S.H. Mongc,J.T. Wuc, C.P. Sunc, W.P. Dengd, M.F. Wue, M.L. Shene.
National Yang-Ming Universite; Nuclear Science & Technology Association; Nuclear, Biological and Chemical Protection - Society; Institute of Biological Materials, Taipei Medical University; National Taiwan University.

Référence 3 :
Nuclear shipyard worker study (1980–1988): a large cohort exposed to low-dose-rate gamma radiation. *Int. J. Low Radiation, Vol. 1, No. 4, 2005* 463.
Ruth Sponsler & John R. Cameron (Departments of Medical Physics, Radiology and Physics, University of Wisconsin-Madison).

Nota : La figure 2 provient d'un exposé du Professeur Aurengo, agrégé de biophysique, Chef du service central de médecine nucléaire au groupe hospitalier Pitié Salpêtrière, les figures 3 et 5 en sont aussi très fortement inspirées.

EPR

L'EPR (European Pressurized water Reactor) est le modèle le plus récent des REP (Réacteur à Eau Pressurisée).

Deux spécimens sont actuellement en construction en Europe :

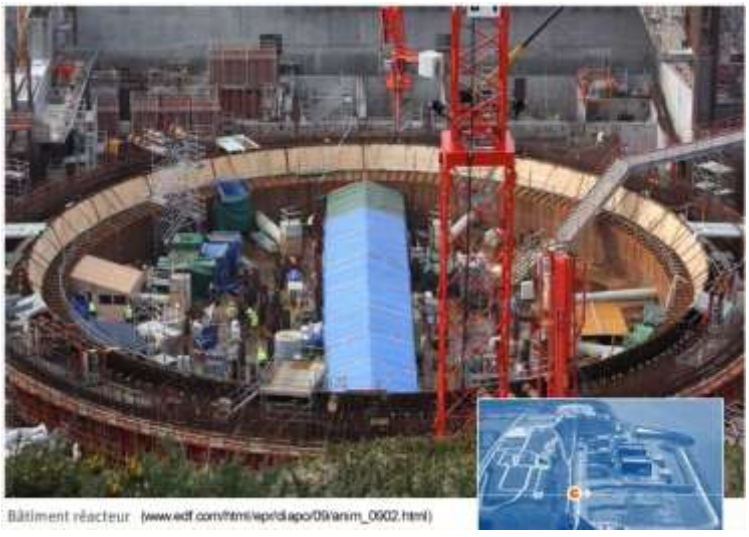
- un en Finlande depuis 2006
- un autre à Flamanville (Manche) commencé en 2008

Deux EPR sont en construction en Chine à Taishan (province du Guangdong).

L'EPR fait partie des réacteurs de 3ème génération qui se distinguent de leurs devanciers par une meilleure fiabilité, une meilleure économie (meilleure disponibilité, moindre consommation de combustible), et un meilleur impact environnemental (moindre production de déchets nucléaires).

Mais les avancées sont surtout importantes sur le plan de la sûreté : l'EPR est prévu pour confiner toute la radioactivité émise lors d'un accident grave, entraînant la fusion du cœur.
Le corium sera retenu et refroidi dans un récupérateur des produits radioactifs solides, et les produits radioactifs gazeux ou volatils seront retenus par le circuit primaire et la double enceinte de confinement.
L'objectif visé est que même en cas de fusion du cœur, les autorités n'aient pas à prendre de décision d'évacuer la population avoisinante.

A cause de la raréfaction des réserves de pétrole et de gaz, et de la nécessité de limiter l'amplitude du changement climatique, le contexte international est devenu beaucoup plus favorable au nucléaire depuis les années 2000.



Les besoins subsistent, malgré l'accident de Fukushima : en 2011, il y a 65 réacteurs en construction dans le Monde, dont 27 en Chine et 11 en Russie.

Certains réacteurs seront construits localement, mais l'essentiel devrait être construit par de grandes entreprises : Areva, Toshiba-Westinghouse, Rosatom.

Areva est extrêmement bien placée grâce à l'EPR que de nombreux pays envisagent de choisir (UK, Afrique du Sud, Inde etc.) et à l'ATMEA développé avec Misubishi.

Les deux têtes de série de l'EPR sont à Flamanville et à Olkiluoto (Finlande).

GAENA
(ex GASN)

Fiche N°13 Ind. 5 du 20 mars 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

EPR (EUROPEAN PRESSURIZED REACTOR)

1. LE BESOIN DE NUCLÉAIRE POUR PRODUIRE DE L'ÉLECTRICITÉ EN FRANCE

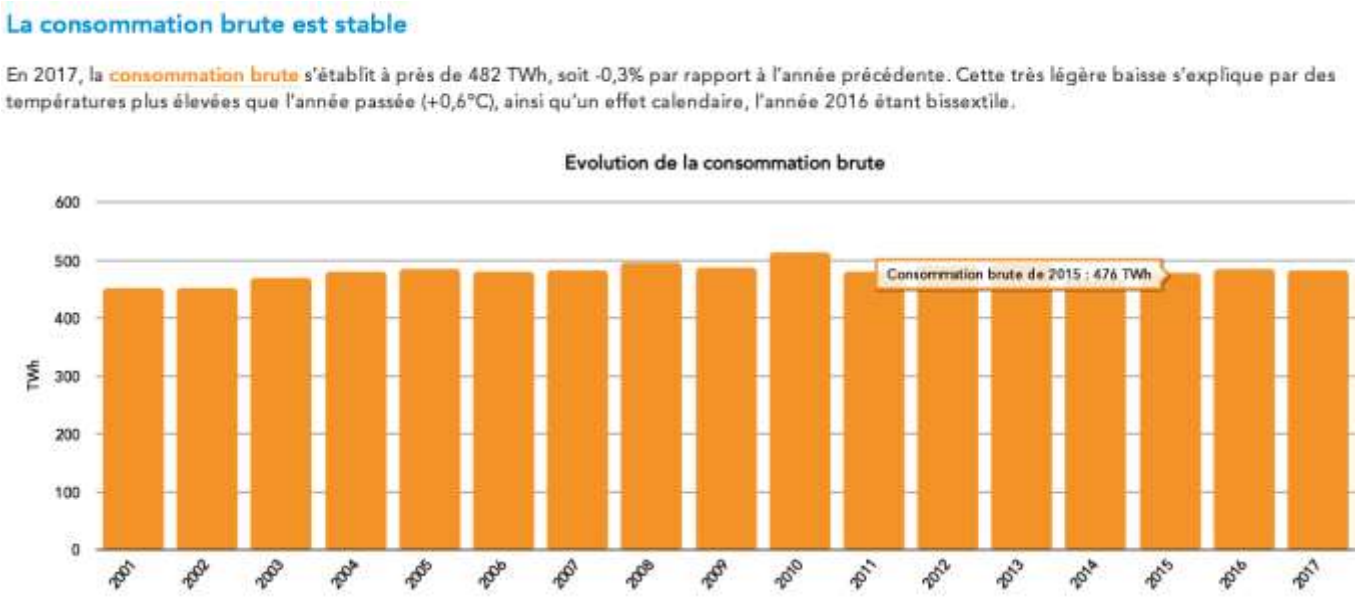
Compte tenu du coût d'une disruption généralisée[1] du réseau électrique en cas de manque de puissance d'alimentation, il est nécessaire de conserver une puissance garantie qui permette de passer les pics de consommation. La loi de transition énergétique plafonne à 63,2 GW la puissance nucléaire installée ; par ailleurs, la puissance hydroélectrique avoisine 25 GW, ce qui donne un maximum de # 88 GW pilotable décarboné, alors que les pointes de consommation atteignirent 95 GW en février 2018.

Comme on ne peut compter sur les énergies éoliennes et photovoltaïques[2] quand l'anticyclone de Sibérie s'étend en hiver sur l'Europe, et que la politique de décarbonation de l'énergie conduit à fermer les centrales thermiques à charbon et à fioul, la différence de puissance devra être comblée par : des énergies d'appoint (traitement de la biomasse et des déchets), des effacements volontaires, et des importations.

Dans un contexte où la consommation d'électricité reste stable depuis 15 ans (# 480 TWh, avec un minimum de 465 TWh en 2014 et un maximum de 513 TWh en 2010 – voir Fig.1), il est nécessaire d'anticiper le renouvellement du parc nucléaire : c'est pourquoi l'EPR a été conçu avec les exigences d'une 3ème génération de réacteur, capable de supporter un accident grave[3] sans nécessiter d'évacuer durablement les populations environnantes.

Figure 1 : Évolution de la consommation brute en France (source : RTE)

http://bilan-electrique-2017.rte-france.com/consommation/consommation-brute/#



2. L'ÉVOLUTION DU PARC ÉLECTRONUCLÉAIRE

Sur les 58 réacteurs REP en fonction en 2018, 7 % ont moins de 22 ans, et 40 % entre 28 et 32 ans. Le plus âgé a 40 ans : le premier réacteur du palier 900 MWe est entré en service à Fessenheim en 1978.

---

[1] Encore appelé « black-out » ; Le coût est évalué pour la France à 7,6 Md€ (à comparer au coût de construction d'un EPR optimisé) ; Réf : Energie Institut, Johannes Kepler Universität, Linz, Autriche

[2] Exprimées de façon générique comme « sources intermittentes fatales », car on ne maîtrise pas le vent ni le soleil

[3] Accident grave (niveau ≥ 6 de l'échelle INES) : mettant en cause l'intégrité du combustible (pratiquement : fusion du cœur – et des relâchements de radioactivité nécessitant une évacuation des populations avoisinantes

Après la3ème inspection décennale, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) a reconduit son autorisation d'exploiter pendant 10 ans sous réserve de respecter les prescriptions jointes à l'avis[4], et sous réserve des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté suite à l'accident de Fukushima[5].

Tous les 10 ans, chaque réacteur français subit une inspection extrêmement sévère de tous ses composants, dite « visite décennale – VD » : correction des défauts techniques, révision des procédures, remplacement des composants usagés. La cuve du réacteur est la seule pièce qui ne peut pas être remplacée et qui, en cas d'endommagement non réparable, entraînerait l'arrêt définitif.

EDF table sur une durée de vie minimale de ses réacteurs de 40 ans. Mais au-delà, l'ASN a déclaré qu'il ne pourra y avoir de réacteurs présentant des niveaux de sûreté différents : il faudra que les réacteurs actuels de 2ème génération présentent un niveau de sureté équivalent aux réacteurs de 3ème génération, pratiquement qu'on puisse exclure l'évacuation de la population avoisinante en cas d'accident grave (c-à-d. avec fusion du cœur).

Dans l'incertitude des résultats des 4èmes visites décennales (VD4), il faut donc être en mesure de remplacer le réacteur le plus ancien vers 2018, date de la mise en service industrielle prévue pour le 1er EPR français (Flamanville 3 – ou FL-3).

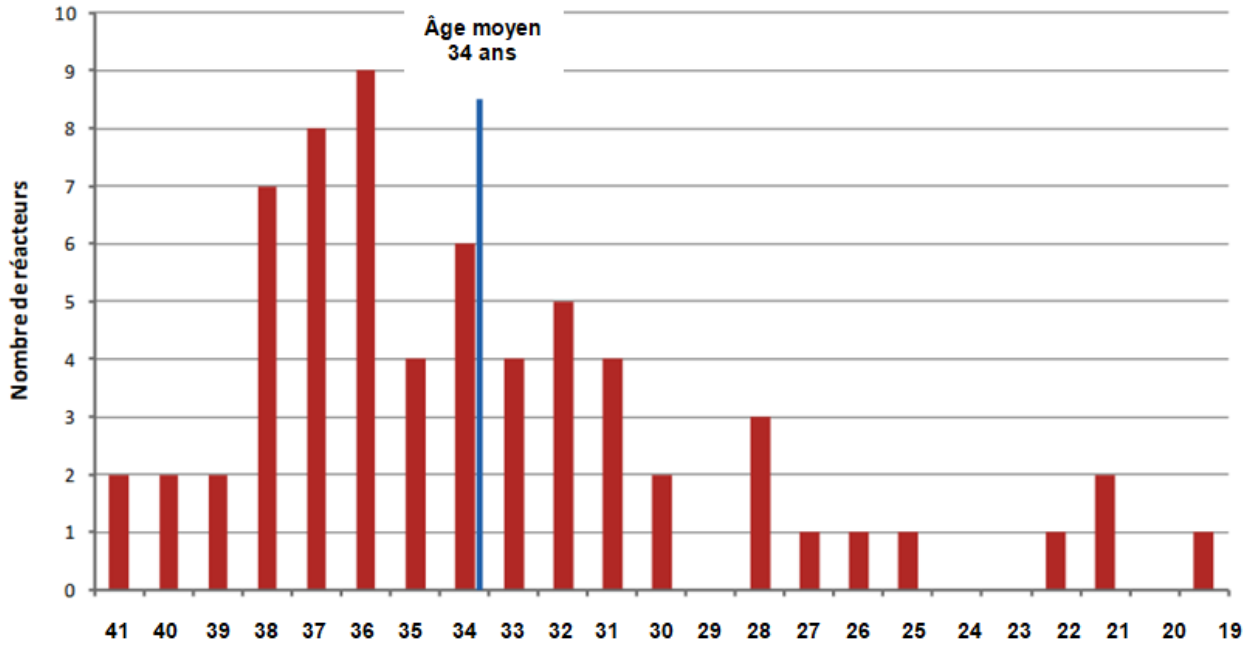


Figure 2 : Âge des réacteurs nucléaires français en 2018 (1er couplage au réseau)

S'agissant d'une tête de série, il conviendra de tirer le retour d'expérience (REX) de sa construction, ainsi que des EPR en cours de construction en Finlande et en Chine, avant de lancer la réalisation en série des EPR destinés à renouveler le parc français actuel.
En effet, l'EPR représente une évolution importante par rapport aux derniers des réacteurs du palier N4 construits en France. A une cadence de l'ordre d'un réacteur par an, cette étape de mise à l'arrêt et remplacement des réacteurs de 2ème génération par une trentaine de EPR totalisant # 50 GW se terminerait vers 2050.

D'autres scénarios sont possibles :

- ***Prolonger la vie des réacteurs de génération-2 jusqu'à 60 ans.*** C'est possible grâce à l'utilisation de nouveaux matériaux ; des licences d'exploitation atteignant 60 ans sont accordées aux USA.
Pour l'exploitant EDF, il s'agit d'optimiser le coût complet du réacteur sur toute sa durée de vie, incluant les phases de : construction, exploitation, démantèlement.
Les résultats des premières VD4 permettront d'optimiser la gestion à venir du parc, et de déterminer la durée de vie prévisible de chaque réacteur, compte tenu de ses spécificités, en visant dans un premier temps 50 ans, sauf pour les réacteurs qui seront arrêtés au démarrage de FL-3 pour respecter l'article de la loi qui limite la puissance nucléaire installée.

[4] Avis n°2011-AV-0120 du 4 juillet 2011 ; prescriptions n° 2011-DC-0231 du 4 juillet 2011

[5] ECS, appelées couramment « stress tests »

- ***Attendre les réacteurs de génération IV*** (voir fiche GAENA N° 22). Ils présenteront des avantages indéniables en matière d'économie de combustible et de gestion des déchets, mais ne seront pas à un niveau de sûreté supérieur ; rappelons que l'EPR est conçu pour supporter tout accident même le plus grave, du niveau de TMI[6], Tchernobyl[7], ou Fukushima[8], sans provoquer d'impact sur l'environnement nécessitant une évacuation de la population avoisinante. Les réacteurs de 4ème génération devront satisfaire à cette même exigence de sûreté.

Compte tenu du ralentissement du programme ASTRID, on n'envisage pas de pouvoir lancer la production industrielle de réacteurs de 4ème génération avant les années 40.

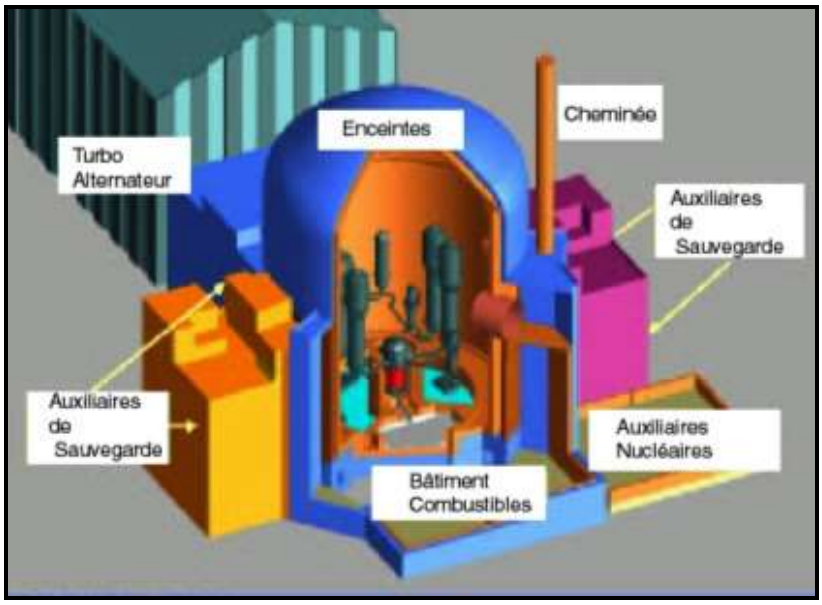
- **En complément**, il faudra augmenter la puissance de production nationale pour satisfaire à de nouveaux besoins liés à la politique de décarbonation de l'énergie, notamment en matière de transports électriques. L'avenir (au-delà des années 2030) fera apparaître si ces nouveaux besoins peuvent être intégralement satisfaits avec des sources intermittentes, ou s'il faut accroître la puissance des moyens pilotables.

3. L'EPR : UN CONCEPT "ÉVOLUTIONNAIRE"

L'EPR résulte d'études franco-allemandes, menées depuis 1993 (définition des objectifs de sûreté) à partir des réacteurs français de type N4 (1450 MWe) et allemand, de type KONVOI, tous deux des réacteurs à eau légère pressurisée actuellement en exploitation.

Il a bénéficié d'une triple collaboration franco-allemande coordonnée :

- l'alliance des constructeurs ARÉVA et SIEMENS regroupés au sein de la Société Framatome-ANP
- la collaboration des opérateurs français et allemands (EDF, E.ON, EnB, RWE[9]),
- l'implication des instituts de sûreté nucléaire IRSN[10] et GRS[11].



Vue éclatée de l'EPR. Le bâtiment Combustibles a la même hauteur que ceux des auxiliaires (d'après Framatome ANP).

La comparaison des caractéristiques principales du projet EPR et du REP-N4 est donnée ci-dessous :

Caractéristique	Unité	EPR	N4
Puissance thermique	mégawatt (MW)	4250-4500	4250
Puissance électrique	MW	1500-1650	1450
Rendement	%	36	34
Nombre d'assemblages combustibles		241	205
Taux de combustion	MW.jour par kg d'uranium	> 60	45
Résistance sismique	g	0,25	0,15
Dose collective annuelle	Sv/an/réacteur	0,44	1
Durée de vie nominale	années	60	40

Compte tenu de son taux de disponibilité prévu supérieur à 90 %, l'EPR produira de l'ordre de 12 TWh chaque année, soit 2,5 % de la consommation électrique française.

[6] L'accident de Three-Mile Island (TMI-2) : Voir fiche GAENA N° 45

[7] L'accident de Tchernobyl ; Voir fiche GAENA N° 46

[8] L'accident de Fukushima ; Voir fiche GAENA N° 47

[9] Compagnies allemandes de production d'électricité

[10] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (appui technique de l'Autorité de sureté nucléaire – ASN)

[11] Gesellschaft für Reaktor- und Anlagen-Sicherheit (appui technique de l'autorité de sureté nucléaire allemande)

3.1. OBJECTIFS DE SÛRETÉ

- Réduction d'un facteur 10 de la probabilité de rejet significatif de radioactivité suite à un accident grave (on passe de 10^{-6}/a pour les REP à 10^{-7}/a pour EPR), avec pour objectif le non déplacement de la population même en cas de fusion du cœur
- Dosimétrie du personnel inférieure de 40 % au niveau actuel, grâce à une optimisation de la radioprotection pendant la maintenance
- Réduction des rejets gazeux (30 %) et liquides (10 %, hors tritium et carbone-14) en fonctionnement normal.

L'évolution du niveau de sûreté de l'EPR s'appuie sur le retour d'expérience des accidents graves survenus sur la cuve d'un réacteur :

- Three Mile Island[5] (USA, 1978). La fusion du cœur a été contenue dans la cuve du réacteur et les sous-sols de l'enceinte réacteur, et n'a eu aucune conséquence significative pour l'environnement
- Tchernobyl[6] (Ukraine, ex-URSS, 1986). L'incendie et l'explosion du cœur, abrité sous un simple bâtiment industriel, ont entraîné une grave contamination dans l'environnement. Mais on doit insister sur le fait que Tchernobyl, réacteur RBMK, n'est pas un réacteur REP et ne peut pas faire référence
- Fukushima[7] (Japon, 2011). Les réacteurs (de type REB) se sont mis à l'arrêt suite au tremblement de terre, mais la destruction des pylônes a fait perdre l'alimentation électrique, et le tsunami a ensuite noyé les générateurs de secours qui s'étaient mis automatiquement en fonctionnement, ce qui a empêché le refroidissement des réacteurs et des piscines de refroidissement. Les modifications de l'EPR, suite aux Évaluations Complémentaires de Sûreté (ECS), concernent des systèmes auxiliaires, mais pas la conception même du réacteur.

La probabilité de graves dommages sur le cœur de l'EPR a encore été réduite d'un facteur dix par rapport aux derniers REP (N4) construits en France. En particulier, le système d'injection de sécurité et celui d'alimentation de secours en eau sont quadruplés selon quatre "trains" ayant chacun la capacité d'assurer l'intégralité des fonctions de sûreté.
Chacun de ces trains est séparé pour éviter qu'un incident interne ou externe ne les endommage simultanément par une cause commune.

Si, malgré ces moyens de prévention mis en place, la fusion du cœur survenait, ses conséquences seraient maîtrisables par les protections nouvelles suivantes :

- récupérateur de corium : zone en point bas, réalisée en matériau réfractaire, prévue pour l'épandage des coulées provenant de la fusion du cœur, et pour leur refroidissement par un dispositif de noyage passif.
- peau métallique assurant l'étanchéité de l'enceinte interne.

Ces dispositions complètent celles existant déjà sur les réacteurs N4[12] :

- double enceinte de béton précontraint, chacune ayant 1,30 mètre d'épaisseur, résistant à la pression.
- recombineurs catalytique d'hydrogène, pour éviter toute explosion de manière passive.
- contrôle de la pression interne de l'enceinte ; refroidissement des structures par aspersion.
- aspiration de l'atmosphère entre les deux enceintes en béton ; filtration d'éventuelles fuites avant rejet à la cheminée.

La double enceinte du réacteur permet de résister à la perforation et aux vibrations provoquées par la chute d'un avion gros porteur, ou à des agressions externes. De plus, les bâtiments abritant les auxiliaires de sauvegarde (alimentations de refroidissement de secours), eux-mêmes protégés par un mur de béton, sont au contact de l'enceinte de confinement qu'ils entourent pour en assurer la protection contre une chute d'avion.
D'autres améliorations ont été apportées en ce qui concerne la résistance aux séismes et la dosimétrie du personnel. Les calculs de sûreté montrent que les rejets d'un accident seraient inférieurs au millième de ceux de Tchernobyl[5].

3.2. ÉVOLUTIONS TECHNIQUES

Grâce à la R&D réalisée par EDF et le CEA sur le combustible, il pourra être poussé à un taux de combustion de 60 MW.d/kg (contre 45 actuellement), ce qui permettra un triple gain : économiser du combustible, diminuer le nombre d'arrêts pour rechargement, et diminuer la quantité de déchets radioactifs produits.

[12] Et qui n'existaient pas sur les réacteurs de Fukushima 1) de type REB, et 2) du fait que les Japonais appliquaient la règle américaine de conformité au rapport de sureté initial, sans remise à jour décennale comme en France

L'EPR aura une meilleure capacité de recyclage du plutonium : il sera compatible avec une charge de 100 % en MOx (oxyde mixte de plutonium et d'uranium), contre seulement 33 % dans les réacteurs actuels. L'EPR contribuera ainsi à diminuer le stock des matières nucléaires recyclables issues du retraitement.

Le choix d'un générateur de vapeur avec économiseur et turbine évolués permet de porter la pression de vapeur à 78 bars ; le gain est de 3 % sur le rendement thermodynamique global qui passe de 33 à 36 %.

La durée de vie nominale du réacteur a été augmentée à 60 années de service grâce à la sélection de nouveaux matériaux et aux progrès dans leur mise en œuvre. Les déchets qui résulteront du démantèlement des EPR sont, pour une énergie générée comparable, réduits à une quantité de l'ordre de 40 % de ceux des REP 900 MW.

La maintenance des composants est conçue pour être plus rapide, et donc occasionner une moindre dose radiologique sur le personnel ; elle peut être réalisée même lorsque le réacteur est en service.

Par ses avantages sur le coût de production, l'atteinte à l'environnement, les nuisances au personnel et à la population, l'EPR correspond parfaitement aux critères du développement durable.

4. ÉVOLUTIONS ÉCONOMIQUES

Ce chapitre est reporté en annexe 1.

5.RETARDS PRIS PAR LA CONSTRUCTION

Ce chapitre est reporté en annexe 2.

6. CONCLUSIONS

L'accident de Fukushima[7] a remis en cause la « renaissance » mondiale du nucléaire civil amorcée au début du XXI^{ème} siècle, en suscitant dans l'opinion publique une émotion et des doutes légitimes. Si, sous la pression des antinucléaires, les dirigeants des pays germanophones ont décidé de « sortir du nucléaire », d'autres pays, en Europe (Finlande, Royaume-Uni, Pologne, pays d'Europe centrale déjà dotés du nucléaire), en Afrique du Sud, en Amérique du Sud (Argentine) et surtout en Asie (Chine, Inde, Vietnam) lancent ou continuent leur programme.

EDF a repris Framatome pour la construction des centrales.
Face à la compétition mondiale, il importe que notre pays conforte ces « champions » qui fournissent de nombreux emplois, en leur confiant la réalisation des réacteurs nécessaires pour faire face à l'augmentation de la demande d'électricité, notamment en Chine et en Inde, et préparer la relève des réacteurs les plus anciens du parc avec une solution économique, sûre, et respectueuse de l'environnement.

Vue générale Est – Ouest

EPR – Flamanville 3 en 2011 et en 2016

Annexe 1 : ÉVALUATIONS ÉCONOMIQUES

1. DONNÉES SUR LE PARC ACTUEL

Le coût complet comptable de l'électricité nucléaire a été chiffré en 2012 à 33,4 €/MWh][13]. Le coût du combustible nucléaire n'y représente que 5,7 €/MWh, soit un peu plus que 10 %. Il se partage à parts égales entre l'approvisionnement en uranium (importé) et son enrichissement et son traitement (réalisés en France).

La Cour des Comptes[14] note qu'entre 2010 et 2013, le coût courant économique (CCE) de l'électricité nucléaire subit une augmentation de 21 %, passant de 49,6 €/MWh à 59,8 €/MWh en € courants, dont les causes sont les suivantes :

- doublement des dépenses de maintenance (conséquences de Fukushima)
- plan de prolongation des réacteurs au-delà de 40 ans
- augmentation des provisions pour charges futures de démantèlement et gestion des déchets
- augmentation du taux de rémunération du capital investi
- augmentation des dépenses d'exploitation
- inflation de 4,1 % sur les 3 ans (ce paramètre semble se stabiliser depuis la date de l'analyse)

Pour contrer cette dérive des coûts, EDF a mis en place une politique volontariste pour diminuer le coût du grand carénage incluant les mesures post-Fukushima, pour maîtriser les dépenses d'exploitation, et gérer de façon industrielle les actions de démantèlement. Sur la base des économies annoncées par EDF en fin 2016, l'I-TESE ramène le coût *cash* à 33 €/MWh pour une durée de vie des centrales de 50 ans[15].

Ces coûts sont à comparer à ceux des autres filières, issus du Rapport Energie 2050 du Centre d'Analyse Stratégique[13].

2. EFFORTS SUR LA CONCEPTION DE L'EPR POUR RÉDUIRE LE COÛT DE PRODUCTION

Une diminution de plus de 10 % des coûts de production d'électricité par rapport aux réacteurs du palier N4, tout en intégrant les fortes avancées sur la sûreté, repose sur plusieurs améliorations :

- augmentation de la puissance thermique
- amélioration du rendement du combustible
- réduction du coût d'investissement par l'optimisation et la standardisation des composants, ainsi que par le développement de la préfabrication en usine, à la fois plus économique et plus fiable et qui, en outre, réduit les temps de montage sur site
- augmentation du taux de disponibilité de la centrale (> 90 % au lieu d'un peu plus de 82 % actuellement) par l'allongement du cycle du combustible, la simplification de la maintenance par la standardisation des équipements, une meilleure accessibilité et la simplification de leur entretien pouvant être effectué en cours d'exploitation
- réduction des coûts d'exploitation et de maintenance par un espacement des arrêts pour rechargement portée à 2 ans, et réduction de leur durée à 16 jours.

3. COÛT COMPLETS DES PREMIERS EPR

Compte tenu de l'importance de l'investissement, et de la durée de construction des premiers EPR construits (voir annexe 2), l'évaluation du coût courant économique (CCE) de l'électricité ressort à près du double de celui du parc actuel : # 100 €/MWh pour l'EPR de Flamanville et 109 €/MWh pour les EPR anglais de Hinkley Point.

Cela montre que les efforts pour réduire le coût de production sont à compléter par une maîtrise stricte de la durée de construction. C'est l'objectif de l'EPR « nouveau modèle » conçu par EDF-Framatome, dont les options de sureté ont fait récemment l'objet d'un avis de l'IRSN.

[13] Rapport Énergies 2050, Centre d'analyses stratégiques, Premier Ministre, Rapport du groupe de travail présidé par Jacques PERCEBOIS, 2012

[14] Rapport de la Cour des Comptes, juillet 2013. « Les coûts de production des différentes sources d'énergie en France »

[15] Jean-Guy DEVEZEAUX de LAVERGNE : « Les coûts du nucléaire existant » ; La lettre de l'I-TESE – N°32 - Automne 2017

	Coût complet (€/MWh)	dont				Hypothèses
		Investissement	Coûts opératoires	Coût combustible	Coût du CO_2	
Cycle combiné gaz	69	9	2	53	5	Prix 2011 : 31 €/MWh CO_2 : 14 €/tonne
Charbon	65	16	4	34	11	Prix 2011 : 93 €/tonne CO_2 : 14 €/tonne 0,766 t CO_2/MWh
	Coûts de production en €/MW sur 2011 - 2015	UFE/DGEC (actualisé de 2011)	Energie 2050 (2012)	EDF 2014	Cour des Comptes 2014 et ENR 2013	ENR Corrigé des coûts de substitution par CGC (1)
Energies non intermittentes	Nucléaire	43	56	55	40,5 CCE 2010 59,8 CCE 2013	
	Hydroélectricité	55		40	43 - 188	
	Gaz	61	69	70-100		
	Charbon	66	68	70-100		
	Fioul	86				
	Géothermie				50 - 127	
	Biomasse	170			56 - 223	
	Méthanisation				61 - 241	
Energies intermittentes	Eolien terrestre	65	73	82	62 - 102	Ajouter 54 – 64 €
	Eolien marine	143	102		87 - 116	Ajouter 48 – 56 €
	Photovoltaïque	317	150	130 - 270	114 - 547	Ajouter 63 – 75 €
	Solaire thermique				94 - 194	Ajouter 63 – 75 €

(1) Hypothèses retenues pour le calcul des coûts de l'intermittence (ou de substitution par un CCG (centrale à cycle combiné gaz) : au coût de production électrique de chaque ENR aléatoire il convient d'ajouter les coûts fixes totaux plus une partie des coûts variables du CCG

Annexe 2 : RETARDS ET SURCOÛTS DE CONSTRUCTION

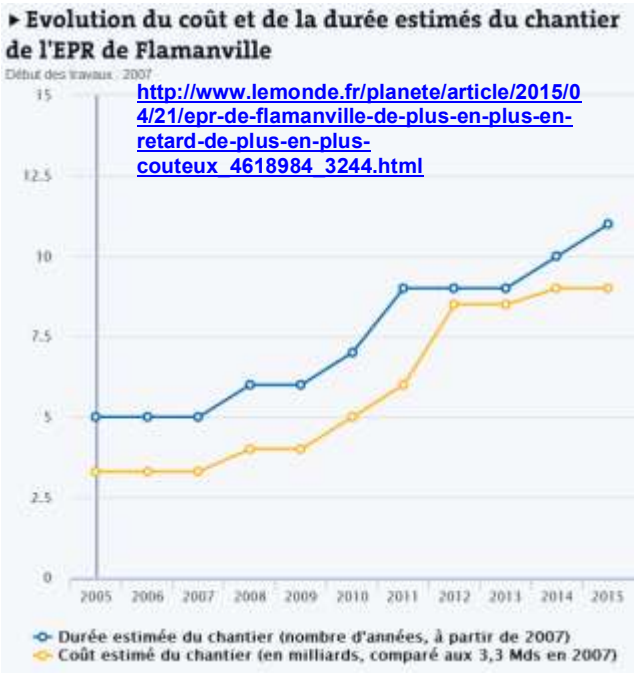
1. LES RETARDS DES EPR EUROPÉENS OL-3 ET FL-3

Dès juin 2010, *Science et Vie* identifiait « 7 erreurs » qui induisaient des retards et des surcoûts :

1. Problèmes de soudure de la coque métallique de l'enceinte : assemblages défectueux, procédés non approuvés, ateliers ou ouvriers non qualifiés...
2. Contrôle-commande numérique, présentant trop d'interactions entre système de fonctionnement normal et système de protection du réacteur, avec le risque de les voir défaillir simultanément
3. Sur OL-3, la fabrication des 8 tuyaux du circuit primaire (10 m de long, 1 m de diamètre) entre la cuve et le générateur de vapeur a été mal maîtrisée par ARÉVA, gênant l'inspection des fissures. Les autorités finlandaises ne les ont pas acceptées
4. Mauvaise qualité du béton du plancher, poreux à cause d'une trop grande quantité d'eau
5. Les ferraillages du béton armé des bâtiments de sauvegarde de FL-3 se révèlent incomplets. La décision de l'ASN d'interrompre le coulage du béton provoque un retard de trois semaines
6. En 2008, sur FL-3, une erreur est détectée dans l'implantation d'un tube de générateur de vapeur
7. Le pressuriseur des 2 EPR ont été mises au rebut, le fabricant n'ayant pu démontrer leur résistance mécanique à la pression de 150 bars

7 années plus tard, un article du journal *Les Echos* du 28 juin 2017 rappelle que FL-3 devait démarrer en 2012 et coûter 3,3 Md€. Depuis, le délai a plus que doublé (le premier béton a été coulé en décembre 2007), et la facture a triplé.

« C'est sans doute une des réalisations industrielles les plus complexes au monde » explique le PDG Pierre Gadonneix : il contient par exemple presque deux fois plus de béton et quatre fois plus de ferraillage que les réacteurs précédents (avec la difficulté de faire pénétrer le béton à travers un ferraillage aussi dense, malgré les procédés pour vibrer le béton lors de sa coulée).
En 2012, des défauts de qualité des platines de fixation du futur pont roulant oblige EDF à arrêter partiellement le
En 2012, des défauts de qualité des platines de fixation du futur pont roulant oblige EDF à arrêter partiellement le
chantier pendant plusieurs mois, le temps de refabriquer certains éléments.



En avril 2015, des concentrations de carbone en écart à la nouvelle norme ESPN sont mesurées sur l'acier de la cuve et du couvercle du réacteur. Après analyse poussée de leur impact sur la sureté, l'ASN donne le 28/06/2017 son feu vert sous condition de suivi des éprouvettes de la cuve, et de changement du couvercle avant la fin de l'année 2024 (voir fiche d'actualité GAENA N° 07).

Par ailleurs, les conditions de travail et l'appel à la sous-traitance alimentent un mauvais climat : en janvier 2011, un soudeur décède après une chute. Bouygues est condamné en appel pour une affaire de travail au noir ayant impliqué au moins 460 ferrailleurs et soudeurs polonais et roumains sur le chantier entre 2008 et 2012. L'ASN devra prendre des mesures générales restreignant l'appel à la sous-traitance (voir Fiche argumentaire N°39).

Au résultat, le groupe italien ENEL, partenaire d'EDF (à hauteur de 12,5 %) pour la construction de l'EPR, jette l'éponge en 2012.

Par contre, les EPR construits en Chine à Taishan profitent du retour d'expérience en gagnant plus de 3 ans sur les calendriers européens, ce qui leur permettra en principe de démarrer les premiers, le chargement du combustible se faisant début 2018.

2. LES RETARDS DES AUTRES RÉACTEURS DE GÉNÉRATION-III

Les Echos du 5 janvier 2017[16] font état des autres réacteurs en construction : 10 réacteurs neufs ont été connectés au réseau en Asie en 2016 (5 en Chine, 1 en Corée du Sud, 1 en Inde, 1 au Pakistan et 1 en Russie).

Outre les 3 années de retard pour les deux EPR chinois, on note 4 ans de retard pour le premier APR-1400 coréen, ainsi que 4 ans de retard pour le VVER-1200 de Novovoronej.

Quant aux 8 AP-1000 de Westinghouse, leur construction accuse des retards de plusieurs années sur leur planning initial : de l'ordre de 2 à 3 ans pour les 4 réacteurs en construction aux Etats-Unis, et d'au moins 4 ans pour le premier des réacteurs de Sanmen (Chine), car le chargement du combustible vient d'être « *suspendu* » par l'autorité chinoise de sûreté nucléaire qui exige de nouveaux tests sur les pompes primaires.

3. RÉFLEXIONS SUR CES RETARDS

Outre les retards courants concernant les prototypes, on voit qu'on atteint avec les exigences de la Génération-3 les limites des capacités de l'époque, tant au plan technologique qu'organisationnel. Contrairement au passé où les dessinateurs avaient l'expérience des matériaux et de la fabrication des composants qu'ils concevaient, la conception par ordinateur coupe ce lien avec la réalité et induit des pièces qui, si elles peuvent être démontrées sur le plan de la sureté, n'en sont pas moins très complexes à fabriquer.

En matière de gestion de chantier, la désindustrialisation du pays et les orientations de l'éducation nationale font qu'il devient très difficile de trouver des soudeurs qualifiés, et qu'il est nécessaire de faire appel à de la main d'œuvre étrangère, avec les problèmes de qualité qui peuvent découler d'une mauvaise connaissance de la langue. Le succès d'un remplacement des réacteurs actuels par des EPR « nouveau modèle » reposera sur des engagements fermes de calendrier, permettant de former du personnel de chantier qui accumule de l'expérience et la partage.

Une réflexion est en cours au sein d'EDF pour simplifier le concept d'EPR, sans diminuer les exigences de sureté. Car les difficultés d'application de la nouvelle norme ESPN l'ont bien montré, ce n'est pas une réglementation formelle qui assure un plus haut degré de sureté, alors que l'augmentation des coûts est, quant à elle, bien réelle.

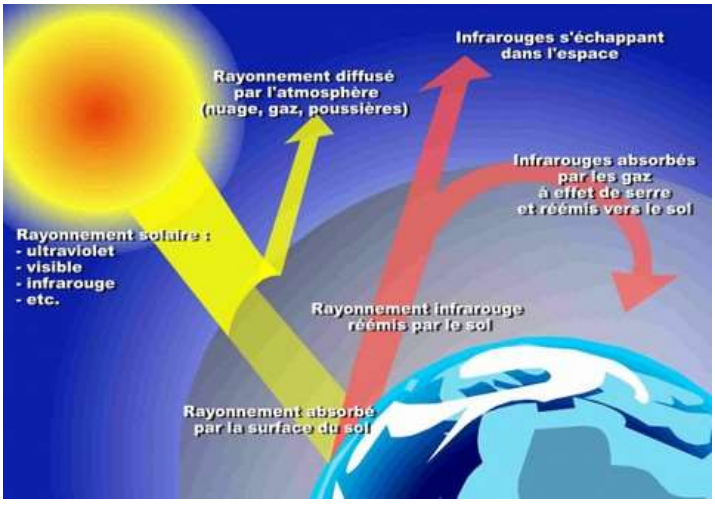
[16] *https://www.lesechos.fr/05/01/2017/LesEchos/22355-077-ECH_nucleaire---les-retards--loin-d-etre-une-exception-francaise.htm*

GAENA
(ex GASN)

Fiche 14 A (Présentation) 4 juin 2015

L'EFFET DE SERRE

Une serre est un espace vitré que les jardiniers et les horticulteurs utilisent pour protéger les cultures hivernales et pour favoriser la pousse de printemps. La lumière du soleil passe à travers le vitrage, réchauffe l'intérieur et la vitre empêche la chaleur de ressortir.
Sur la terre c'est l'atmosphère qui joue le rôle de la vitre. Cette couche d'air assez fine laisse passer la lumière du soleil et retient la chaleur créée, l'empêchant ainsi de rediffuser dans l'espace. Grâce à ce phénomène, la température moyenne de la terre est de 15°C ; elle serait de -18°C sans atmosphère.
C'est l'effet de serre. Le schéma ci-contre montre le mécanisme[1].

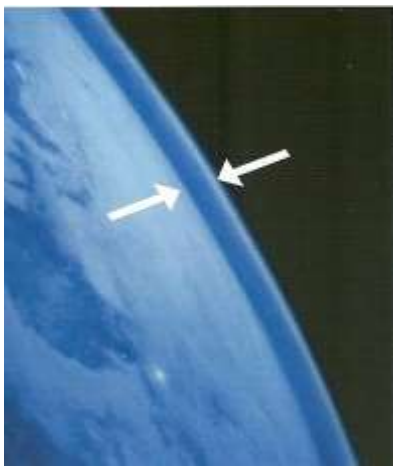


De nombreux gaz participent à l'effet de serre, mais les deux plus gros contributeurs sont la vapeur d'eau et le gaz carbonique.
La plupart des gaz à effet de serre d'origine naturelle entrent dans des processus de régulation appelés « Cycles» (cycle de l'eau, cycle du carbone…).
Cependant l'activité humaine conduit à une supplémentaire de certains gaz, ce qui perturbe cet équilibre naturel.
C'est particulièrement le cas pour le gaz carbonique dont la présence dans l'atmosphère ne cesse d'augmenter avec l'utilisation de plus en plus importante du charbon, du gaz et du pétrole, ce qui risque de conduire à un réchauffement accéléré de la planète.

Depuis environ 8000 ans la température de la terre oscille autour de la valeur de 15°C. La dernière oscillation date la période viking avec une température moyenne de l'ordre de 15,5°C suivie d'une petite ère glacière et une température de 14°C. Depuis 1830 la terre se réchauffe et a rattrapé sa température normale entre les années 1940-1960.

Actuellement l'augmentation de la température a tendance à s'accélérer et force est de constater que cette évolution suit d'assez près l'augmentation de la concentration en gaz carbonique. Les simulations réalisées par le Groupe d'experts international chargé d'étudier le climat (le GIEC) montrent que les températures pourraient atteindre 16,2 à 16,5°C en 2050.
Ces modèles présentent encore aujourd'hui des risques d'erreur qui nécessitent de poursuivre les études pour confirmer ou modifier ces chiffres.

Quoiqu'il en soit, il est nécessaire de chercher à limiter la production de gaz à effet de serre afin de perturber le moins possible l'évolution naturelle du système « terre » et ainsi laisser la nature gérer son propre équilibre.



De la serre à l'atmosphère …

[1] www.techno-science.net

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608 - 91191 GIF sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 14 Ind. 4 du 04 juin 2015

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'EFFET DE SERRE

1. QU'EST-CE QUE L'EFFET DE SERRE ?

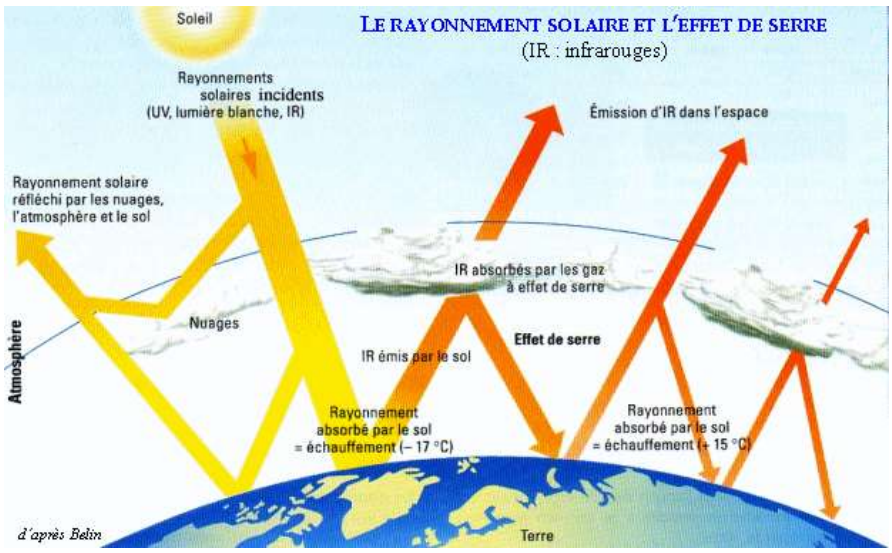
1.1. QU'EST-CE QU'UNE SERRE ?

Tout le monde connaît la serre du jardinier ou de l'horticulteur. Ils l'utilisent pour protéger les légumes ou les fleurs des froidures de l'hiver ou pour favoriser la pousse de printemps. Une serre est un espace vitré qui peut aller de la simple cloche de verre pour protéger la salade, jusqu'aux grands bâtiments qui enferment les collections des plantes exotiques. On peut ainsi faire pousser des plantes tropicales sous des climats qui ne s'y prêtent pas[1].
Chauffée ou pas, une serre bénéficie toujours de l'énergie solaire. La lumière du soleil passe à travers le vitrage, réchauffe l'intérieur et la vitre empêche la chaleur de ressortir.
C'est l'effet de serre, c'est simple mais quel rapport avec notre terre ?

2.2. L'EFFET DE SERRE : COMMENT ÇA MARCHE ?

Sur la terre, c'est l'atmosphère qui joue le rôle de la vitre. Cette couche d'air assez fine laisse passer la lumière du soleil et retient la chaleur créée, l'empêchant ainsi de rediffuser dans l'espace.
Le phénomène est en réalité un peu plus complexe. Lorsque le rayonnement solaire atteint notre planète, 30% se réfléchit sur l'atmosphère et les couches réfléchissantes de la terre (océan, neige etc.) et repart directement dans l'espace, 20% est absorbé par l'atmosphère et contribue à son réchauffement et 50% arrive au sol et y dépose son énergie qui se transforme en chaleur.
Cette chaleur est réémise sous forme d'un rayonnement infrarouge de grande longueur d'onde qui est absorbé par l'atmosphère qui en réémet une grande partie vers la terre.
C'est l'effet de serre.

La figure ci-dessous explique le mécanisme.



[1] *Grâce aux serres chauffées par la géothermie, l'Islande est le premier producteur de bananes d'Europe.*

1.3. SON INTÉRÊT POUR LA VIE SUR LA TERRE

Le tableau ci-dessous donne quelques valeurs de ce qu'aurait pu être la température de la terre suivant sa configuration.

Vide intersidéral	- 270°C	
Terre sans soleil	- 243°C	Réchauffée par son seul noyau radioactif
Ensoleillement direct	+120°C *	1365 W/m^2 (90° au plan orbital)
Inclinaison de l'axe de rotation	- 18°C *	343W/m^2 (angle écliptique 23°)
Terre avec effet de serre	+15°C *	

* Ces chiffres sont des valeurs moyennes réparties sur l'ensemble du globe.

2. LES CONTRIBUTEURS À L'EFFET DE SERRE

Notre atmosphère est constituée essentiellement d'oxygène (19,6%) et d'azote (76,5%), gaz transparents aux rayonnements solaires, et d'un certain nombre de gaz qui possèdent tous la propriété d'absorber le rayonnement infrarouge émis par la terre. Ce sont les gaz à effet de serre (GES).

2.1. LES GAZ À EFFET DE SERRE

Les principaux gaz à effet de serre sont la vapeur d'eau (H_2O), le dioxyde de carbone (CO_2), le méthane (CH_4), l'oxyde nitreux (N_2O), l'ozone (O_3), les oxydes d'azote (NOx) et le monoxyde de carbone (CO). A ceux-ci il faut rajouter les gaz à effet de serre industriels incluant les halocarbones lourds (CFC, fréon, perfluorométhane) et l'hexafluorure de soufre (SF_6). Ces gaz ne représentent que 1,04% des gaz constituant l'atmosphère de la terre.

La vapeur d'eau (H_2O)
Ce gaz est le plus répandu des gaz à effet de serre et celui qui a l'effet le plus important. Dans l'atmosphère la quantité de vapeur d'eau augmente quand la température croît. Ceci conduit à une augmentation de l'effet de serre mais également à un obscurcissement de l'atmosphère limitant la pénétration du rayonnement solaire.
Tout ceci conduit à une autorégulation qui entre dans le fonctionnement naturel de la machine climatique.

Le dioxyde de carbone (CO_2)
La source de ce gaz provient de la vie sur la terre (respiration des êtres et des végétaux), de la combustion ou de la décomposition des plantes et des arbres, de l'utilisation des combustibles fossiles (charbon, pétrole...). Son augmentation depuis 1800 provient essentiellement de l'activité humaine.

Le méthane (CH_4)
Il provient de la décomposition anaérobie (fermentation ou putréfaction) de composés organiques d'origine animale ou des plantes**.** Le méthane, présent dans l'atmosphère, est essentiellement d'origine naturelle (zones humides, marécages, marais,...), mais d'importantes quantités proviennent également de l'activité humaine à travers la combustion des combustibles fossiles, la décomposition des ordures ménagères et l'élevage.

Les oxydes nitreux (N_2O)
Ces gaz proviennent de façon naturelle des sols agricoles dégradés, des zones humides et des océans. L'action de l'homme se retrouve dans l'utilisation des engrais azotés, certains procédés chimiques et les émissions des moteurs thermiques

Le monoxyde de carbone (CO)
Ce gaz n'est pas à proprement dit un GES mais il a une influence indirecte en facilitant la création de gaz à effet de serre comme l'ozone ou le méthane. Ce gaz est produit essentiellement par les carburants et les combustibles.

Les oxydes d'azote, anhydride sulfureux, ozone, halocarbures (Chlorofluorocarbone)
Ce sont les résultats de l'activité industrielle.

2.2. LE POIDS DES CONTRIBUTEURS

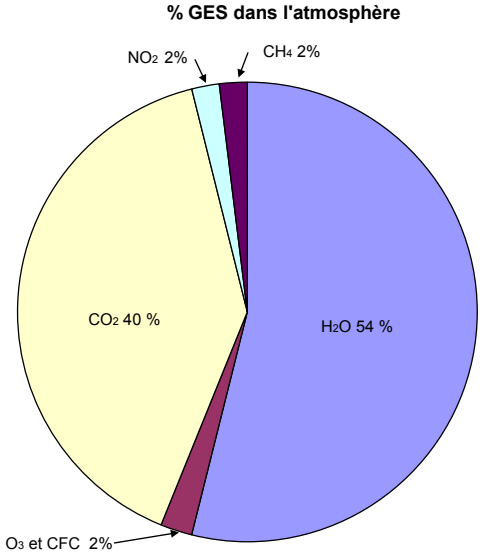
La température liée à l'effet de serre repose sur 2 paramètres :

- la concentration dans l'atmosphère des différents gaz

- Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA -www.energethique.com

- la capacité de chacun à absorber et à renvoyer vers la terre le rayonnement infrarouge que l'on appelle le Pouvoir de Réchauffement Global (PRG)

Le graphe ci-dessous donne la répartition dans l'atmosphère des différents gaz à effet de serre et le tableau joint donne les facteurs de réchauffement de chaque gaz en prenant le dioxyde de carbone comme référence.



GES	H_2O	CO_2	CH_4	NO_2	O_3 et CFC	Autres gaz
Répartition (%)	54	40	2	2	2	Faible
PRG	ns	1	56	280	de 5000 à 10 000	

Bien que l'eau constitue en volume la plus forte proportion des gaz à effet de serre, son pouvoir réchauffant est relativement faible compte tenu de sa faible durée de vie (quelques semaines avant de retomber sur terre sous forme de précipitations).
Cependant l'eau, ainsi que les principaux gaz à effet de serre d'origine naturelle, entrent dans des processus de régulation appelés « Cycle» (cycle de l'eau, cycle du bioxyde de carbone, cycle du méthane…).
La surproduction de GES, liée à l'activité humaine, risque de perturber ces cycles de régulation, d'où la nécessité d'introduire un nouveau paramètre qui est « l'effet de serre additionnel ».

2.3. LES CONTRIBUTEURS À L'EFFET DE SERRE ADDITIONNEL

L'effet de serre naturel est indispensable à la vie. On ne lutte donc pas contre l'effet de serre, mais contre l'effet de serre additionnel, dont la rapidité d'accroissement depuis le début de l'ère industrielle risque de perturber l'équilibre actuel du climat.

Le tableau ci-dessous donne, pour les gaz retenus par la conférence de Kyoto, la part de chacun d'eux dans l'effet de serre additionnel. Ces valeurs résultent d'un calcul complexe qui fait intervenir la concentration du gaz, son pouvoir réchauffant, et sa durée de vie.

Gaz	CO_2	CH_4	NO_2	CFC	O_3	Autres gaz
Durée de vie	100 ans	10 ans	120 ans	x 1000 ans	qq semaines	
Contribution	56%	16 %	5 %	12%	8%	3%

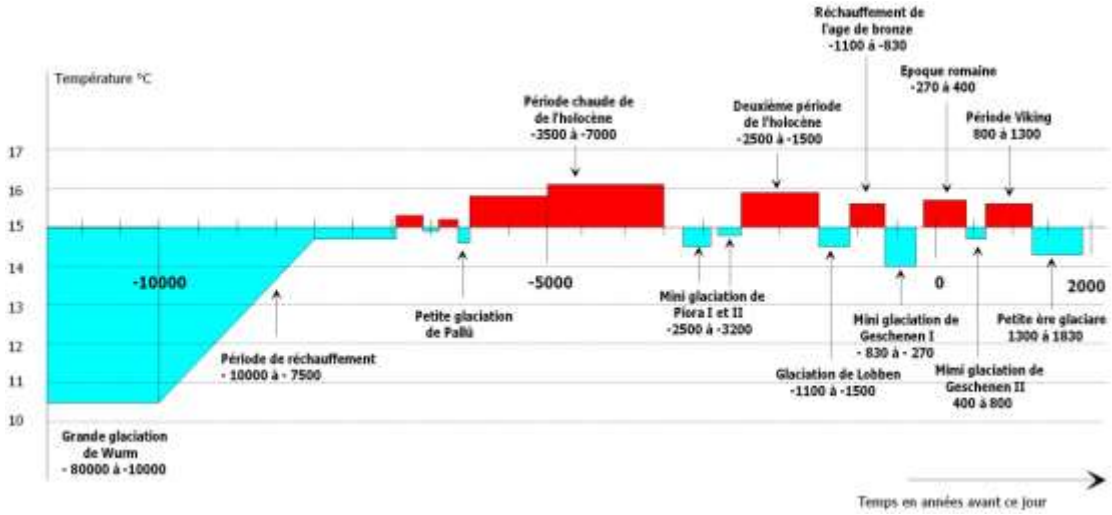
Ces gaz sont considérés comme les facteurs déclenchant, mais de très nombreux processus interviennent dans le climat avec des interférences complexes entre chacun d'eux.
Parmi ces processus il y a : l'atmosphère, l'activité solaire, les courants marins, ainsi que les nombreux échanges entre l'atmosphère, les océans, la biosphère, les surfaces continentales… tous ceux-ci intervenant dans le fonctionnement thermodynamique de notre planète.
Quel sera le prochain point d'équilibre ?

- Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA -www.energethique.com

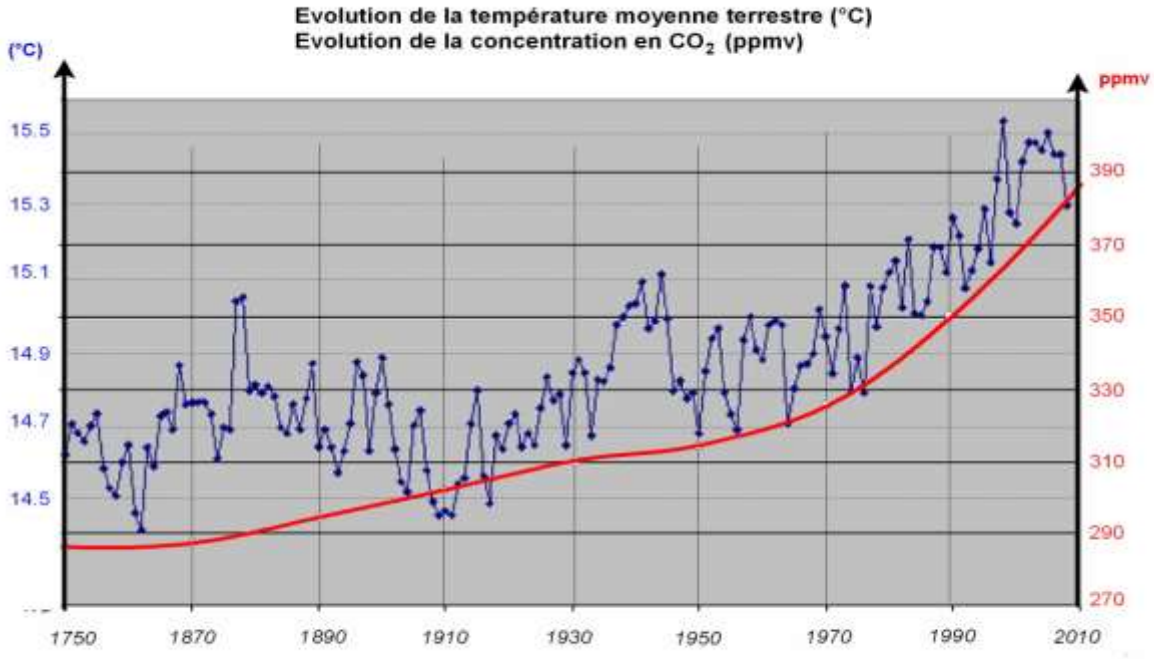
3. LE CLIMAT D'HIER ET D'AUJOURD'HUI

3.1. L'ÉVOLUTION CONSTATÉE

On dénombre cinq grandes périodes glaciaires dans l'histoire de la planète avec des périodes interglaciaires relativement chaudes et une température moyenne pouvant atteindre 25°C au temps du carbonifère.
La dernière période glacière (glaciation de Würm) a duré près de 80 000 ans et depuis 18 000 ans la terre se réchauffe avec des oscillations autour d'une valeur moyenne de 15°C comme le montre le schéma ci-après[2].



Le début du XIXème siècle marque la fin de la dernière « petite ère glaciaire » et la planète rattrape sa température moyenne de 15°C liée à l'effet de serre comme le montrent les enregistrements de la température menés régulièrement depuis 1860.



La sortie de la petite ère glacière serait due à une augmentation de l'activité solaire. Avec la révolution industrielle de la fin du XIXème siècle, la concentration des principaux gaz à effet de serre a augmenté.

2 Cette représentation schématique n'indique que des tendances et n'intègre pas les petites oscillations de température durant les différentes périodes.

En particulier, la teneur en gaz carbonique est passée de 280 à prés de 290 parties par million en volume (ppmv) entre les années 1800 et 2010.

L'évolution de la température est relativement rapide et force est de constater que la pente s'est accentuée dans les 20 dernières années, suivant d'assez près l'évolution de la concentration des principaux gaz à effet de serre liés à l'activité humaine (CO_2, CH_4, NO_2, HCFC).

La tentation est donc grande d'affirmer une relation de cause à effet entre l'élévation de la température et la concentration en CO_2 qui est le plus fort contributeur à l'effet de serre additionnel.

Les simulations réalisées par le GIEC[3] montrent que les températures pourraient atteindre 16,2 à 16,5 °C en 2050 en se basant sur des scénarios raisonnables attribuant à l'humanité une certaine capacité à maîtriser ses propres activités. Quoi qu'il en soit, les projections vers l'avenir montrent qu'il sera très difficile de limiter le réchauffement à 2°C à la fin du 21ème siècle

Ce réchauffement devrait nous amener au niveau des périodes chaudes de l'holocène dépassant celles des époques romaines et viking.

3.2. COMMENT MESURE-T-ON LA TEMPERATURE ?

La température peut fluctuer de plus d'une dizaine de degrés au même endroit au cours de la journée, d'un jour à l'autre, d'une saison à une autre, d'une année à l'autre.
Pour faire ces relevés, c'est au total plus de 10000 mesures de températures qui sont faites de part le monde en continu dans des stations terrestres, en mer sur 7000 navires, et par les avions de ligne (environ 3000) ainsi que par radio sondage pour les mesures en altitude.
Toutes ces mesures sont diffusées et échangées par les services météorologiques et coordonnées au niveau mondial par l'Organisation Météorologique Mondiale. A ceci se rajoutent les mesures locales qui ne font pas l'objet d'échanges internationaux.
Météo France dispose de 500 postes de mesures en continue au sol et de 3000 observations journalières effectuées par des bénévoles.

A partir des données brutes de température on effectue différentes moyennes et pondérations qui font évidemment perdre une partie de l'information contenue dans les mesures mais qui permettent d'établir des tendances et des cartes de températures locales, régionales et même mondiales pour répondre aux préoccupations du changement climatiques.
Ces interprétations reposent sur des modèles mathématiques validés par l'Organisation Météorologique Mondiale.

3.3. LE HIATUS CLIMATIQUE

Depuis 1998 le rythme du réchauffement semble se stabiliser. L'augmentation n'est que de 0,05 °C pour les dix dernières années alors qu'elle était de 0,12 °C à chaque décennie depuis 1951.
Plusieurs hypothèses concomitantes peuvent expliquer ce phénomène : une baisse de l'activité solaire, la pollution atmosphérique de plus en plus importante qui joue le rôle d'écran, l'activité volcanique[4] et la fonte de plus en plus rapide des glaces des pôles qui refroidit les mers et fait baisser la température moyenne.

Mais l'hypothèse principale penche du côté des océans car ce sont eux qui absorbent 93% de la chaleur qui n'est pas renvoyée vers l'espace. Une partie de la chaleur échangée entre la surface de l'océan Atlantique et l'atmosphère descend dans les profondeurs marines, emportée par un cycle naturel de courants[5].
On a effectivement constaté une augmentation de la température de l'océan Atlantique entre 700 et 1500 mètres de profondeur.
Mais cette chaleur pourrait être restituée dans l'atmosphère au cours de la décennie à venir, accélérant de nouveau le réchauffement climatique, d'autant que la production du CO_2 continue de croître.

---

[3] Groupement Intergouvernementaux sur l'Evolution du Climat

[4] En 1991 aux Philippines, l'irruption du Pinatubo a fait baisser la température moyenne à la surface de la planète de 0,5°C l'année suivante.

[5] Les courants responsables de cette "disparition" de la chaleur circulent entre les pôles Nord et Sud. Tous les 20 à 35 ans, quand leur salinité de l'eau devient trop importante, ces courants, plus denses donc plus lourds, couleraient sous les eaux restées plus douces au large de l'Islande, faisant des entrailles de l'Atlantique et des eaux australes un puissant réservoir de chaleur.

- Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA -www.energethique.com

Cette pause climatique, si elle va dans le sens des climato-sceptiques, n'est probablement qu'un ralentissement momentanée dans la tendance, à long terme, à la hausse des températures.
Il serait donc dangereux, pour l'avenir, de relâcher les politiques de réduction des gaz à effet de serre qui commencent à se mettre en place.

4. L'ÉVOLUTION ACTUELLE. QUE POUVONS-NOUS FAIRE ?

Les modèles mathématiques qui permettent d'extrapoler l'évolution du climat sont très complexes. Ils prennent en compte de très nombreux paramètres et scénarios et font apparaître de grandes marges d'incertitude qui autorisent un doute sur la consolidation des résultats, d'ailleurs contestés par certains.

Par contre, personne ne conteste le fait que l'effet de serre additionnel, lié à l'activité humaine (GES, déforestation etc.), est un phénomène aggravant qui ne peut qu'accélérer l'évolution naturelle.

C'est sur ces paramètres qu'il nous faut agir de façon à ne pas perturber l'évolution naturelle du système et laisser la nature gérer son propre équilibre sur lequel nous ne pouvons rien.

Si cette évolution n'est pas inquiétante au regard de l'histoire de la planète, elle risque d'être contraignante pour l'humanité actuelle et la biodiversité que nous connaissons, surtout si une évolution trop rapide liée à l'accroissement de la population mondiale ne permet pas une adaptation paisible de la nature.

RÉFÉRENCES

1) Le climat collection CEA Jeunes
2) L'effet de serre atmosphérique Article GAENA n°34 par Jean Poitou (voir site www.energethique.com)
3) Changement du climat anthropique. Article GAENA n° 37 par Michel Petit (voir site www.energethique.com)
4) Documentation diverse Internet

- Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA -www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 15 Ind. 2 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES NATURELS D'OKLO

« Il y a un milliard sept cents millions d'années, une partie de ce qui est maintenant la carrière d'uranium d'Oklo en République Gabonaise était spontanément le siège des mêmes réactions nucléaires en chaîne, auto-entretenues qui, de nos jours, sont produites dans les piles atomiques construites de main d'homme.

Cette conclusion s'est imposée après plusieurs semaines d'études aux ingénieurs du Commissariat à l'Énergie Atomique qui recherchaient l'origine d'anomalies de teneurs en isotope 235 (l'isotope fissile de l'uranium) observées dans quelques lots de minerais d'uranium provenant du Gabon » [1].
Il est à noter que la possibilité théorique d'un tel phénomène avait été indiquée en 1956 par un chercheur américain mais aucune des recherches faites sur la composition isotopique de l'uranium naturel n'avait abouti à déceler de variations importantes.

1. LA DÉCOUVERTE

Tout a commencé en Juin 1972, lors d'une analyse de routine, par l'observation d'une très légère anomalie isotopique de l'uranium dans des échantillons d'oxyde d'uranium (UO_2) provenant du Gabon et devant être enrichis au centre de Pierrelatte.
Il avait été trouvé une teneur de 0,7171 % pour l'isotope ^{235}U alors que sa teneur normale aujourd'hui est de 0,7202 %. La différence est faible mais significative. Des contrôles indiquèrent qu'il n'y avait pas eu d'erreur de mesure. En remontant la piste de ce minerai anormal on arriva à la mine d'Oklo et plus précisément à l'extrémité nord de celle-ci. On trouvera même un prélèvement sur une carotte provenant d'un forage où la teneur était aussi faible que 0,440 %.

Or appauvrir en ^{235}U un minerai d'uranium naturel, par des procédés physiques, n'est pas plus facile que de l'enrichir, et il faut de grandes usines pour produire de l'uranium enrichi en quantité significative.

Reste une voie possible, même si cela parait osé : la voie nucléaire. Encore faut-il parvenir à démontrer cette hypothèse. Les faits étant tellement anciens, tous les produits de fission ont disparu, ils se sont transformés en produits stables ; ce n'est que par l'analyse isotopique de ces derniers que l'on peut remonter à l'origine des différents isotopes d'un même corps, n'ayant pas les mêmes parents.

L'origine des anomalies a pu être déterminée sans aucun doute, car on obtenait pour un certain nombre d'éléments des rapports isotopiques caractéristiques de la fission.
Seules des réactions nucléaires en chaînes au sein du gisement pouvaient les expliquer. Plus tard, on devait trouver dans une partie du gisement non exploitée des zones à haute teneur en uranium, qui avaient été le siège de fissions, en très bon état de conservation[2].

De nombreux éléments issus des réactions étaient restés en place et dans des distributions représentatives, ce qui pouvait permettre une étude minutieuse des phénomènes. Pour cela des coupes très fines, comme sur un chantier archéologique, ont été pratiquées, et des milliers d'analyses isotopiques ont été effectuées sur des prélèvements.

Il a pu être déterminé, sans aucun doute possible, qu'il y a 2 milliards d'années de nombreux réacteurs nucléaires spontanés ont fonctionné durant plus de 400 000 ans sur le site d'OKLO.

[1] *D'après document CEA octobre 1972*

[2] *Colloque de Libreville IAEA SM 204 Juin 75*

Gisement d'uranium d'OKLO au Gabon

2. FONCTIONNEMENT DES RÉACTIONS NUCLÉAIRES

Pour que des réacteurs à fission contrôlée (réaction du type de celle utilisée dans le parc électronucléaire français) puissent fonctionner, il faut réunir les conditions suivantes :

- un combustible suffisamment riche en ^{235}U
- une masse critique suffisante dans une configuration adaptée
- un modérateur efficace
- un système de régulation extrêmement complexe

Le déroulement des réactions en chaîne nécessite d'une part qu'il y ait suffisamment de fissions spontanées produisant un grand nombre de neutrons et d'autre part que ces derniers puissent réagir avec d'autres noyaux fissiles. A Oklo :

- la première condition était assurée grâce au taux de ^{235}U qui était naturellement, à cette époque, de 3,44%. Ce taux est très proche de celui qui est utilisé dans nos centrales électronucléaires
- la seconde est réalisée par la présence d'une masse d'uranium suffisante dans certaines zones du gisement où des teneurs supérieures à 10% sont fréquentes
- enfin il fallait un modérateur, soit de l'eau, soit des matières organiques. Les deux ont été présentes, principalement l'eau qui a pu être abondante quand les mouvements de remontée du bassin ont ouvert les failles existantes et en ont créé de nouvelles

Pour comprendre la genèse et le fonctionnement de ces réacteurs, il faut retourner aux conditions géologiques de leur formation.
Le minerai d'uranium se trouve dans une épaisse série sédimentaire formée de grès et de pélites (argiles grossières). L'oxyde d'uranium était originellement dispersé dans une couche de grès grossiers entre 3500 et 5000 mètres de profondeur, la teneur en uranium pouvant dans certaines zones dépasser 10 %. Des mouvements tectoniques vont remonter l'ensemble du bassin sédimentaire, et y créer de nombreuses failles.

La proportion en isotopes 235 et 238 de l'uranium est une donnée physique, si l'âge estimé du gisement est le bon, car les deux sont liés.
Les réactions ont démarré dans des amas qui, aujourd'hui, ont la forme de galettes très irrégulières dont l'épaisseur n'est que de quelques décimètres mais qui, dans les autres dimensions, peuvent dépasser les vingt mètres.
Les géologues se sont longuement interrogés sur l'origine des lentilles argileuses très chargées en uranium dans lesquelles les réactions s'étaient développées. Ils ont fini par comprendre que ce n'était pas du tout l'état primitif du minerai ; au départ celui-ci était constitué par des grès avec des teneurs exceptionnelles. Les mouvements de convections créés par les courants de chaleur ont dissous tous les quartz, ne laissant subsister que le ciment argileux, d'où la formation de ces lentilles très riches.

Bien que de faible ampleur à l'échelle du gisement, ce fut un phénomène important qui dégagea autant d'énergie qu'une centrale de 1000 MWe pendant 10 ans mais, ici, beaucoup plus lentement, de l'ordre du demi million d'années. Cette énergie chauffa l'eau qui, devenue agressive, a dissous les quartz des grès encaissant,

permettant dans un premier temps la venue d'un plus grand volume d'eau pour une meilleure modération, suivie d'un effondrement des épontes qui, en chassant l'eau, arrêtait les réactions.
Les études ont montré qu'il y avait eu pendant les réactions de très grandes quantités d'eau, ce qui a nécessité une porosité de 30 à 40 %. Or, même en faisant appel à des réactions tectoniques, de tels chiffres paraissent difficiles à admettre. Ils s'expliquent en revanche s'il s'agit de matériaux venant de perdre une partie de leur substance.

Pour qu'il y ait réaction entretenue, il faut qu'il y ait des mécanismes de stabilisation et des mécanismes de compensation à long terme qui permettent aux réactions de se poursuivre malgré les modifications irréversibles du milieu ; cela peut paraître invraisemblable, c'est toutefois assez simple.

Le minerai contenait des poisons neutroniques tels le gadolinium et surtout le bore. Au départ, la criticité a été atteinte malgré ces captures importantes mais, les poisons se détruisant plus vite que l'uranium, les réactions se seraient emballées si un autre mécanisme n'était intervenu : c'est le grand dégagement de chaleur qui abaisse la densité de l'eau. Le flux de neutrons se trouvait stabilisé à un niveau qui, compte tenu des conditions d'évacuation de la chaleur, conduisait à des températures assurant la criticité. Ce schéma général doit être adapté aux conditions locales de fonctionnement de chaque zone de réaction.

Un point important concernant Oklo comme analogue d'un site de stockage est la température régnant dans le site à l'époque du fonctionnement des réacteurs.
En cristallisant, les minéraux peuvent piéger un peu du liquide qui les baigne. Dans les conditions normales, beaucoup de ces inclusions sont diphasiques. La température d'homogénéisation révèle la température minimale à la fermeture de l'inclusion. Sur les bordures gréseuses des réacteurs, on a trouvé des filons de quartz qui avaient piégé des fluides à plus de 370°C. Dans le cœur du réacteur, il devait sûrement régner une température bien supérieure.

3. ENSEIGNEMENTS POUR UN STOCKAGE

Un milieu ouvert, en perpétuelle modification, ne peut constituer un modèle de site de stockage des déchets radioactifs. De ce point de vue, Oklo n'est pas une référence. En revanche, c'est une source d'information extraordinaire sur le comportement des éléments issus des réactions nucléaires en milieu naturel sur de très longues durées.

Que trouve-t-on à Oklo à ce sujet ?
Dans l'uraninite restante il a été découvert des agrégats métalliques contenant du ruthénium, du rhodium, du palladium, du plomb ainsi que des inclusions à tellure, bismuth, arsenic et soufre. Ces deux types d'agrégats ressemblent à ceux observés dans les combustibles irradiés. Leur ségrégation date des réactions nucléaires et, malgré des conditions peu favorables, ils sont toujours présents.
On retrouve à Oklo des traces de radiolyse de l'eau : on a observé de l'oxygène et de l'hydrogène libres dans des inclusions fluides de cristaux de quartz en bordure du cœur du réacteur N°10. Toutefois le cœur des réacteurs est resté pauvre en oxygène comme en témoigne l'abondance du plomb métallique, de la galène et de la coffinite (un silicate d'uranium).
Cet environnement réducteur a subsisté parce que de la matière organique était abondante dans le gisement. Ce rôle de prévention pourrait favoriser le choix d'un milieu argileux, où se rencontre généralement une petite proportion de matériaux organiques.

Les argiles qui entourent les réacteurs d'Oklo sont parsemées de grains de quartz corrodés puisque résultant de la désilicification des grès d'origine. On y a observé, en bordure du réacteur N°10, un enrichissement en uranium-235. Une partie des éléments radioactifs a été lessivée par les solutions chaudes du foyer et entraînée vers les argiles. Là, les minéraux en cours de cristallisation ont incorporé à leur réseau le plutonium-239 précurseur de l'uranium-235.
L'analyse des réacteurs Gabonais montre que la libération des éléments radioactifs du combustible usé résulterait plus d'une dissolution de surface que d'une transformation en masse, ce qui est favorable pour la sûreté.

A Oklo, l'uraninite s'est peu modifiée depuis l'arrêt des réacteurs, l'uranium s'est lentement désintégré en donnant du plomb alors que les descendants des éléments transuraniens demeuraient dans le réseau. Les minéraux argileux entourant les foyers ont adsorbé l'uranium migrant, malgré de faibles qualités d'adsorption, bien inférieures à celles des argiles prévues pour les sites de stockages. En outre F. Gauthier-Lafaye a signalé la présence d'apatites (minéraux phosphatés) contemporaines des réactions nucléaires. On y retrouve des inclusions solides d'uraninite enrichie en produits de fission; leur composition isotopique montre qu'elles avaient incorporé du plutonium. Cette incorporation est contemporaine des réactions et la rétention a été durable.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Oklo nous dit que si nous savons utiliser les informations qu'il nous donne, l'enfouissement des déchets apparaît comme l'une des solutions les plus sûres... (voir fiche GAENA N° 3).
C'est normal : c'est la plus naturelle, puisque déjà employée il y a 2 milliards d'années, et elle remplit encore ses fonctions aujourd'hui.

4. CONCLUSION

Le 25 septembre 1972, l'Administrateur du CEA, André Giraud, rompt le secret qui entourait les premières analyses, et annonce qu'un réacteur nucléaire vieux de 2 milliards d'années a été découvert au GABON, sur le site de la mine d'uranium d'OKLO.

Les travaux effectués par le CEA ont été poursuivis, dans le cadre de la Communauté Européenne, dans une deuxième phase d'études, avec la coopération de six partenaires : les agences de gestion des déchets de Suède, d'Espagne et l'ANDRA ainsi que le CNRS et deux universités espagnoles.
Ayant débuté en 1991, elles se sont poursuivies jusqu'en 1999, alors qu'en fin 1997 la société minière a fermé le site qui a été de nouveau envahi par les eaux.

Au-delà des enseignements précieux sur le comportement à long terme d'un site de stockage géologique de déchets, OKLO a fait la démonstration, s'il en était encore besoin, que le recours à la fission nucléaire était un moyen parfaitement naturel pour produire de l'énergie !

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 16 Ind. 6 du 17 mars 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

ITER : LE CHEMIN VERS LES RÉACTEURS DE FUSION

Grâce aux études de recherche et de développement réalisées notamment en Europe et au Japon, les progrès dans le domaine de la fusion des noyaux des atomes se sont accélérés dans les années 80.
Aujourd'hui, la communauté des chercheurs, forte des résultats obtenus aussi bien en physique nucléaire qu'en technologie, est prête à effectuer avec ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor* – le « chemin », en latin) vers une énergie abondante, avec la réalisation d'un réacteur industriel thermogène.
Cette installation est en effet destinée à vérifier la « faisabilité scientifique et technique de la fusion nucléaire comme nouvelle source d'énergie ». Elle ne produira donc pas d'électricité, mais seulement de la chaleur.

1. EN QUOI CONSISTE ITER ?

ITER est une machine expérimentale exploitant la fusion nucléaire, phénomène dans lequel des noyaux légers comme les deux isotopes de l'hydrogène (tritium et deutérium) sont amenés à fusionner lorsqu'ils sont portés à des températures de plusieurs millions de degrés.

Ce phénomène dégage de grandes quantités d'énergie sous forme de neutrons de très grande énergie et de particules d'hélium ionisé *(les particules alpha)*. C'est ce type de phénomène qui existe en permanence au sein des étoiles. ITER s'inscrit dans la filière énergétique de fusion nucléaire par confinement magnétique qui tire son nom du mode de confinement des particules du *plasma* (gaz de deutérium et de tritium ionisé) par des champs magnétiques puissants, confinés dans un tore (procédé TOKAMAK). (NB : Un autre mode de confinement est désigné comme « inertiel », la densité étant obtenu par de puissants lasers – cf. article N° 23).

Au moment où le monde prend de plus en plus conscience des problèmes d'approvisionnement en énergie et de l'impact environnemental des énergies carbonées, et même si les réacteurs de fusion ne figureront pas avant longtemps dans le panel des sources d'énergie, la possibilité de disposer, dans le futur, de réacteurs de grande puissance, dont les ressources en combustible sont abondantes et accessibles à tous, rend cette filière très attractive.

La fusion, de par sa physique, possède une sûreté intrinsèque qui la met à l'abri d'un accident nécessitant l'évacuation des populations. Ses déchets radioactifs sont de durée de vie moyenne. La quantité de combustible mise en jeu est très faible (1 g de tritium équivaut 10 tep (tonne-équivalent pétrole).

Cet engouement ne doit pas cacher qu'il y a un challenge à relever, car d'autres étapes difficiles devront être franchies pour en arriver au stade final du réacteur industriel, même si certaines caractéristiques de l'installation ITER sont déjà proches de l'échelle 1. En particulier, les études de résistance des matériaux aux neutrons très énergétiques de la fusion nucléaire sont indispensables pour assurer la construction de la machine d'après ITER qui – elle – sera électrogène : **DEMO**.
L'accélérateur de particules IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) qui est construit au Japon, devra permettre de relever ce défi en parallèle avec l'exploitation d'ITER.

2. QUELS SONT LES OBJECTIFS D'ITER ?

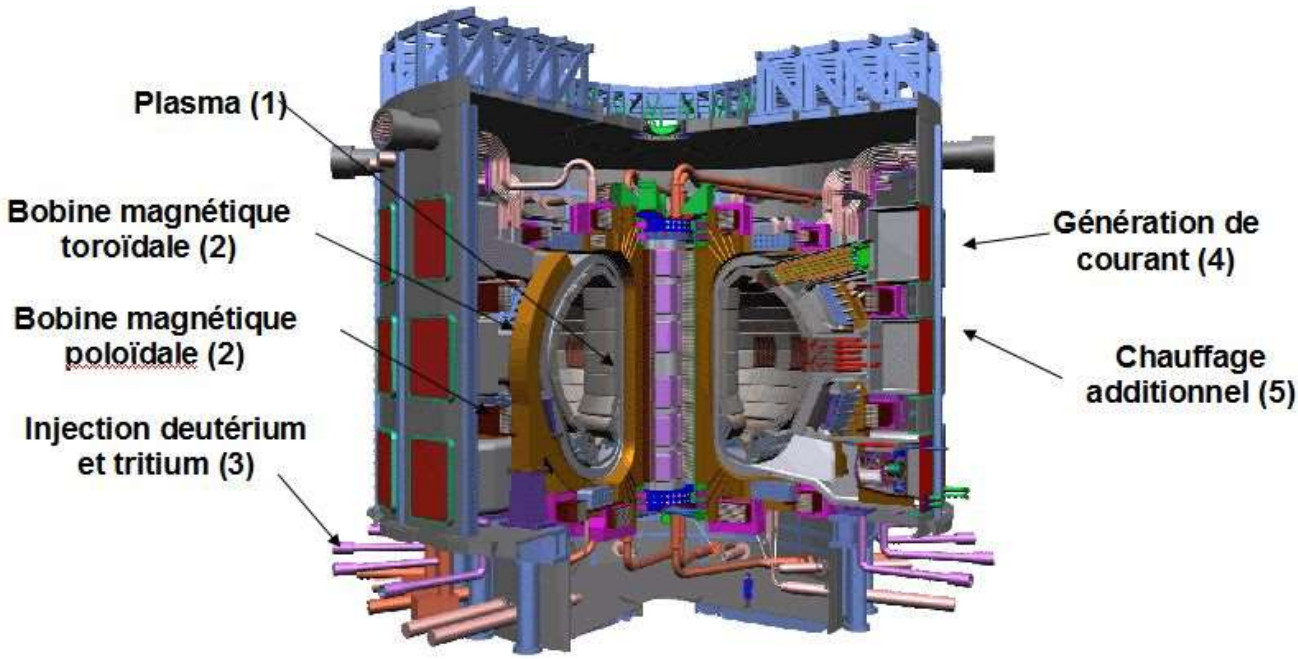
Dans le cas d'ITER, la fusion se fera entre des noyaux de deutérium et de tritium, tous deux isotopes de l'hydrogène (isotopes : se dit de noyaux contenant un nombre différent de particules sans changer les propriétés chimiques de l'atome correspondant, ici, l'hydrogène : en quelque sorte des jumeaux d'un poids différent). La réaction donne de l'hélium ionisé (particules alphas de 3,5 MeV) et des neutrons de très grande énergie (14 MeV).

Le principe paraît simple mais n'est-il pas présomptueux de prétendre obtenir et utiliser des énergies aussi fantastiques ?
En effet, il faut atteindre des conditions peu ordinaires pour initier la fusion de noyaux légers qui, par nature, ont tendance à se repousser du fait des forces électrostatiques, plutôt qu'à s'assembler.

Pour vaincre cette barrière, il faut lancer les particules à très grande vitesse et donc leur fournir une énergie considérable.

Dans ITER, les vitesses attendues pour les ions deutérium et tritium devraient être de l'ordre de quelques millions de mètres/seconde et, pour éviter des unités d'énergie peu familières, disons que les températures au centre du plasma seraient de l'ordre de la centaine de millions de degrés, mais avec des densités et des pressions très faibles.

Le confinement magnétique du plasma, indispensable pour maintenir la température à un niveau suffisant au sein de celui-ci, représente un défi considérable, car il faut mettre en œuvre des électro-aimants gigantesques. Ces aimants seront maintenus à une température de – 269ºC (soit 4 K) par circulation d'hélium liquide, pour bénéficier du phénomène de supraconductivité et limiter ainsi drastiquement la consommation d'énergie.



La figure ci-dessus montre un éclaté d'ITER. La forme géométrique du Tokamak est simple : c'est un tore (*forme similaire à la chambre à air d'un pneu*). Le petit et le grand rayon du plasma confiné dans cette chambre sont respectivement voisins de 2 m et 6 m (1), mais les dimensions de la chambre à vide sont bien plus grandes : volume 1000 m^3, diamètre externe 19 m, hauteur 11 m. Les particules ionisées s'enroulent suivant des lignes de champ en forme de spirale, sans toucher les parois.

Lorsque les champs magnétiques (2) sont établis et quand les réactifs, deutérium et tritium, sont introduits dans la chambre (3) préalablement amenée à un vide poussé, le plasma est obtenu sous l'effet d'une tension électrique élevée et d'une génération de courant (4) grâce au solénoïde central qui n'apparaît pas sur le schéma éclaté. Des systèmes additionnels (5) apportent l'énergie nécessaire pour entretenir les réactions de fusion.

Ce projet sera une réussite si les deux objectifs suivants sont atteints :

- démontrer l'auto entretien des réactions de fusion par les particules alpha en générant une puissance de 500 mégawatts en n'en consommant que 50, durant près de 7 minutes (400 secondes). Le record mondial est, à ce jour, de 16 mégawatts générés pour une puissance fournie de 25 MW, durant 1 seconde, réalisé par le Tokamak européen JET.
- maintenir les réactions de fusion dans le plasma pendant au moins 1000 secondes (près de 17 minutes). Dans ce cas, pour 50 mégawatts fournis, seuls 250 mégawatts seraient produits. Le record mondial de durée est, à ce jour, de 6 minutes et 30 secondes, réalisé par le Tokamak français Tore-Supra en 2003.

3. COMMENT RÉCUPÉRER LA CHALEUR ?

L'expérience ITER n'a pas pour objectif de récupérer l'énergie émise par le plasma sous forme de neutrons rapides et de particules alpha totalement ionisées. Pour cela, il est nécessaire, au préalable, de mettre au point les matériaux absorbants les flux de particules émises qui devront résister longtemps aux conditions expérimentales (cf. le programme de IFMIF).
A ce jour, ces technologies ne sont pas encore complètement maîtrisées et des études seront menées en parallèle avec ITER. Ce sera un des objectifs de DEMO.
Une méthode possible consisterait en une première barrière de lithium liquide avec pour but de protéger la seconde barrière, qui – elle – est solide.

4. QUELLES SONT LES SOURCES DE DEUTÉRIUM ET DE TRITIUM ? SONT-ELLES INÉPUISABLES ?

Le coût du combustible intervient peu dans le coût du kWh. De plus, les quantités nécessaires sont faibles et, si besoin, en partie recyclables.

Le deutérium est abondant dans l'eau de mer (33 g/m^3), le tritium sera à terme produit à partir du lithium, abondant dans la croûte terrestre et dans les océans. Dans le cas d'ITER, le deutérium et le tritium sont préparés et approvisionnés hors de l'enceinte de réaction. Ils sont introduits au fur et à mesure à partir de réservoirs sous pression.
Toutefois, des expériences de génération de tritium à partir de lithium-6 seront effectuées dans ITER avec des modules-tests de couverture fournis par les différents pays partenaires. En effet, lorsqu'il capture un neutron, le noyau de lithium se désintègre en une particule alpha et un noyau de tritium.
La future machine DEMO devrait ainsi produire au fur et à mesure le tritium nécessaire à la réaction de fusion.

5. L'APPELLATION DE RÉACTEUR « PROPRE » EST-ELLE JUSTIFIÉE ?

La notion de « propreté », qui concerne ici la contamination radioactive, est subjective. Elle se juge par comparaison avec des activités similaires et avec des références nationales ou internationales. La réponse est alors : OUI.
En effet, les réactifs dont le tritium *(élément radioactif*) sont utilisés en faibles quantités, surtout par comparaison avec les tonnes d'uranium des réacteurs à *fission (la fission, c'est-à-dire la perte de cohésion et l'éclatement des noyaux lourds tels que ceux d'uranium conduit aussi à un dégagement d'énergie considérable, mais elle génère des produits de fission radioactifs*). Les produits de la fusion, eux aussi en faibles quantités, sont des neutrons et des particules alpha.

L'effet des neutrons se retrouve essentiellement dans l'activation (formation de noyaux radioactifs) des matériaux qui constituent les parois de la chambre de réaction. Faisant partie intégrante des métaux et alliages des structures, la radioactivité induite s'accumulera pendant la vingtaine d'années de fonctionnement prévue, et sera à prendre en compte au moment du démantèlement de l'installation.
Seule une partie des déchets sera récupérable, le reste donnerait de l'ordre de 37.000 tonnes de métaux et bétons radioactifs (56% de très faible activité, 36% de faible ou moyenne activité à vie courte et 8% de faible ou moyenne activité à vie longue). Avec une densité moyenne de l'ordre de 6, la quantité de déchets radioactifs à vie longue représenterait un volume équivalent de 500 m^3 à stocker sur une longue durée, soit un cube de moins de 10 m d'arête.

Il faut ajouter qu'une majorité des déchets radioactifs générés par ITER contiendront du tritium (période de demi-décroissance : 12,3 ans) et devront être entreposés dans un centre national dédié aux déchets tritiés (voir fiche GAENA N°3).

Les particules alpha ont un parcours très faible dans l'air (une feuille de papier à cigarette suffit à les arrêter) et n'auront donc que très peu d'impact sur l'activité moyenne dans l'installation.

C'est le tritium qui requiert le plus d'attention. La gestion du tritium se pratique déjà couramment dans les réacteurs à fission canadiens qui utilisent de l'eau lourde et produisent par activation des quantités notables de tritium, ainsi que dans les centres militaires français.
Des règles précises ont été définies et adoptées par les instances internationales.

Les premières études de sûreté de l'installation, qui sont incluses dans le rapport préliminaire de sûreté, donnent des ordres de grandeur des doses qui seraient délivrées aux opérateurs, au public ou à l'environnement en fonctionnement normal ou accidentel.
Celles-ci seraient largement en dessous des niveaux de la réglementation internationale. Par exemple, les doses dues aux divers rejets se calculeraient en microsievert alors que les limites légales sont de l'ordre du millisievert (soit mille fois plus).
Rappelons au lecteur que le sievert est une unité de dose qui traduit la dangerosité d'un milieu pour l'homme et que la dose naturelle reçue en France est en moyenne de 2,5 millisievert par an.

Après une phase initiale d'exploitation avec de l'hydrogène puis du deutérium, ITER fonctionnera avec un mélange deutérium – tritium. Pour le tritium, le transport et la comptabilité précise de l'inventaire seront faits dans le respect des règlements français et internationaux.

6. UN DES REPROCHES FAITS À L'ÉNERGIE DE FUSION EST LE DÉLAI LONG ET IMPRÉCIS QUANT AU PASSAGE AU RÉACTEUR INDUSTRIEL. QU'EN EST-IL AUJOURD'HUI ?

La durée du programme ITER peut être estimée à une dizaine d'années pour l'approvisionnement et la construction, puis à une vingtaine d'années pour la phase opérationnelle (expériences). Les premiers résultats ouvriront la voie vers le réacteur de démonstration à échelle 1, DEMO, et plus tard à un réacteur commercial. A la fin du programme ITER, il devrait être possible de mieux prévoir l'avenir de cette nouvelle filière.
Dans ITER, les dimensions des principaux composants et le bâtiment qui les abrite sont proches de celles d'un réacteur de démonstration dont la puissance ne sera que trois à quatre fois plus grande.

Face à la crise énergétique mondiale, la démarche souhaitable serait :

- dans l'immédiat, construction de réacteurs EPR (voir fiche GAENA N°13) pour remplacer de manière encore plus sûre et plus efficace les réacteurs actuels arrivant en fin de vie,
- études et finalisation de réacteurs de génération IV (voir fiche GAENA N°22), pour prendre progressivement le relais dans la deuxième moitié du XXI^{ème} siècle,
- enfin, prototype de réacteur à fusion, sans doute pas avant 2050, pour un développement industriel au XXII^{ème} siècle.

Il est à noter que, dans la décennie passée, le développement des techniques de fusion a été plus rapide que celui de l'électronique.

7. OÙ EN EST LE PROJET « ITER » ?

La mise en route d'ITER devrait avoir lieu en 2021, soit cinq ans de retard par rapport à l'agenda prévu au lancement du projet.
Le budget, initialement estimé à 10 milliards d'euros sur 40 ans (50% pour la construction et 50% pour l'exploitation), a été réévalué en 2011 à 15 milliards pour la construction. Ces augmentations ont plusieurs causes, citons : l'inflation et l'augmentation du coût des matières premières (qui sont pour 50% dans cette augmentation), le surcoût de l'ingénierie et la sous-estimation de certains postes.
A noter toutefois qu'il ne sera pas possible d'évaluer le coût réel complet d'ITER, dans la mesure où 90% des composants seront fournis en nature par les différents pays membres.

Ces chiffres sont élevés pour une installation expérimentale mais supportent la comparaison avec d'autres programmes comme celui de l'AirBus ou du porte-avions nucléaire.
De plus, les retombées économiques, sociologiques et technologiques sont particulièrement importantes pour toute la région autour du site d'implantation. Une étude réalisée en France en 2002 prévoit qu'ITER créerait 3000 emplois indirects pendant les 10 ans de construction et 3250 emplois indirects (dont les 3/4 environ en région PACA) pendant les 20 ans d'exploitation.

ITER est un projet scientifique unique au monde par sa dimension internationale (34 pays rassemblés), son financement et son organisation.
Celle-ci repose sur trois niveaux : l'organisation internationale, les agences domestiques, et en France l'agence ITER France chargée, entre autres, de l'accueil du personnel, de la viabilisation du site, et de l'organisation des convois exceptionnels.
L'organisation internationale (ITER Organization) est comparable à celle mise en œuvre pour la station spatiale internationale. Elle est régie par un traité international qui fixe les droits et obligations de chacun des 7 partenaires : Chine, Corée du Sud, Etats-Unis, Europe, Fédération de Russie, Inde, Japon.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

L'organisation internationale est responsable de la conception de l'installation de recherche, de sa construction prévue pendant 10 ans, de son exploitation pendant 20 ans et de sa mise à l'arrêt. Son directeur général rend compte de l'état d'avancement du projet à un conseil composé de représentants de chaque partenaire.
L'installation ITER, implantée à Cadarache, est une installation nucléaire de base régie par la législation française, du fait notamment de la quantité de tritium présente dans l'installation ; la demande d'autorisation de création d'INB est en cours d'instruction : avis favorable après enquête publique, réunion du Groupe Permanent en novembre 2011.

La phase de construction a commencé début 2007 par le défrichement du site et devrait durer une dizaine d'années. Actuellement, les travaux de construction des bâtiments sont en cours. Plus des ¾ des approvisionnements des composants par les pays membres ont été lancés.
La phase d'exploitation devrait commencer en 2021 (premier plasma hydrogène, puis deutérium) et durer une vingtaine d'années. Les expériences nominales de plasma de fusion deutérium-tritium devraient commencer vers 2027.
La durée effective prévue pour l'utilisation d'ITER est limitée à environ 3000 heures à pleine puissance, en raison des problèmes de résistance des matériaux au bombardement neutronique, point délicat du projet.
L'étude de la tenue des matériaux aux neutrons est développée au Japon, en association avec l'UE, les USA, et la Fédération de Russie, dans le projet IFMIF.

Le projet IFMIF est composé de 2 accélérateurs à deutons (ions deutérium) délivrant un faisceau de particules de deutérium de 40 MeV, et d'une source de lithium liquide, qui généreront le flux de neutrons le plus intense au monde (10^{17} neutrons/s). Le flux de neutrons viendra irradier des matériaux dans des cellules de test.

Cet immense défi qu'est la fusion nucléaire à confinement magnétique est un moteur incomparable pour nos industries de haute technologie et pour la communauté scientifique française, avec en première ligne le CEA.

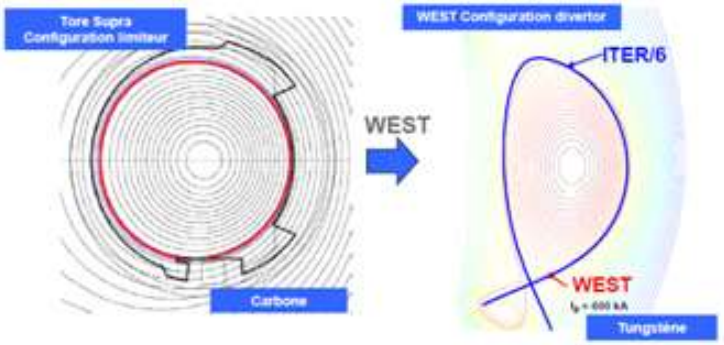
8. COMMENT UTILISER TORE SUPRA COMME PRÉCURSEUR D'ITER ?

Compte tenu des défis auxquels ITER devra faire face, il a été décidé, au sein du programme international, de modifier Tore Supra pour étudier le comportement d'un divertor en tungstène.

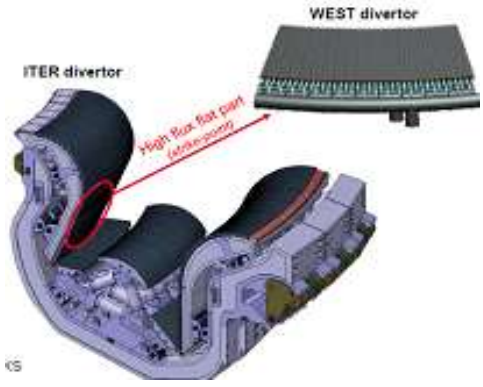
Le programme expérimental traitera notamment les questions suivantes : conception des bords d'attaque, dégradation sous charge thermique et plasma, et permettra la qualification des codes de transport sur le piégeage et la diffusion du tritium dans le tungstène et le comportement sous forte fluence.
Le programme WEST (*Wolfram Environment in Steady-state Tokamak*) permettra d'accroître l'expertise dans 3 domaines :

- la physique des plasmas, avec de longues décharges en mode H, contrôle de la contamination et extraction de puissance avec des parois en tungstène …
- la science des composants (refroidissement, tenue sous irradiation, vieillissement, …)
- l'exploitation, et la surveillance des composants soumis au plasma

Il a pour objectif d'être prêt pour accompagner l'exploitation d'ITER à partir de 2023 et traitera notamment les questions suivantes : conception des bords d'attaque, dégradation sous charge thermique et plasma, et permettra la qualification des codes de transport sur le piégeage et la diffusion du tritium dans le tungstène et le comportement sous forte fluence.



Modification de Tore Supra, de configuration limiteur en carbone, en configuration divertor en tungstène



Simulation du divertor d'ITER dans WEST

SIMULATION ET DISSUASION NUCLÉAIRE

En 1995 Jacques CHIRAC, Président de la République, a pris la décision d'arrêter définitivement les essais nucléaires après la dernière campagne de tirs.

Ces expérimentations étaient nécessaires pour vérifier le bon fonctionnement des têtes nucléaires et donc garantir à la France sa force de dissuasion.

Assurer la garantie de nos armes en l'absence d'essais nucléaires, tel est l'objectif du programme Simulation conduit par la Direction des Applications Militaires (DAM) du CEA.

Le but de la Simulation est de reproduire par le calcul le fonctionnement d'un engin nucléaire.

Pour cela il est impératif d'accéder à une modélisation fine de tous les phénomènes mis en jeu, afin d'en évaluer précisément les conséquences
.
Il faut disposer ensuite de codes numériques prenant en compte ces modèles ce qui nécessite l'emploi d'ordinateurs de plus en plus puissants.

La validation des logiciels de la Simulation doit être apportée expérimentalement : un grand nombre d'expériences de laboratoire est nécessaire, ainsi que le développement de nouvelles installations permettant de valider les étapes importantes du fonctionnement de la charge nucléaire.

Deux moyens expérimentaux ont un rôle indispensable : l'installation EPURE avec la machine AIRIX au centre de Valduc et le Laser MégaJoule (LMJ) au centre du CESTA.

Un troisième moyen est le super calculateur TERA 100 (successeur de TERA 10) opérationnel depuis le premier trimestre 2011 au centre DAM Ile de France.

Ces outils scientifiques sont mis à la disposition des programmes de recherche civils. En effet la DAM a également pour objectif que ses centres participent à la vie économique locale par leur implication dans des pôles de compétitivité. Hors de son propre champ d'utilisation elle valorise ses recherches par le transfert de technologie vers l'industrie et le dépôt de nombreux brevets.

Les 5 centres de la DAM

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 17 Ind. 6 du 16 mai 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

SIMULATION ET DISSUASION NUCLÉAIRE

1. INTRODUCTION

Dans le cadre de la politique de dissuasion nucléaire de la France, le CEA est chargé de la conception, de la fabrication, du maintien en condition opérationnelle et du démantèlement des têtes nucléaires.
Depuis l'arrêt définitif des essais nucléaires français, les têtes nucléaires, appelées à remplacer les armes en service arrivant en fin de vie, sont garanties sans essais nucléaires nouveaux. Le programme Simulation, lancé en 1996, répond à cet objectif de garantie de fiabilité et de sûreté des têtes nucléaires et assure la pérennité de la capacité de dissuasion de la France.

2. LA FIN DES ESSAIS NUCLÉAIRES

Depuis le 13 février 1960 jusqu'en 1992, la France a réalisé 204 expérimentations nucléaires : au Sahara jusqu'en 1962, puis sur les atolls de Mururoa et Fangataufa.

En 1995, le Président de la République, J. CHIRAC, a pris la décision d'arrêter définitivement les essais nucléaires français après une ultime campagne qui s'est déroulée de septembre 1995 à janvier 1996.

Il a également redéfini les moyens de la dissuasion nucléaire pour les adapter au contexte géopolitique international en respectant le principe de stricte suffisance, ce qui s'est traduit par :

- le maintien des seules composantes océanique et aéroportée
- l'arrêt de la production de matières fissiles (pour le plutonium, cette décision date de 1993), et le démantèlement des installations de productions associées
- la dernière campagne d'essais
- le lancement du programme Simulation
- la signature et la ratification du Traité d'Interdiction Complète des Essais nucléaires (TICE)
- le démantèlement du Centre d'Expérimentation du Pacifique

Jusqu'en 2009, le fonctionnement des armes était garanti par les essais. Dès octobre 2009, les TNA (Têtes Nucléaires Aéroportées) ont commencé à être mises en service en remplacement des TN81 et leur fonctionnement garanti, pour la première fois dans le monde, par simulation. Il en est de même pour la composante océanique avec le remplacement de la TN75 par la TNO (Tête Nucléaire Océanique) en 2016.

3. COMMENT GARANTIR LE FONCTIONNEMENT DES ARMES FUTURES SANS LES ESSAIS NUCLÉAIRES ?

Le fonctionnement et la sûreté des armes en service (TN75 et TN81) étaient garantis par les essais nucléaires qui ont conduit à les mettre au point.

Mais ces armes vieillissent du seul fait de l'évolution naturelle des matériaux nucléaires qui les composent. Leur durée de vie est donc limitée, et leur renouvellement est nécessaire pour assurer la continuité de la dissuasion.
Les têtes nucléaires qui renouvellent progressivement les armes en service arrivées en fin de vie sont garanties sans nouveaux essais nucléaires.

Le programme Simulation a été lancé en 1996 pour répondre à cet objectif.
En l'absence d'expérimentations en vraie grandeur, la stratégie de renouvellement des armes a été bâtie en partant de l'absolue nécessité de se donner des moyens de garantir leur fonctionnement et leur sûreté.

Cette stratégie repose sur trois éléments :

- le concept de charges robustes, dont l'intérêt réside en un fonctionnement peu sensible aux variations technologiques et aux incertitudes des codes de calcul, il a été testé lors de l'ultime campagne d'essais nucléaires en 1995-1996
- la validation par la simulation des écarts imposés par la militarisation entre les formules expérimentées et les charges nucléaires de renouvellement
- la certification de nouvelles équipes chargées de garantir le bon fonctionnement des armes

Le programme Simulation repose d'une part sur des équipes scientifiques de haut niveau et d'autre part sur des grands équipements indispensables pour résoudre et valider les équations modélisant le fonctionnement des armes nucléaires : supercalculateurs, machines radiographiques, laser Mégajoule (LMJ)
L'outil de synthèse de ce programme est le « standard de garantie » constitué d'une chaîne de logiciels reproduisant par le calcul et la modélisation physique les différentes phases de fonctionnement d'une arme nucléaire. Sa mise en œuvre nécessite l'enchaînement de modèles physiques (équations) mis au point dans le cadre d'études scientifiques et technologiques ainsi que l'utilisation de puissants moyens de calcul pour résoudre ces équations.

Le supercalculateur TERA 100, installé sur le centre DAM Ile-de-France en remplacement de TERA 10 utilisé pour la garantie de la TNA, a été pleinement opérationnel au profit des concepteurs d'armes dès début 2011. Depuis cette date TERA 100 a été utilisé avec le standard de garantie 2010 pour tous les travaux de garantie du fonctionnement des armes.
Compte tenu de l'accroissement de puissance de calcul associée au besoin d'amélioration de la précision des standards de garantie, un nouveau calculateur, TERA 1000, a été installé à partir de 2015. Fruit d'un co-design réalisé avec le constructeur ATOS/Bull, TERA 1000 est constitué de deux partitions : TERA 1000-1, de technologie voisine de TERA 100, permet de gérer l'obsolescence de ce dernier et TERA1000-2, de conception plus innovante, préfigure l'arrivée en 2021 du calculateur EXA1, de classe exaflopique (un exaflops correspond à un milliard de milliard d'opérations par seconde). TERA 1000-1 a permis notamment de réaliser les travaux de validation du nouveau standard de garantie, homologué en 2017, qui intègre dans son périmètre de validation les résultats expérimentaux acquis auprès des installations EPURE et du LMJ.

Avec le calculateur TERA 1000, 2 installé en totalité fin 2017, la puissance de calcul a été multipliée par 20 à même consommation électrique totale, par rapport à TERA 100.
La démarche de garantie par la simulation du fonctionnement nucléaire mise en place et en œuvre par la DAM depuis 1996 a été étendue aux autres fonctions de la charge. Ainsi fin 2011 a été prononcée l'homologation des premiers standards de calcul 2010 pour les autres fonctions de la TNO que l'énergie. Le processus s'est poursuivi depuis avec une deuxième version de ces standards en 2017.

4. LES OUTILS DE LA SIMULATION

- **D'AIRIX** (Accélérateur à Induction de Radiographie pour l'Imagerie X) à **EPURE** (Expérimentation de Physique Utilisant la Radiographie Eclair)

AIRIX est une machine à rayons X, qui était installée à Moronvilliers (fin 1999) en Champagne, et qui a permis de valider les modèles relatifs à la phase dite hydrodynamique (non nucléaire) de mise en condition par explosif chimique (phénomènes pyrotechniques + hydrodynamiques).
Pour cela AIRIX génère des rayons X extrêmement pénétrants (50 000 fois l'énergie d'une radio pulmonaire) qui permettent d'obtenir des radiographies d'une grande finesse spatiale et temporelle de la matière en cours de compression.

La machine de radiographie AIRIX

Le site de Moronvilliers ayant été fermé, AIRIX a été déplacé sur le centre DAM de Valduc, il constitue le premier axe radiographique de l'installation Franco-Britannique du programme EPURE et a été remise en service en octobre 2014.

Les premières expériences réalisées en 2015 avec les matériaux constituant les armes ont porté la confirmation d'homologation de la TNO. EPURE apporte depuis des données expérimentales de grande qualité pour contraindre les modélisations physiques mises en jeu dans les standards de garantie. Cette installation sera dotée à terme de trois axes radiographiques de forte puissance et permettra de mesurer, avec la plus grande précision, l'état et le comportement des matériaux qui constituent les armes, dans des conditions de température et de pression extrêmes, durant la phase hydrodynamique (sans dégagement d'énergie nucléaire).

Il sera alors possible de réaliser lors d'une même expérience trois radiographies des matériaux aux instants choisis par les scientifiques en charge de la garantie du fonctionnement des armes. La réalisation de cette installation se fait dans le cadre du traité de Défense franco-britannique signé à Londres en novembre 2010 par le président de la République Française et le premier ministre Britannique.

La France et le Royaume-Uni ont décidé de partager deux installations de physique expérimentale ce qui s'est traduit par la construction et l'exploitation commune d'une installation radiographique et hydrodynamique en France EPURE et d'une installation pour des développements technologiques communs au sein du Technology Development Center au Royaume-Uni sur le centre de l'Atomic Weapons Establishment à Aldermaston.

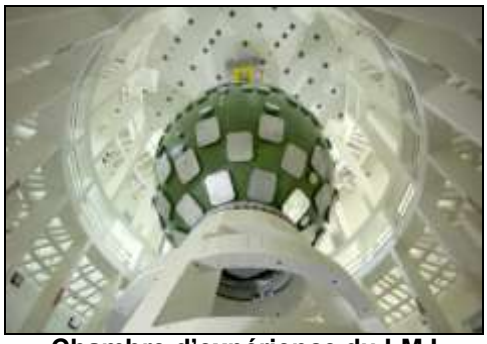
Représentation de l'installation EPURE

- **LMJ** (Laser Mégajoule)

Le LMJ, dont la construction au CESTA est achevée, est indispensable pour simuler le fonctionnement nucléaire de l'arme.

Bâtiment LMJ

Il est dimensionné pour que l'énergie apportée par les faisceaux laser puisse conduire à la fusion de quelques milligrammes d'un mélange de deutérium-tritium.
Le LMJ permet d'atteindre en laboratoire des conditions thermodynamiques (densité, pression, température) extrêmes, similaires à celles rencontrées lors du fonctionnement nucléaire de l'arme.



Chambre d'expérience du LMJ

L'utilisation du LMJ permet en particulier :

- de valider les modèles fondamentaux (équations de physique) décrivant la physique du fonctionnement des armes nucléaires et de vérifier que la modélisation prend bien en compte la totalité des phénomènes mis en jeu
- de réaliser des expériences mettant en jeu l'enchaînement et l'imbrication de ces modèles. Ces expériences sont essentielles pour démontrer la maîtrise effective, par les physiciens, de la bonne « couverture » des standards du domaine de fonctionnement des armes
- d'atteindre la fusion par confinement inertiel (FCI)

Trois types d'expériences sont réalisables au LMJ :

- *les expériences de mesures de données de base :* indispensables, elles visent à acquérir des données qui valideront les modèles de matière (équations d'état sous choc, opacités spectrales, lois de comportement des solides)
- *les expériences de validation par parties* : chacune des expériences met en œuvre un seul des phénomènes physiques intervenant dans le fonctionnement de l'arme
- *les expériences globales* : elles mettent en œuvre plusieurs phénomènes interagissant entre eux, cela permet d'évaluer l'outil de simulation dans sa totalité

Le LMJ devait comporter jusqu'à 240 faisceaux laser, d'une puissance totale de 500 TERAwatts, concentrant 1,8 millions de joules en quelques milliardièmes de seconde sur une cible de taille millimétrique, pour produire la fusion deutérium-tritium.
Compte tenu de l'expérience acquise ces dernières années sur la LIL (Ligne d'Intégration Laser, prototype échelle 1 de 4 faisceaux du type LMJ), et d'une modélisation plus précise des phénomènes d'implosions dans les cibles laser (grâce au calculateur TERA), l'énergie nécessaire n'est plus que 1,5 millions de joules que l'on obtiendra avec **176 faisceaux laser**.

De plus, on garde la possibilité d'ajouter dans l'avenir des faisceaux supplémentaires qui pourraient servir à des expériences futures sur la fusion inertielle.
La mise en service fin 2014 d'une première chaîne laser (8 faisceaux) a permis de réaliser la première campagne expérimentale de physique des armes. La montée en puissance de l'installation se poursuit avec 2 chaînes mises en service fin 2016 et 5 chaînes montées fin 2017.

Plusieurs types de diagnostics (dispositifs de mesure) ont également été développés ce qui a permis de réaliser plus d'une centaine d'expériences de physique des armes dans différents domaines allant de l'hydrodynamique radiative à l'implosion de capsules sphériques.

- **TERA**

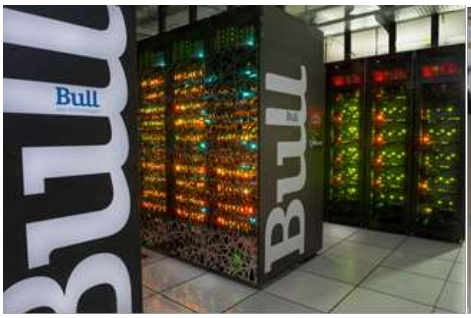
La série des super calculateurs TERA est au centre du programme de simulation : ils permettent de reproduire par le calcul les différentes étapes du fonctionnement d'une arme nucléaire.
La modélisation donne accès notamment au calcul des énergies mises en jeu, des déformations des matériaux, des phénomènes de turbulence, des rayonnements induits.

Améliorer la capacité de prédiction des modèles nécessite une description informatique encore plus fidèle de la géométrie et de l'environnement de l'arme. Tout ceci concourt à un besoin d'utilisation en routine de logiciels tridimensionnels qui vont demander beaucoup plus de temps et de puissance de calcul.

Le programme Simulation dans sa phase initiale avait prévu l'acquisition de 3 calculateurs :

- TERA, en 2001, constitué de 640 processeurs (Hewlett Packard, américains) de puissance totale 5 téraflops (1000 milliards d'opérations flottantes par seconde)
- TERA 10, acheté en 2005, constitué de 8000 processeurs de puissance totale 62 téraflops et fabriqué par BULL
- TERA 100, devenu opérationnel au premier trimestre 2011 ; a remplacé TERA 10 dont il occupe les bâtiments. Sa capacité de calcul de plus d'un pétaflops (million de milliards d'opérations par seconde) le situe comme l'un des plus puissants calculateurs d'Europe.
  La validation informatique de TERA 100 a été obtenue fin 2010 avec le passage du cas test de référence mondial Linpack qui a enregistré une puissance réelle de 1,05 pétaflops

Depuis début 2012, la machine TERA 100 a été utilisée pour les travaux de garantie de la TNO ainsi que pour les travaux de mise au point des nouveaux modèles physiques requis pour les standards de garantie futurs.
Une augmentation importante de la puissance de calcul est nécessaire pour accompagner l'évolution des standards de garantie en réponse aux besoins de la Défense.
Le calculateur TERA 1000, de la génération suivante préfigure les prochaines architectures prévues pour la machine EXA1 en 2021.
La mise en service progressive de TERA 1000 a commencé en 2015 et s'est terminée fin 2017.
La partition TERA 1000 1, constituée de processeurs Xéon d'INTEL est en exploitation depuis 2016 avec une puissance de calcul de 2,5 pétaflosflops pour une consommation électrique de 1 MW.
La partition TERA 1000 2 destinée à lever les premiers verrous technologiques de l'exaflops, est constituée de processeurs Xéon Phi d'INTEL et développe une puissance de calcul de 25 pétaflops pour une consommation électrique de 4 MW. Cette partition a déjà permis de produire des résultats inaccessibles avec TERA 100 et également de commencer la nécessaire adaptation des codes de calcul à ce nouveau type d'architecture.



TERA 1000 1

TERA1000 2

5. LES OUTILS DU PROGRAMME SIMULATION AU SERVICE DE LA COMMUNAUTÉ SCIENTIFIQUE ET DE L'INDUSTRIE

Le programme français de simulation, destiné à pérenniser la dissuasion nucléaire française, permet la mise à disposition de la communauté scientifique nationale et internationale d'outils uniques : les moyens numériques du TGCC (Très Grand Centre de Calcul) et le laser mégajoule LMJ pouvant autoriser des progrès considérables, en particulier dans la recherche. Leur développement nécessite de faire appel à tout un tissu industriel et favorise ainsi une dynamique économique.

Les moyens numériques du TGCC

Autour du centre DAM/Ile de France est développé un pôle de compétence sur le calcul de hautes performances dans le cadre du campus **TERATEC** qui vise à associer la recherche, l'enseignement (CNRS, Universités, Écoles d'ingénieurs) et l'industrie (EDF, SAFRAN, THALES, L'OREAL…), le TGCC (Très Grand Centre de Calcul du CEA) qui a accueilli fin 2011 le super calculateur pétaflopique européen Curie de 2 pétaflops.

Il propose depuis :

- un accès privilégié au premier moyen de calcul en Europe
- des équipements de travail spécifiques performants maintenus en permanence au meilleur niveau
- des équipements et des services complémentaires pour l'accueil de start-up, PME, et PMI
- une formation à la simulation et aux technologies de calcul haute performance
- une capacité d'évaluation et de développement en matière de technologie

Le TGCC accueille depuis 2016 la nouvelle machine COBALT du Centre de Calcul Recherche et Technologie (CCRT) du CEA. Cette machine de 1,5 pétaflops, fabriquée par ATOS/Bull, est spécifiquement financée et utilisée par les industriels.

Le Laser Mégajoule (LMJ) et PETAL

Conformément à la politique d'ouverture des moyens de la Simulation, approuvée par le Ministre de la Défense en 2002, le LMJ est mis à la disposition de la communauté scientifique européenne pour une fraction de son temps d'exploitation (environ 25 %).
Très vite la communauté civile de la recherche a exprimé le grand intérêt de disposer aussi d'une ligne laser picoseconde c'est à dire à impulsion 1000 fois plus brèves que celles du LMJ ce qui a conduit au lancement officiel en 2005 du projet Péta Watt Aquitaine Laser (PETAL), financé par le Conseil Régional de la Nouvelle Aquitaine, le Ministère de la Recherche et l'Union Européenne.

Le projet PETAL consiste à réaliser un faisceau laser supplémentaire de forte énergie, dont la puissance sera à terme de plusieurs pétawatt (1 million de milliards de watt).
Commencée en 2008, la construction de PETAL s'est terminée en 2017. Le 29 Mai 2015 le laser PETAL a délivré une puissance de 1,2 PW devenant ainsi le plus puissant laser au monde dans la catégorie des lasers énergétique.

Plusieurs diagnostics spécifiques ont été développés dans le cadre de l'Equipe PETAL+ (projet ANR), ce qui a permis de réaliser la première campagne expérimentale, dédiée à l'astrophysique fin 2017.
L'installation LMJ/PETAL constitue une installation unique en Europe offrant à la communauté académique un outil d'avant-garde pour explorer de nouveaux champs de recherche :

La physique de l'extrême
PETAL conduit à créer des champs électromagnétiques hors du commun. Ceci permet d'aborder des secteurs inexplorés de la physique des hautes densités d'énergie et de réaliser des études de physique fondamentale de très haut niveau, en physique nucléaire par exemple.

La connaissance de l'univers
PETAL permet de recréer en laboratoire des conditions physiques exceptionnelles qui existent au cœur des étoiles et donc d'étudier en laboratoire le comportement de la matière dans ces conditions spécifiques.

L'étude de l'allumage pour la fusion thermonucléaire
Une voie futuriste de production d'énergie par fusion thermonucléaire repose sur la fusion par confinement inertiel (FCI) grâce aux lasers.
L'installation couplée LMJ/PETAL est un outil indispensable au projet européen HIPER (High Power Laser Energy Research Facility) et contribuera à démontrer la potentialité de schémas originaux (comme l'allumage rapide ou de l'allumage par choc) pour la production d'énergie par FCI.

La recherche médicale
L'exploitation de PETAL offre la possibilité d'obtenir des protons très énergétiques (énergie supérieure à 60 MeV) qui sont nécessaires à la protonthérapie pour le traitement des tumeurs cancéreuses et qui nécessitent des énergies variant de 60 à 250 MeV pour que cette technique soit efficace.

Institut Optique d'Aquitaine

Dès 2003 le CEA, l'Université de Bordeaux-1, l'École Polytechnique, et le CNRS, ont mis en place deux entités : l'Institut Lasers et Plasmas (ILP)[1], et l'Unité Mixte de Recherche (UMR)[2] CELIA (Centre d'Etudes des Lasers Intenses et Applications) afin de renforcer la recherche académique.

Par ailleurs, la construction, le développement, et la maintenance du LMJ, ont un impact industriel très important. Cet ensemble industriel impliqué dans la construction et les matériaux du LMJ participe avec l'ILP, l'UMR CELIA et le CEA à la constitution du Pôle de Compétitivité « ROUTE DES LASERS » autour du CEA/CESTA., labélisé en 2005.

Le Centre de Ressources Technologiques ALPhANOV labélisé en 2007 constitue un acteur majeur pour le transfert technologique dans le Pôle. ALPhANOV permet aux industriels et aux laboratoires de recherche de travailler ensemble.

La construction en 2012 de l'Institut d'Optique d'Aquitaine par le Conseil Régional offre une nouvelle opportunité pour la filière, avec un lieu unique permettant de réunir un fort potentiel technologique et d'assurer une formation de haut niveau : cet institut accueille la plateforme ALPhANOV et ses partenaires des laboratoires et industriels ainsi que l'institut d'Optique Graduate School.

Aujourd'hui, toutes les conditions d'attractivité et de croissance sont donc réunies pour une offre technologique du meilleur niveau en optique, photonique, et laser à l'industrie française pour des applications médicales, industrielles et scientifiques, mais aussi pour le développement d'équipements ou de système pour la Défense.

6. CONCLUSION

Pour assurer la pérennité de la dissuasion nucléaire française en l'absence de nouveaux essais, le CEA a mis en place le programme Simulation qui repose sur des moyens d'expérimentation, LMJ et EPURE en particulier, associés à des moyens de calculs scientifiques parmi les plus performants actuellement dans le monde.

Le programme Simulation, lancé en 1996, a été parfaitement réalisé en termes de délais, performances et coût au profit des programmes des têtes nucléaires aéroportée TNA et océanique TNO. Ce programme est entré dans une phase d'exploitation et d'approfondissement depuis plusieurs années.

La machine radiographique AIRIX puis l'installation EPURE, le laser Mégajoule après son prototype, la LIL, ainsi que les supercalculateurs TERA constituent des réalisations exceptionnelles à la fois par leurs caractéristiques techniques et par leurs performances.

Les progrès associés se sont concrétisés par l'homologation du standard de garantie 2017, plus précis que le précédent (2010) et premier standard exploitant les résultats du LMJ et de EPURE.

Conformément à la politique d'ouverture approuvée en 2002 par le ministère de la Défense, ces moyens expérimentaux et de calculs sont mis à la disposition de la communauté scientifique et de l'industrie.

Cette ouverture permet l'évaluation scientifique extérieure et favorise l'échange des connaissances. Elle est indispensable à la crédibilité scientifique de la DAM, et donc à celle de la dissuasion française, en l'absence d'essais nucléaires.

[1](ILP) Structure nationale ayant pour rôle la fédération et la coordination de l'activité des laboratoires nationaux dans les domaines lasers et plasmas denses et chauds, l'organisation des relations avec les communautés civiles et les expériences ouvertes, la promotion et l'organisation de la valorisation et du transfert industriel, des actions d'enseignement et de formation

[2](UMR) Structure régionale de recherche, qui effectuera des travaux en collaboration sur des thèmes précis, d'une part sur les plasmas denses et chauds, d'autre part dans des domaines de l'optique et des lasers

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 18 Ind. 1 du 21 juin 2013

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA GESTION DE CRISE DANS LE DOMAINE NUCLÉAIRE

1. INTRODUCTION

La gestion de crise dans le domaine nucléaire ne se différencie pas fondamentalement de la gestion de crise dans le monde industriel classique.

Suite à un évènement, une entreprise industrielle ou une organisation risquent d'être confrontées à 3 situations :

- **la marche normale** correspond à un fonctionnement ne présentant pas d'écart en dehors d'une marge pour les différents paramètres reconnue comme assurant la marche normale de l'installation
- **l'événement incidentel ou accidentel** porte atteinte à cette normalité et conduit à une perturbation dans le fonctionnement du système. Cette perturbation est plus ou moins rapidement maîtrisée ou corrigée par des actions spécialisées testées et connues, le système se retrouvant alors en situation stabilisée donc en marche normale mais peut dériver parfois en crise notamment médiatique
- **l'accident majeur** correspond à une perturbation grave conduisant l'organisation ou le système dans un profond déséquilibre. Les fonctions spécialisées ne suffisent plus à assurer le retour à un fonctionnement normal. C'est le domaine de **la crise**

La crise c'est l'urgence et les risques de déstabilisation compte tenu de la multiplication des acteurs et des enjeux. De nombreuses instances sont, en effet, concernées, partiellement ou totalement, ce qui montre la complexité du problème et la nécessité de bien connaître la logique d'une situation de crise et les difficultés rencontrées.

Dans le domaine nucléaire, les installations émettrices de rayonnements ionisants suivantes peuvent conduire à une situation accidentelle :

	INDUSTRIE NUCLÉAIRE	RÉACTEURS DE PUISSANCE USINES D'ENRICHISSEMENT, DE RETRAITEMENT STOCKAGES DE DÉCHETS RADIOACTIFS
	UTILISATEURS DE RADIO-ÉLEMENTS	DANS L'INDUSTRIE DANS LE MILIEU MEDICAL DANS LES CENTRES DE RECHERCHE
	TRANSPORT	CONTENEURS, EMBALLAGES CONVOIS RADIOACTIFS
	AUTRES DOMAINES	RÉACTEURS DE PROPULSION NAVALE SATELLITES NUCLÉAIRES

Figure 1 : Domaines d'utilisation des rayonnements ionisants

L'organisation de gestion de crise est décrite dans divers documents : des directives, des plans d'urgence, des protocoles et des conventions.

Pour que cette organisation soit opérationnelle, il est nécessaire qu'elle soit régulièrement testée par des exercices qui sont l'occasion de vérifier la validité des documents et la manière dont sont appliquées les procédures par les différents acteurs, de corriger les points défectueux et d'actualiser les référentiels à partir du retour d'expérience.

L'organisation de gestion de crise étant très vaste, les organisateurs d'un exercice choisissent le plus souvent de tester et d'observer un aspect particulier de l'organisation, des exercices de plus grande envergure étant effectués avec une périodicité plus grande pour tester, par exemple, la totalité du plan particulier d'intervention (PPI) d'un site.

Les objectifs particuliers d'un exercice de crise peuvent également être les suivants :

- collecte et circulation des résultats des mesures effectuées dans l'environnement, circulation de l'information entre les experts techniques, efficacité de l'analyse technique et des mesures proposées
- mise en place des contre-mesures sanitaires : procédure d'alerte de la population, mise à l'abri d'un village, étude des restrictions de consommation et de commercialisation des denrées alimentaires, prise en charge de blessés par les hôpitaux voisins, arrêt et déviation de la circulation autour du site
- mise en œuvre des structures de gestion de crise : alerte et activation des cellules de crise joués en temps réel, gestion des renforts nationaux, choix des interlocuteurs et constitution de la chaîne de commandement, délais pour la transmission des informations, gestion des relèves en cas de prolongement de la crise, test des textes réglementaires et des plans d'urgence interne
- communication vers les médias, les associations, le public et vers le personnel du site concerné : coordination des différentes entités amenées à communiquer, rapidité et qualité de l'information délivrée, travail des porte-parole, utilisation d'un vocabulaire commun et non technique

Les atouts des exercices sont en particulier de se perfectionner, de connaître les interlocuteurs, d'améliorer/conforter l'image de l'entreprise, de mettre au point toutes les procédures sur un lieu de test et d'expérimentation grandeur nature, de mettre au point ou redécouvrir les plans d'urgence et les protocoles d'accord avec les partenaires locaux et nationaux.

Les idées fondamentales prises en compte lors des exercices sont :

- identifier les situations potentielles d'évènements à risques
- organiser la salle de commandement (cellule de crise) : procédures d'alerte et de mobilisation, modes d'organisation et les fonctions à assurer, la logistique, les moyens mobilisables, les méthodes de travail à appliquer, les acteurs clés
- réaliser que la crise prendra de l'ampleur par l'amplification des médias
- pratiquer des simulations (scénarios réalistes)
- exprimer des discours « médiatisables » (précision technique, détermination, réalité des faits, responsabilité)
- garder le leadership de la communication (rester aux commandes et à la barre du navire, imposer le respect)

Les maitres-mots de la gestion de crise sont

PRÉPARATION – ANTICIPATION – INTERROGATIONS/RÉFLEXIONS STRATÉGIQUES

2. ORGANISATION DE GESTION DE CRISE EN SITUATION D'URGENCE NUCLÉAIRE

2.1. GÉNÉRALITÉS

L'organisation de gestion de crise prend en compte les recommandations de l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) et prévoit, par conventions, l'information et une coordination éventuelle avec les autres pays de l'Union Européenne.

L'organisation française prévoit également l'information des pouvoirs publics, de la population concernée, de la presse et du public et l'information des pays limitrophes et des organisations internationales.

Le dispositif pour gérer une situation d'urgence repose sur :

- l'identification des acteurs, la définition de leur rôle et l'attribution de leur responsabilité, ainsi que leur formation continue
- l'établissement de plans de secours régulièrement testés par des exercices
- l'intégration systématique du retour d'expérience tirés des exercices, des incidents et accidents éventuels.

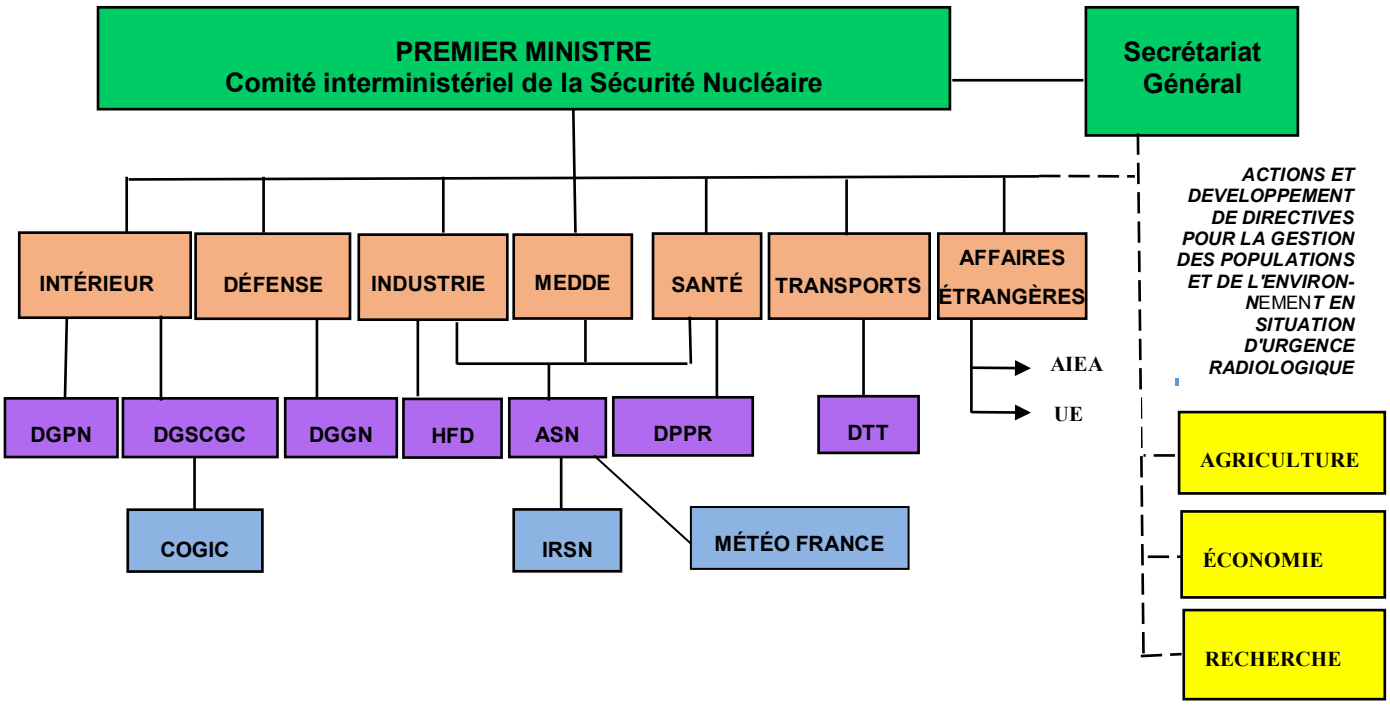
On distingue deux phases lors d'une situation d'urgence[1] :

- une phase « d'urgence » où la priorité est donnée à retrouver la maitrise de la situation afin de ramener l'installation dans un état sûr, à assurer la protection immédiate des personnes en vue d'éviter des conséquences sanitaires et à limiter les conséquences éventuelles sur l'environnement
- une phase appelée « post accidentelle » où l'effort est porté sur la gestion des éventuelles conséquences sanitaires, des conséquences sur l'environnement et le retour à la vie normale.

L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) considère aussi une phase dite de menace précédant une éventuelle émission de matière radioactive durant laquelle des actions peuvent être engagées à titre préventif.

2.2. LES ACTEURS

Une organisation nationale, qui comporte de nombreuses entités, intervient partiellement ou dans sa totalité en fonction du niveau de gravité de la situation :



COGIC : ***Centre Opérationnel de Gestion Interministérielle des Crises***

DGGN : ***Direction Générale de la Gendarmerie Nationale***

DGPN : ***Direction Générale de la Police Nationale***

DPPR : ***Direction de la Prévention des Pollutions et des Risques***

MEDDE: ***Ministère de l'Ecologie, du Développement Durable et de l'Energie***

DGSCGC : ***Direction Générale de la Sécurité Civile et de la Gestion de Crise***

ASN : ***Autorité de Sûreté Nucléaire***

DTT : ***Direction des Transports Terrestres***

HFD : ***Haut Fonctionnaire de Défense***

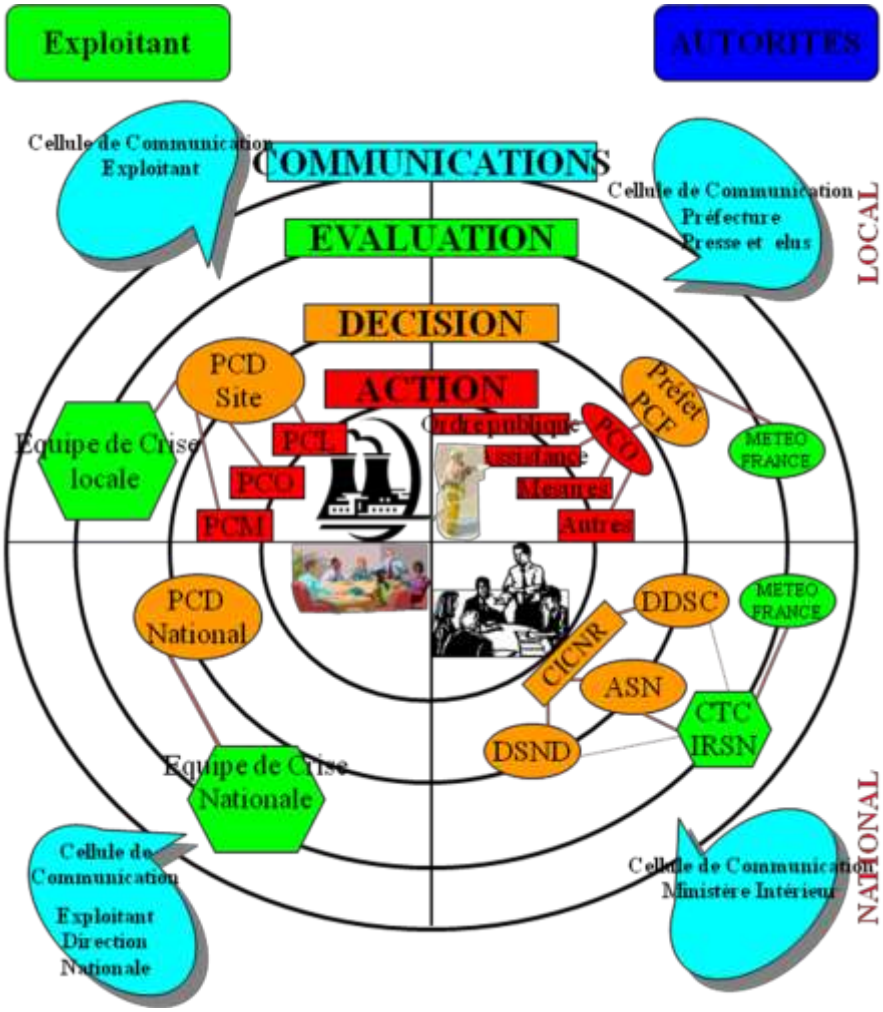
IRSN : ***Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire***

Figure 2 : Organisation nationale en cas de crise

[1] *Il s'agit d'une* ***situation d'urgence radiologique*** *: situation qui découle d'un incident ou d'un accident risquant d'entrainer de rejet de matières radioactives ou un niveau de radioactivité susceptibles de porter atteinte à la santé ou une* ***situation d'urgence nucléaire*** *: situation d'urgence survenant dans une installation nucléaire ou lors d'un transport de matières radioactives.*

L'architecture de cette organisation française en phase d'urgence met en jeu de nombreux acteurs : exploitants[2], pouvoirs publics, autorité de sûreté et ses appuis techniques agissant au niveau local et au niveau national. Elle peut être schématisée dans une carte en forme de cercles présentant les acteurs concernés.

Chaque cercle correspond à une mission (action, évaluation/expertise technique, décision, communication) et symbolise leurs interactions respectives qui se mettent en place via les postes de commandement de gestion de crise respectifs et de façon permanente pendant toute la durée de la crise.



PCD : ***Poste de Commande Direction*** ***PCO : Poste de Commande Opérationnel***

ASN : ***Autorité de Sûreté Nucléaire*** ***PCL : Poste de Commande Local***

DSND : ***Direction Sûreté Nucléaire Défense*** ***PCM : Poste de Commande Mesures environnementales***

DDSC : ***Direction de la Défense et de la Sécurité Civiles*** ***PCF : Poste de Commande Fixe***

CTC : Centre Technique de Crise

CICNR : Comité Interministériel à la gestion des Crises Nucléaires et Radiologiques

Figure 3 : Architecture de l'organisation de crise

Au niveau local, on trouve l'exploitant et les pouvoirs publics

L'exploitant :
C'est le premier responsable, il lui revient de prendre toutes les dispositions pour maîtriser l'accident, d'en limiter les conséquences, de protéger le personnel du site, la population et l'environnement ainsi que d'alerter et d'informer régulièrement les pouvoirs publics.
Ce dispositif est défini dans un Plan d'Urgence Interne (PUI) préparé par l'exploitant.
Dans le cercle correspondant à l'ACTION on trouve notamment les Postes de Commande Locaux (PCL) de l'exploitant (ou le responsable du transport accidenté, hôpital,…) ainsi qu'un Poste de commandement dédié aux mesures qui regroupe les mesures dans l'environnement aux limites de l'installation.

[2] ***Exploitant :*** *exploitant d'une installation nucléaire, expéditeur de matières radioactives, médecins pour la radiothérapie de patients, producteurs pour l'élimination de déchets ou utilisateurs de rayonnements ionisants.*

Les pouvoirs publics :
Sur le cercle décisionnel, au niveau local, le Préfet, est le responsable de la gestion de situation d'urgence.
Il est responsable de l'alerte de la population, de l'organisation des secours extérieurs, il décide de la mise en place de mesures de protection de la population, des biens et de l'environnement, en particulier la mise à l'abri, la prise de comprimés d'iode stable, l'évacuation. Le Préfet agit dans le cadre d'un Plan Particulier d'Intervention (PPI) spécialement préparé pour l'installation considérée.

Le Poste de Commande Opérationnel (PCO) de l'autorité locale gère les missions qui lui sont confiées par le PPI telles que les mesures dans l'environnement, les actions d'ordre publique et l'organisation de secours (blessés, évacuation, diffusion des consignes,…. Le PCO contient notamment la cellule chargée des mesures environnementales (SDIS/Service Départemental d'Incendie et de Secours, IRSN, exploitant ZIPE/Zone d'Intervention de Premier Echelon).

Au niveau national

Les Autorités de Sûreté Nucléaire civil (ASN) ou Défense (DSND) mettent en œuvre leur organisation de gestion de crise en réunissant les équipes dans leur centre d'urgence de façon à pouvoir s'assurer du bien fondé des dispositions prises par l'exploitant, à conseiller le Préfet sur les actions adaptées à la situation d'urgence de protection de la population et de l'environnement et à agir dans le cadre des actions internationales et communautaires.
Le CICNR, Comité Interministériel à la gestion des Crises Nucléaires et Radiologiques, est chargé de veiller à la cohérence des mesures planifiées et de veiller à la planification et à l'évaluation des exercices.

Les appuis techniques :
Les autorités de sûreté nucléaire s'appuient techniquement sur **l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)** qui active son Centre Technique de Crise (CTC) disposant de moyens d'évaluer et de prévoir la dispersion des produits dans l'environnement, son évolution dans le temps, les conséquences sanitaires associées. L'IRSN assure la centralisation et l'interprétation des mesures réalisées dans l'environnement.
Météo France conseille directement l'autorité locale et fournit à l'IRSN les données nécessaires aux évaluations des conséquences.

L'exploitant existe aussi au niveau national avec l'ensemble des composantes : centre de crise décisionnel, équipe technique de crise centrale, renforts nationaux si nécessaires, communication…

Pour ce qui concerne l'information du public chaque cellule communique dans son domaine de compétence.

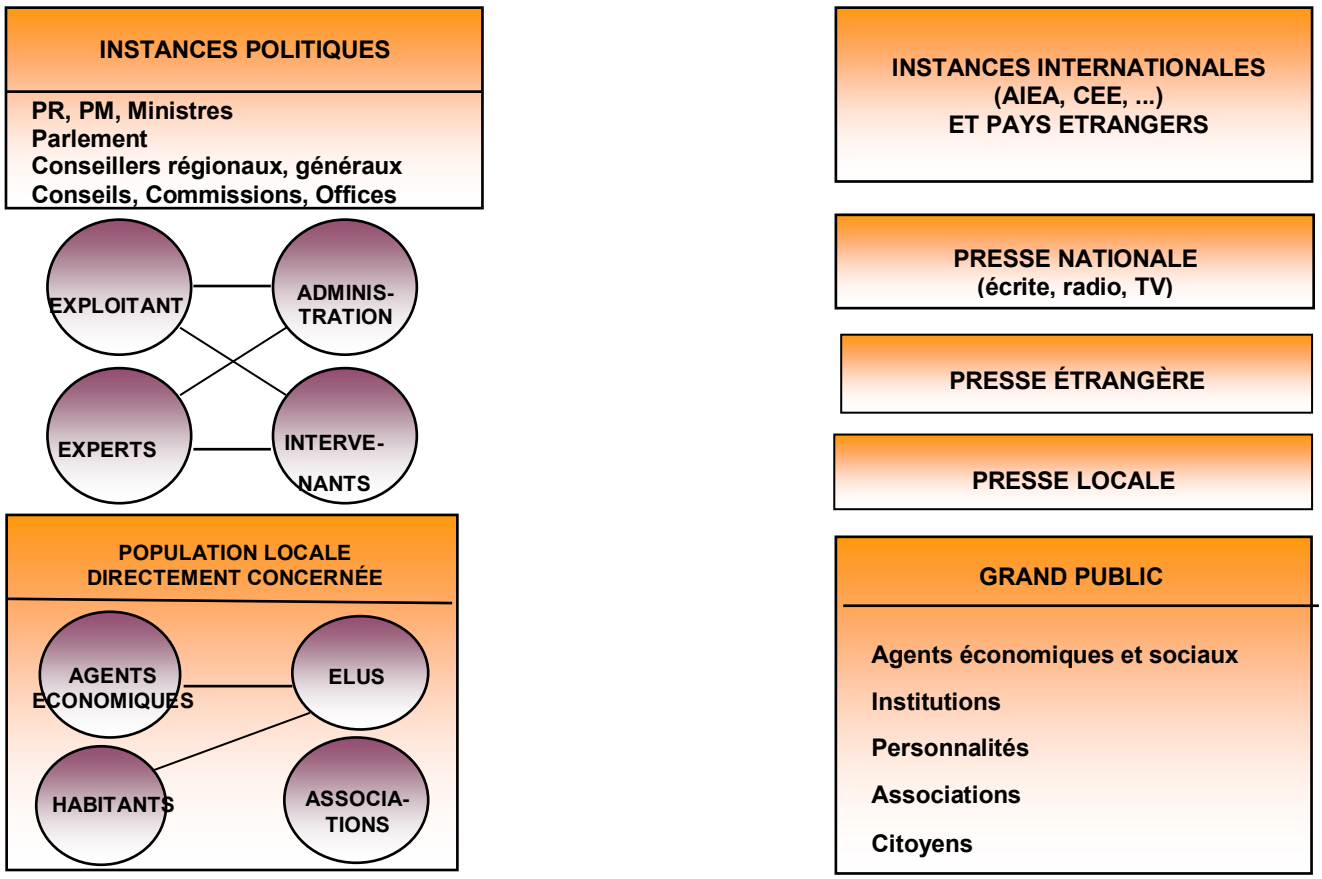


Figure 4 : Les parties prenantes

2.3. PLANS D'URGENCE

La préparation pour la gestion de la crise s'appuie sur des plans d'urgence établis dans un cadre réglementaire (voir aussi l'annexe de la fiche GASN n° 20) :

- le plan ORSEC (organisation de la réponse de la sécurité civile) pour l'organisation des moyens de secours et d'assistance
- le plan particulier d'intervention (PPI)
- le plan rouge, en cas de secours nécessaire à un grand nombre de personnes
- le plan de secours spécialisé (PSS) établi par le Préfet pour le cas d'un risque spécifique, par exemple pour le transport de matériaux radioactifs le PSS-TMR appelé aujourd'hui plan ORSEC - MTR
- le PUI, plan d'urgence interne, préparé et mis en œuvre par l'exploitant. Il a pour objet ramener l'installation dans un état sûr, éviter ou limiter l'exposition accidentelle des travailleurs sur le site et de la population riveraine, limiter au maximum les conséquences de l'accident à l'extérieur du site de l'installation. Il détermine les actions à mener et les moyens à tenir disponibles en cas d'accident dans son installation, radiologique ou non radiologique, en cas d'impact à l'extérieur de l'installation
- le PCS, Plan Communal de Sauvegarde, que les maires des communes concernées par un PPI, ont l'obligation d'établir pour prévoir, en cas de crise, l'organisation nécessaire aux missions qui leur sont confiées par le PPI ou le Préfet.

En cas d'accident dans une installation, l'exploitant peut déclencher le PUI même en absence de rejet immédiat à l'extérieur. Si l'accident provoque ou menace de provoquer des rejets à l'extérieur, le Préfet déclenche le PPI.

La totalité des ces plans de secours est testée et maintenue à jour régulièrement à travers les exercices qui font interagir des acteurs locaux, nationaux, publics, privés, internationaux.

Ces exercices permettent d'acquérir une expérience considérable pour la gestion technique des situations d'urgence et de la communication.
Chaque année un exercice dit « majeur » fait participer ensemble toute les chaînes techniques et décisionnelles du niveau local au niveau gouvernemental. Les médias, la sécurité civile, la population sont souvent, suivant les scénarios, associées à ces exercices.

2.4. ACTIONS DE PROTECTION DE LA POPULATION

En cas d'urgence, des contremesures visant à limiter l'exposition de la population sont ordonnées par le Préfet.

Les principales actions de protection de la population sont :

- la mise à l'abri des personnes concernées dans un bâtiment en dur, et l'écoute (par radio essentiellement) des recommandations du Préfet
- l'évacuation ou éloignement temporaire des personnes en cas de menace imminente de rejets radioactifs importants
- les contre mesures visant, pendant la phase d'urgence, à interdire ou à limiter l'ingestion et l'inhalation des substances radioactives avec éventuellement l'ingestion de comprimés d'iode stable sur ordre du Préfet, la restriction de la consommation et/ou de la commercialisation de denrées alimentaires, l'interdiction d'activités comme le ramassage de champignons, la limitation du pâturage…

Le PPI définit les critères pour l'application des principales contre mesures pour la protection de la population : mise à l'abri, prise de comprimés d'iode stable, éloignement à proximité des installations nucléaires à l'intérieur d'un périmètre défini suivant le risque, par exemple, 10 km autour d'une centrale nucléaire.

Des stocks d'iode stable sont constitués dans le pays pour d'autres situations accidentelles envisageables telles un accident en dehors des frontières françaises et également dans le cadre de l'assistance internationale.

2.5. PHASE POST ACCIDENTELLE

La gestion post accidentelle intervient lorsque la situation a été maitrisée mais que les conséquences ont dépassé les limites du site nucléaire.

Dans le traitement de cette phase, plusieurs acteurs sont amenés à participer à la gestion de la crise : le Ministère de l'Agriculture pour la gestion des surfaces contaminées et la chaîne alimentaire, les Ministères de la

Justice et des Finances pour le traitement des indemnisations et contentieux, le Ministère des Affaires étrangères en cas d'impact international de l'accident ainsi que pour la gestion des ressortissants étrangers dans le territoire, le trafic international plus généralement tous les ministères concernés …
Par le nombre des problèmes à traiter et la multiplicité des acteurs amenés à intervenir, cette phase est particulièrement complexe.

2.6. RENFORCEMENT DE L'ORGANISATION DE CRISE EN FRANCE APRÈS L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

L'année 2011 a été marquée par l'accident de Fukushima.

En France, des décisions importantes ont été prises pour conduire à un renforcement significatif des marges de sécurité au-delà du dimensionnement.
En parallèle, un investissement important en matière de Ressources Humaines et de compétences a été demandé aux exploitants.

En particulier, les exploitants français doivent mettre en place un noyau dur : devront ainsi être mis à disposition de tous les sites une organisation et des locaux de crise résistant à la survenue d'un événement affectant plusieurs installations.

Pour EDF, une Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) est mise en place pour intervenir, en cas d'urgence, sur n'importe quel réacteur dès fin 2012 et sera complètement opérationnelle fin 2014 à partir de 4 bases régionales. En outre, des diesels supplémentaires d'ultime secours[3], seront mis en place sur chacun des 58 réacteurs français d'ici 2018 pour palier spécifiquement à la défaillance des circuits d'injection de sécurité et disposer de moyens de secours supplémentaires en cas d'accident et dans l'attente de l'arrivée de la FARN prévue sous 24 heures.

Textes réglementaires

- Directive interministérielle du 7 avril 2005, sur l'action des pouvoirs publics en cas d'événement entraînant une situation d'urgence radiologique
- Arrêté du 4 novembre 2005 sur l'information de la population
- Directives interministérielles du 30 mai et du 30 novembre 2005 sur l'information des organisations et partenaires internationaux

[3] Il s'agit de diesels d'ultime secours dédiés exclusivement à l'alimentation des circuits d'injection de sécurité ; ils viennent en complément des diesels déjà existant destinées à palier l'indisponibilité de l'alimentation électrique normale par le réseau.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 19 Ind. 3 du 09 décembre 2013

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

1. INTRODUCTION

Le combustible utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) est de l'uranium légèrement enrichi en ^{235}U (3 à 5 %) alors que l'uranium naturel n'en contient que 0,7 %. A la sortie du REP, l'uranium irradié est encore enrichi à 1 %, ce qui justifie de le réutiliser, et il comporte du plutonium à 1 % en masse, qui est lui aussi fissile et peut être utilisé comme combustible. L'ensemble de ces opérations complexes incluant des transformations neutroniques, physiques et chimiques, constitue ce qu'on appelle le cycle du combustible.
Il comprend donc :

- l'amont : depuis la mine jusqu'à la mise en réacteur
- l'irradiation en réacteur (voir article "Les réacteurs nucléaires")
- l'aval : depuis la sortie du réacteur après irradiation jusqu'au recyclage (voir fiche GAENA N°7), y compris le traitement des déchets fortement irradiés

Les transports nécessités par cette industrie sont régis suivant les règlements internationaux édictés par l'Agence Internationale pour l'Énergie Atomique (AIEA) (voir fiche GAENA N°8). La présente fiche présente une synthèse de ces différentes étapes.

2. PROSPECTION ET EXPLOITATION DU GISEMENT

Cette étape démarre par la recherche de gisements d'uranium et l'exploitation de ces gisements.

L'uranium est un élément peu abondant dans l'écorce terrestre qui en contient environ 2 à 4 grammes par tonne. On trouve des gisements d'uranium presque partout dans le monde, mais seuls sont exploités les gisements dont la teneur en uranium est suffisamment élevée pour que l'exploitation soit rentable.

On estime actuellement que sont rentables des gisements à des teneurs supérieurs à 1 kg par tonne de roche. La teneur moyenne des gisements exploités est de 4 kg par tonne, certains gisements au nord Canada peuvent atteindre des valeurs exceptionnelles > 200 kg par tonne. Les principales ressources sont situées aux U.S.A., au Canada, en Australie, en Afrique du Sud, au Kazakhstan.

Les réserves mondiales (ressources connues et estimées) s'élèvent à près de 17 millions de tonnes.
Les besoins actuels en France avec la capacité nucléaire installée sont voisins de 8.000 tonnes/an.

Chaque fois que cela est possible, l'exploitation se fait à ciel ouvert, en carrière, autrement en filons souterrains.

Extraction d'uranium au Kazakhstan

3. LA CONCENTRATION

Les minerais extraits sont trop pauvres en uranium pour être transportés tels quels à l'usine d'extraction. On procède à une pré-concentration sur place.

Pour obtenir 1 tonne d'uranium naturel il faut extraire en moyenne 1000 tonnes de minerai et remuer plusieurs milliers de tonnes de stériles.

La concentration comprend 2 opérations principales :

- une opération mécanique (concassage, broyage de minerai)
- une opération chimique qui permet d'aboutir à un concentré contenant 75 % d'uranium (U_3O_8) appelé « yellow cake » car c'est un solide de couleur jaune.

4. LA CONVERSION EN UF_6

Cet uranate est transporté vers les usines de conversion. L'opération de conversion a deux buts :

- éliminer toutes les impuretés absorbant les neutrons
- transformer le concentré en uranium métal, uranium oxyde ou en hexafluorure d'uranium (UF_6) suivant l'usage qu'on veut en faire.

Ces opérations sont toutes des opérations chimiques.

Pour son utilisation dans les réacteurs à eau pressurisée, il est nécessaire d'utiliser de l'uranium légèrement enrichi en ^{235}U (de 3 à 5 % au lieu de 0,7 %). On utilise l'UF_6 pour procéder à l'enrichissement.

Banc de "yellow cake"

5. L'ENRICHISSEMENT

Le procédé utilisé historiquement pour l'enrichissement est la diffusion gazeuse. Le principe de la diffusion gazeuse s'appuie sur le fait que la diffusion des molécules de gaz à travers une paroi poreuse est d'autant plus rapide que la masse de ces molécules est faible.

On fait passer l'UF_6 qui est un gaz à 56°C à travers une multitude de parois poreuses (dont les porosités sont inférieures à 0,2 micron) à la sortie desquelles l'UF_6 s'enrichit petit à petit en ^{235}U (qui est moins lourd que ^{238}U). Pour obtenir la teneur en ^{235}U souhaitée, il faut renouveler cette opération en utilisant des milliers de parois poreuses successives qu'on appelle étages.

L'ultracentrifugation permet d'obtenir le même résultat avec une consommation 50 fois moindre d'énergie (voir Article "Arrêt de l'usine EURODIF : la fin de l'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse"). À la fin de l'opération on obtient un uranium enrichi en ^{235}U à la composition souhaitée (par exemple 3,5 %) et de l'uranium appauvri en ^{235}U (par exemple à 0,2 %).

6. LA CONVERSION EN OXYDE D'URANIUM ET LA FABRICATION DES PASTILLES

Le procédé par voie sèche utilisé à Romans consiste à faire réagi de l'UF_6 gazeux avec de la vapeur d'eau, pour produire une poudre d'UO_2 de qualité frittable, dans un four tournant.

L'UF_6 enrichi sortant de l'usine d'enrichissement est défluoré et converti en poudre d'oxyde d'uranium dans des fours tournants, par réaction de l'UF_6 gazeux avec de la vapeur d'eau. Ce procédé par voie sèche est un rare exemple de réaction où deux gaz produisent un solide. Cette poudre doit répondre à des critères exigeants en matière de rapport O/U et de frittabilité.

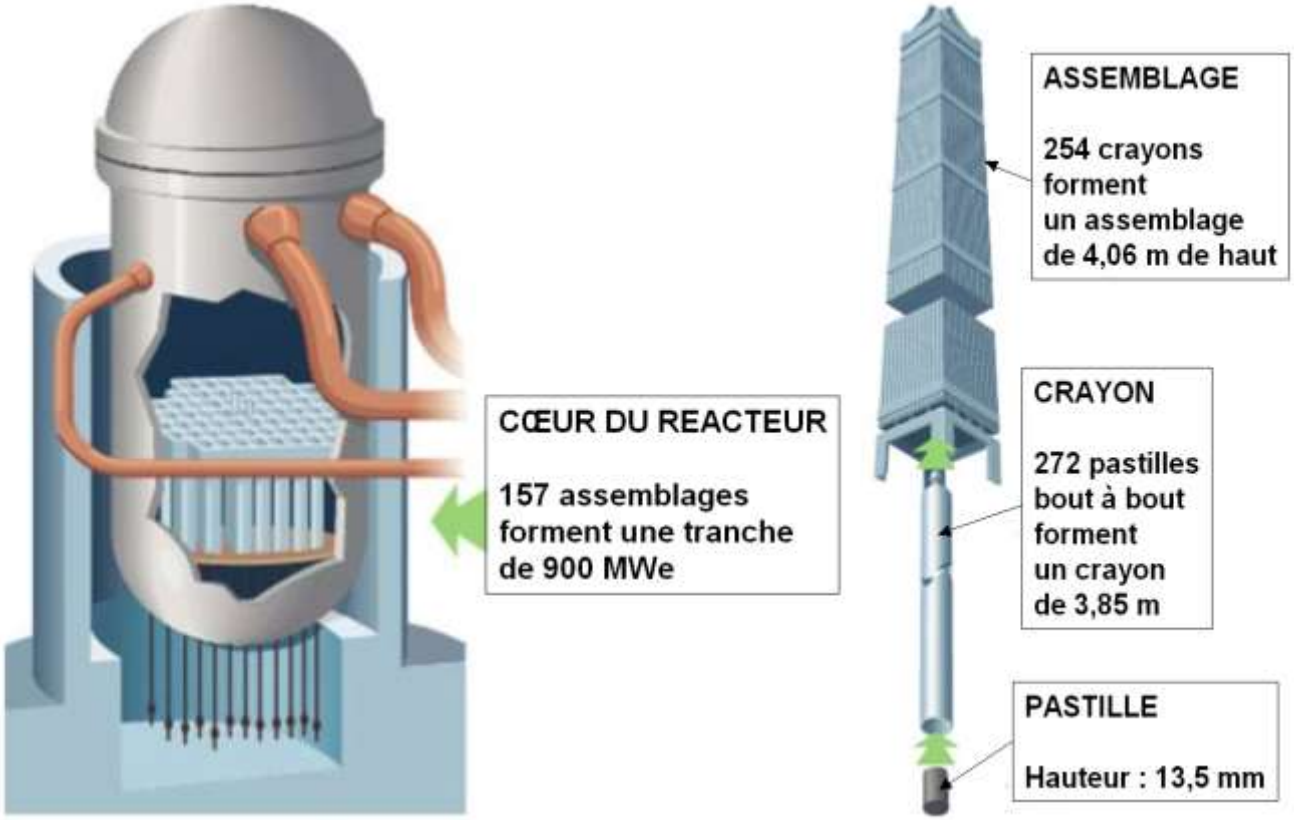
La poudre d'UO_2 est comprimée sous forme de pastilles cylindriques qui sont ensuite cuites sous atmosphère réductrice en four à défilement, comme des céramiques industrielles. Les pastilles, de densité élevée en oxyde d'uranium, voisine de 10, ont typiquement un diamètre 8,2 mm et une hauteur 13,5 mm pour les réacteurs à eau pressurisée.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

7. LA FABRICATION DES ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES

À noter que l'UO_2 est un matériau réfractaire qui fond à 2800 °C et permet donc des énergies spécifiques très élevées.
Dans le réacteur, l'énergie fournie par le combustible (l'oxyde d'uranium) est évacuée par un fluide de refroidissement (dans les REP, de l'eau pressurisée à 150 bars). Le combustible doit être conditionné de manière à assurer correctement un double objectif : l'échange de chaleur avec le fluide caloporteur, et l'étanchéité pour ne pas polluer le circuit primaire en produits radioactifs.

Les pastilles d'UO_2, une fois rectifiées, sont introduites dans de longs tubes en alliage de zirconium (zircaloy) ; ces tubes de combustible, appelés crayons, sont soudés hermétiquement par bombardement électronique sous vide, puis remplis d'hélium sous pression de 25 bars pour faciliter l'échange de chaleur. Un crayon d'une longueur de 3,8 m contient près de 300 pastilles d'$U0_2$. Le choix du zircaloy est lié à sa transparence aux neutrons et à son excellente tenue à la corrosion à 350 °C par l'eau de refroidissement.



Assemblage de combustible nucléaire

La gaine des crayons combustibles assure l'étanchéité entre le combustible et le circuit primaire.
Constituant la première barrière de sûreté entre les produits radioactifs et l'environnement, elle doit résister à de fortes contraintes thermiques et mécaniques, tout au long de l'irradiation en réacteur. Les crayons sont groupés en faisceaux de 264, maintenus par un squelette qui constitue un assemblage.
L'assemblage (ou « élément combustible ») est l'unité que l'on charge et que l'on décharge dans les réacteurs.

À titre d'exemple, un réacteur de puissance de 900 MWe contient 157 assemblages (193 pour 1300 MWe et 205 pour 1450 MWe). La puissance maximum par unité de longueur de crayon est de 78 W/cm correspondant à une puissance sortant de cet assemblage égale 7,8 MW.
La température maximum de l'UO_2 est de 1900°C et la température maximum des tubes est de 350 °C.

Le squelette de l'assemblage est formé de 24 tubes réunis par une pièce inférieure qui sert de pied et une pièce supérieure qui permet la manipulation de l'assemblage. Les tubes guides sont soudés à 8 grilles carrées successives comprenant 17 sur 17 cases. Chaque crayon occupe 1 case et est maintenu à l'intérieur de la case par des bossettes ou des ressorts qui maintiennent l'écartement des crayons et permettent le passage de l'eau de refroidissement. A l'intérieur des tubes guides coulisse une grappe de commande du réacteur ou est placée une grappe fixe de crayons absorbants.

Le parc des 58 réacteurs électronucléaire français, de capacité 63,2 GWe, requiert la fabrication annuelle de 2500 assemblages, les éléments combustibles restant 3 ou 4 ans dans le réacteur, suivant le type de réacteur, avec des déchargements annuels de cœur de réacteur par tiers ou par quart. Les combustibles sont fabriqués dans des usines spécialisées à ROMANS en France et à DESSEL en Belgique.

8. LE TRANSPORT

Les assemblages neufs (non irradiés) sont transportés des usines de fabrication vers les centrales suivant des normes de sécurité très strictes.

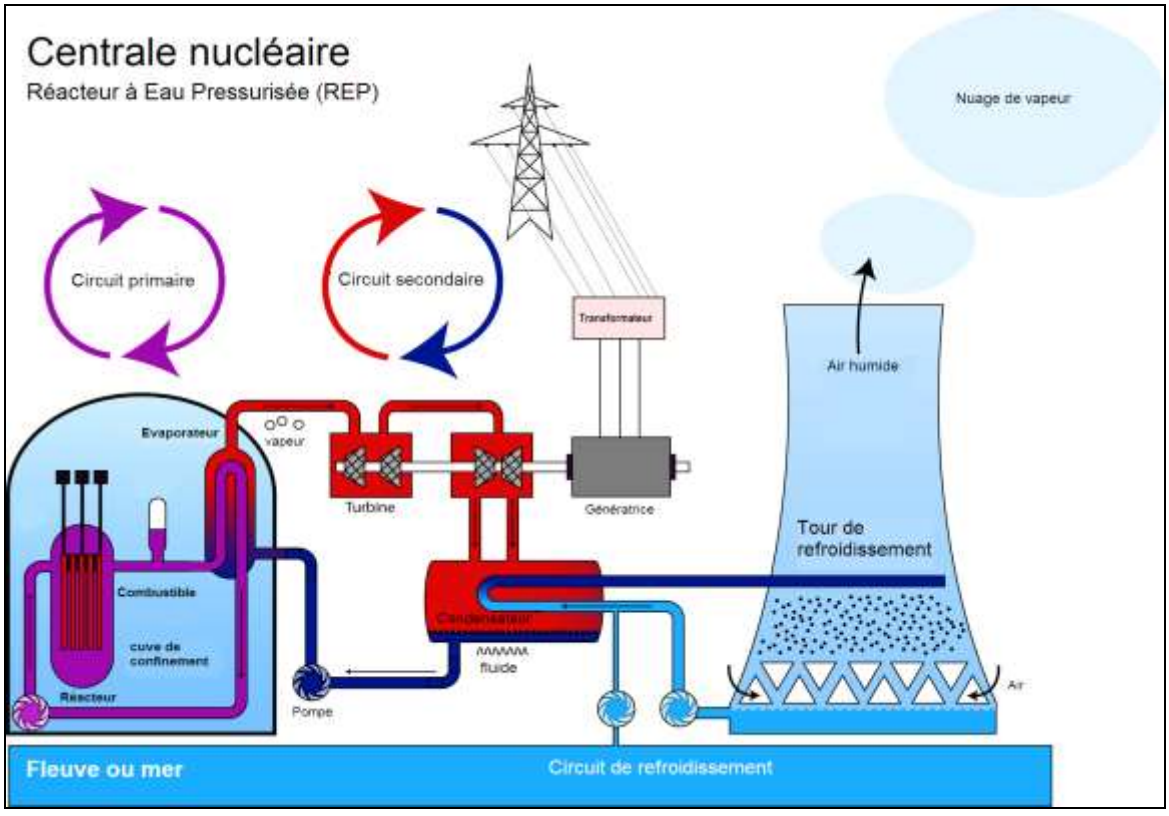
9. LE SÉJOUR DANS LE REACTEUR

Durant son séjour dans le réacteur, le combustible fournit la chaleur nécessaire à la production d'électricité et subit un grand nombre de transformations :

- diminution de la teneur en ^{235}U par fission, et production de ^{239}Pu par capture de neutrons par ^{238}U (ce plutonium qui est fissile participe à la production d'énergie)
- production de produits de fission (issus de la fragmentation des noyaux d'uranium fissile) et de transuraniens[1] (issus de la transformation des noyaux d'uranium non fissiles) de longue durée de vie, que l'on appelle déchets car non utilisables ; ils représentent environ 3 % de la masse de combustible initial.

Lorsque le combustible usé est retiré du réacteur, il contient encore une proportion de matières énergétiques qui peuvent être recyclées pour être utilisées : 1 % de ^{235}U (au lieu de 3,5 % initialement, mais cependant supérieur au taux naturel de 0,7 %), 1% de ^{239}Pu, 95 % de ^{238}U.
Le plutonium est fissile et possède des propriétés énergétiques importantes : 1 g de Pu équivaut à 100 g d'uranium ou à 1 tonne de pétrole.

L'opération de traitement du combustible usé en vue de la séparation des matières valorisables par recyclage, et des déchets à gérer, est aussi appelé « retraitement ».



[1] *Il s'agit de l'américium, du neptunium, et du curium, appelés aussi « actinides mineurs » (AM).*

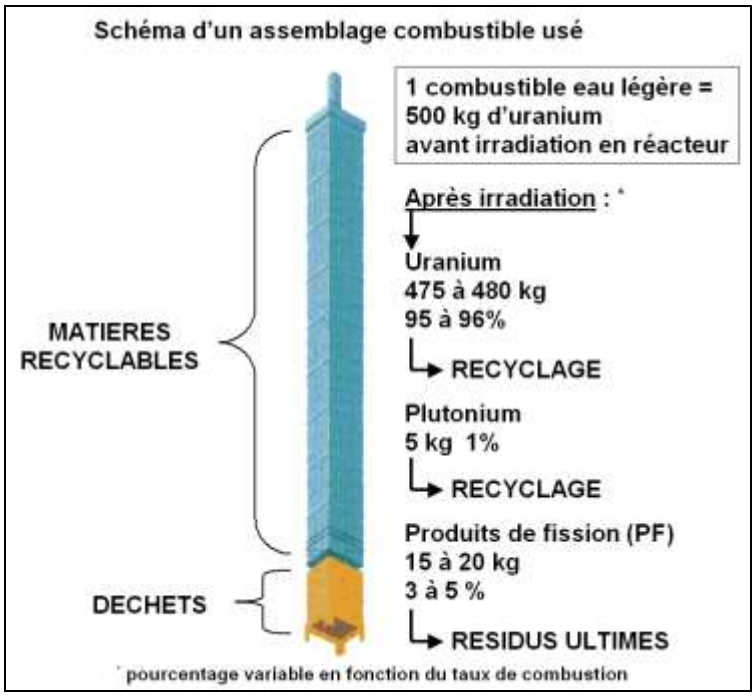
10. LE RETRAITEMENT

Le retraitement consiste à séparer les différents composants du combustible usé en :

- matières valorisables : uranium et plutonium
- déchets que l'on stocke, après les avoir isolés afin de réduire leur volume, et conditionnés dans des colis présentant des garanties de sûreté vis-à-vis de l'environnement pendant leur stockage de longue durée.

Cette solution, qui permet de gérer le combustible suivant les principes du développement durable, est celle qui a été choisie par la France.

Cette opération se fait en France dans l'usine AREVA-NC de LA HAGUE. Les éléments combustibles sortis des réacteurs sont transportés dans des emballages en acier, aussi appelés châteaux de transport.



Ce sont des enceintes de près de 100 tonnes conçues pour transporter 12 assemblages compte tenu de leur énergie résiduelle (près de 100 kW) et de l'activité contenue.

Elles doivent répondre à des normes extrêmement sévères et résister en particulier aux accidents susceptibles d'être rencontrés en cours de transport par rail, route ou mer (voir fiche GAENA N°8).

Le transport est effectué après entreposage intermédiaire (d'une durée d'une année) des combustibles dans des piscines situées sur le site des centrales nucléaires, de manière à diminuer leur énergie résiduelle et leur radioactivité.

Les opérations de retraitement sont, dans l'ordre successif :

- le cisaillage des assemblages en petits morceaux de quelques centimètres
- la dissolution chimique qui permet de séparer l'uranium, le plutonium, les produits de fission et les transuraniens
- la séparation et la concentration des produits de fission et des transuraniens
- la séparation de l'uranium et du plutonium.

Pour être réutilisé, l'uranium de retraitement (URT) doit être ré-enrichi. Cet enrichissement se fait dans des centrifugeuses pour limiter l'impact de la contamination par les isotopes irradiants de l'uranium ; jusqu'à présent, l'enrichissement était réalisé en Russie, mais désormais il pourra se faire dans la nouvelle usine Georges Besse 2 du Tricastin.

L'uranium de retraitement ré-enrichi et le plutonium sont utilisés pour faire de nouveaux combustibles, bouclant ainsi ce qu'on appelle le cycle du combustible. L'Usine de LA HAGUE a procédé au retraitement de plus de 15.000 tonnes de combustible depuis son démarrage en 1990 (la capacité de l'usine est de 1600 tonnes par an).

Pour un REP 900 avec déchargement annuel par 1/3 de cœur, on extrait chaque année 19 tonnes d'uranium à 1% de ^{235}U, 200 kg de Pu et 600 kg de produits de fission.

Le recyclage du plutonium se fait en utilisant des combustibles contenant un mélange d'oxydes de Pu (5 à 7 %) et d'UO_2 appauvri provenant de l'usine d'enrichissement (0,2 % de ^{235}U). La fabrication des crayons et des assemblages est identique à celle pratiquée pour la fabrication des assemblages à UO_2 enrichi à 3,5 %. Ces combustibles sont appelés MOX.

Actuellement, les recharges des REP 900 comprennent 30 % de MOX ; les réacteurs EPR sont prévus pour pouvoir être moxés à 50 % (100 % après modifications).

11. LA PRODUCTION DES DÉCHETS ET LEUR STOCKAGE

À l'issue du retraitement, un certain nombre de matières, non recyclables ni valorisables, sont classées comme déchets : les produits de fission et les transuraniens (déchets de haute activité), les matériaux de structure du combustible (déchets de moyenne à vie longue), ainsi que les déchets de procédé (faible activité pour la plupart) (voir fiche GAENA N°3).

Ces déchets radioactifs ont une durée de vie qui va de quelques jours à plusieurs millions d'années.

Les déchets de retraitement de faible activité à vie courte sont stockés après conditionnement en tumulus ou en tranchées par l'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) dont le site en exploitation depuis 1992 est situé dans l'Aube. Ce centre permet de recevoir pendant 50 ans l'ensemble des déchets de ce type produits en France.

Les produits de fission et les transuraniens sont concentrés et stockés provisoirement sous forme liquide dans des cuves réfrigérées en acier inoxydable. Quelques années après, quant ils ont perdu une grande partie de leur radioactivité, ces produits sont calcinés et transformés en blocs de verre par ajout de silice puis sont ensuite coulés dans des conteneurs étanches en acier inoxydable, selon le procédé de vitrification mis au point au CEA-Marcoule, en vue d'un stockage définitif en site profond dans des galeries géologiquement stables. En 2013 a lieu le débat public pour la création du site Cigéo (voir www.cigeo.com).

La vitrification des produits de fission contenus dans une tonne de combustible représente environ 0,1 m^3 de verre. C'est ainsi que pour une centrale de 900 MWe, le volume de déchets de haute activité conditionnés après vitrification est de 4 m3 par année de fonctionnement.

Le réacteur ASTRID, démonstrateur de réacteurs à neutrons rapides de 4ème génération (voir fiche GAENA N°22) sera conçu pour permettre l'étude de la transmutation des actinides mineurs, comme prévu par la loi sur les déchets radioactifs de 2006. En séparant, outre le plutonium comme on le fait déjà, mais aussi les actinides mineurs, on ramènerait le niveau des déchets de haute activité à une durée de vie de 300 ans, au lieu des 20.000 ans actuels nécessaires pour atteindre le niveau de radiotoxicité de l'uranium naturel.

12. LE TRANSPORT DES MATIÈRES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE

De nombreuses matières sont élaborées au cours du cycle du combustible ; ces matières, depuis le minerai jusqu'aux éléments combustibles MOX et aux déchets ultimes, sont développées dans des sites et usines multiples, notamment : la mine, l'usine de conversion, l'usine d'enrichissement, l'usine de fabrication de combustibles, les centrales nucléaires, l'usine de retraitement, l'usine de fabrication des combustibles recyclés, les différents sites de stockage des déchets.

Il en découle que ces matières font l'objet de transports (voir fiche GAENA N°8). En tant que combustible nucléaire, ils sont au nombre d'environ 640 par an (300 pour le combustible neuf, 250 pour le combustible irradié, 30 pour le combustible MOX et 60 pour la poudre d'oxyde de plutonium). Ce nombre est à comparer aux 900 000 colis de matières radioactives qui sont transportés tous les ans, et dont 85 % ne concernent pas le cycle du combustible nucléaire : ce sont des matières à usage médical, pharmaceutique ou industriel.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

SÛRETÉ ET SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

Système de détection d'accident de criticité homologué par le CTHIR

A toute activité humaine est associé un danger potentiel.
Les dommages générés par ce dernier peuvent être très importants si les mesures nécessaires pour éviter qu'il ne survienne ne sont pas prises.
De ce fait toute action préventive effectuée avant d'entreprendre une activité, diminue la probabilité de voir le danger se matérialiser.

La sécurité et la sûreté sont l'élaboration, la mise en œuvre et le suivi de toutes les actions préventives ainsi que toutes les mesures à prendre pour limiter les dommages au minimum en cas d'accident.

Dans le domaine du nucléaire des dangers spécifiques existent mais ils sont bien identifiés et les moyens efficaces pour s'en protéger sont connus.

La sécurité nucléaire est un ensemble qui comprend :

- la sécurité nucléaire
- la radioprotection
- la prévention et la lutte contre les actes de malveillance
- et les dispositifs de la sécurité civile à mettre en place en cas d'accident

La sûreté nucléaire concerne les installations depuis leur conception jusqu'à leur démantèlement ainsi que toutes les mesures relatives à leur fonctionnement.

La sécurité et la sûreté concernent aussi les transports de matières radioactives qui font l'objet de la fiche GAENA N° 8 : « Le transport des matières radioactives »

Exemple d'appareils de radioprotection

Source : IRSN - **Vérifier la conformité, caractériser ou contrôler les instruments de radioprotection**

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 20 Ind. 4 du 9 avril 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

SÛRETE ET SÉCURITE NUCLÉAIRE

L'identification des **Dangers**, l'évaluation des **Risques**, la mise en place des moyens de **Sûreté**, la spécification des actions de la **Sécurité Nucléaire** constituent, en France, les éléments incontournables des programmes nucléaires.

1. PRÉSENTATION DU DANGER ET DU RISQUE : DEUX NOTIONS DISTINCTES

Le ***danger*** est tout phénomène qui peut menacer des individus, des populations, des écosystèmes (ensembles en équilibre de populations humaines, végétales, animales), des systèmes matériels (bâtiments, maisons, structures industrielles) ou symboliques (connaissances).

On appelle ces quatre ensembles les **cibles** possibles du danger.

Le risque est une mesure du danger qui se définit par sa **fréquence** (ou sa probabilité) et sa **gravité** (liée aux dommages qu'il peut causer à une ou plusieurs des quatre cibles qu'il atteint).

L'évaluation du risque qui prend en compte ces deux paramètres est une expression mathématique quantifiable. Si le danger n'atteint pas la cible, il n'y a pas de risque.

2. LES DANGERS LIÉS À LA MISE EN ŒUVRE DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

Chaque fois que l'on met en œuvre de l'énergie provenant des atomes, appelée énergie nucléaire, on peut générer, suivant le type de mise en œuvre, quatre phénomènes pouvant menacer une ou plusieurs des cibles décrites ci-dessus, donc quatre dangers :

- **le danger d'irradiation**, lié aux **rayonnements ionisants** émis notamment par les matières dites radioactives
- **le danger de contamination** lié à la dispersion de cette matière radioactive sous forme de poussières ou de gaz
- **le danger de criticité** lié au rassemblement d'une masse de matière radioactive suffisante pour générer une réaction nucléaire en chaîne (fission pour les éléments très lourds comme : Plutonium, Thorium
- **le danger lié à l'énergie libérée en permanence par toute matière radioactive** sous forme de chaleur. Cette chaleur doit être évacuée car, dans le cas de grandes quantités de matières radioactives, l'échauffement peut engendrer la fusion de la matière et sa dispersion ou favoriser un **accident de criticité**

3. LA RÉDUCTION DES RISQUES NUCLÉAIRES

On peut donc écrire que les principaux risques d'une installation dite "nucléaire" sont les suivants :

- **risque d'irradiation,** c'est-à-dire d'exposition à des rayonnements ionisants
- **risque de contamination,** c'est-à-dire de dispersion de matière radioactive
- **risque de criticité,** c'est-à-dire de rassemblement d'une masse de matière radioactive suffisante pour créer une réaction nucléaire en chaîne avec émission brutale de rayonnements ionisants et d'énergie
- **risque lié à la non évacuation de l'énergie** émise par toute matière radioactive et notamment de l'énergie thermique

Pour réduire ces risques, la sûreté nucléaire définit ***quatre fonctions de sûreté*** :

- réduire l'irradiation au minimum
- éviter la contamination
- éviter la criticité non contrôlée
- évacuer l'énergie résiduelle.

Ces quatre fonctions de sûreté doivent être assurées **en permanence** à tous les stades de vie de l'installation, de sa conception à son démantèlement.

Pour ce faire, la sûreté nucléaire définit une stratégie : ***la défense en profondeur***.

L'étude de risque permet de définir ***des barrières*** pour assurer ces fonctions de sûreté.
Ces barrières sont tous les moyens de prévention, protection, prévision, intervention, qu'ils soient de nature **technique** (par exemple des barrières de confinement) ou liés à une **intervention humaine** (par exemple des procédures comme les procédures qualité ou les procédures ultimes pour l'intervention en cas d'accident.)

La défense en profondeur est une ***stratégie de gestion*** de ces barrières qui va les organiser sous forme de ***trois lignes de défense*** successives :

- la **prévention générale** : éviter que les événements se produisent
- la surveillance ou la détection : anticiper les événements par des contrôles, des tests, des redondances, la gestion par la qualité, détecter les événements s'ils surviennent
- les **moyens d'action et de traitement** : limiter les conséquences des événements et faire en sorte qu'ils ne puissent pas se reproduire

Cette défense en profondeur se fait par le ***management***, les ***règles*** qui en découlent et **l'*organisation*** permettant notamment le ***suivi des barrières*** et l'établissement du ***plan d'intervention***, qui sera défini plus loin.

A titre d'exemple, si l'on applique **la défense en profondeur** à la fonction de sûreté "éviter la contamination", on définit les barrières de confinement qui sont des barrières techniques.
Dans un réacteur nucléaire à eau pressurisée (dit "PWR"), trois barrières successives de confinement isolent le combustible nucléaire radioactif de l'environnement :

- 1ère barrière : la gaine métallique étanche qui contient le combustible nucléaire
- 2ème barrière : le circuit primaire étanche du réacteur et notamment la cuve qui contient le cœur du réacteur (assemblage des gaines métalliques et de leur combustible nucléaire)
- 3ème barrière : l'enceinte étanche du réacteur qui contient le circuit primaire et qui est en béton précontraint très résistant

4. SÉCURITÉ NUCLÉAIRE ET SÛRETE NUCLÉAIRE

Considérations générales : Sécurité et **sûreté** sont des mots qui, étymologiquement parlant, signifient la même chose : en absence de danger, on se sent en sécurité ou en sûreté : c'est un **état**.

La pratique leur a donné des sens différents qui varient avec les cultures d'entreprise.

4.1. LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base (INB), ainsi qu'au transport de substances radioactives prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets (Loi 2006-686 du 13/6/2006 relative à la transparence et à la sécurité nucléaire).

4.2. LA SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

La sécurité nucléaire comprend : la sûreté nucléaire (voir ci dessus), la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de la sécurité civile en cas d'accident (voir annexe 1).

Pour plus de détails concernant la gestion de crise en cas d'accident nucléaire consulter la fiche GAENA N°18.

5. LES MISSIONS DE LA SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

C'est l'ensemble des actions destinées à assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes susceptibles d'être provoqués par les installations et lors des transports de matières nucléaires.

La sécurité nucléaire est donc plus large que la sûreté nucléaire et englobe cette dernière. Elle se traduit par **cinq missions.**

5.1. PREMIÈRE MISSION : LA PROTECTION RADIOLOGIQUE

La protection radiologique ou radioprotection est la mise en pratique à travers la réglementation française des principes des recommandations fondamentales de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR).

Elle a pour objectif de limiter, avec des usages de sécurités importantes, les expositions aux rayonnements jusqu'à des niveaux pour lesquels le risque sanitaire est sans signification.

La protection radiologique est appliquée en France via :

- une surveillance permanente de l'exposition des travailleurs
- une protection rigoureuse du public et de l'environnement. La protection du public contre les risques d'exposition aux rayonnements ionisants créés par les installations nucléaires est assurée par la limitation et un contrôle sévère des rejets dans l'environnement ainsi qu'une surveillance permanente de la radioactivité ambiante (dans l'air et dans les eaux). Des bilans d'activités rejetées sont faits régulièrement
- une adaptation continue de la réglementation par :
    1. l'application des normes de base de la Communauté Européenne de l'Energie Atomique
    2. des conditions d'utilisation et de surveillance des appareils de radiographie industrielle utilisant le rayonnement gamma
    3. des conditions d'utilisation des radioéléments
    4. l'harmonisation des mesures de la radioactivité de l'environnement et des denrées destinées à la consommation.

5.2. DEUXIÈME MISSION : LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Le risque potentiel dû à l'utilisation de l'énergie nucléaire doit être évalué « a priori ». L'acceptation de ce risque est un « choix de société » et, comme tel, est de la responsabilité des pouvoirs publics pour établir le « **risque acceptable ».**

Pour diminuer le risque, il faut accroître le niveau de sûreté des installations. C'est ce qui est fait en particulier en France.

Les deux volets de la sûreté nucléaire sont, comme nous l'avons vu :

- la sûreté technologique : les mesures de sûreté technologique couvrent les phases de conception, de fabrication, de modification des infrastructures et du choix de matériel ainsi que la définition d'un ensemble de règles générales d'utilisation
- la sûreté d'exploitation : les mesures de sûreté d'exploitation couvrent la définition et la tenue à jour des autres règles d'utilisation de façon à respecter la réglementation établie, pour les mesures technologiques ; ainsi les règles à prendre en compte au niveau de chaque installation sont relatives :
    - à l'organisation des services et des tâches
    - au personnel exploitant
    - au maintien du milieu adapté

Elles sont de la responsabilité des organismes chargés de l'exploitation des installations. La sûreté nucléaire conduit à **l'analyse de sûreté**.

5.3. TROISIÈME MISSION : LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT

Les installations sont classées en fonction de leurs « potentiels » de dangers ou d'inconvénients. L'examen de ces potentiels est effectué via des « **Etudes d'environnement** ».

Le but des études d'environnement est de participer aux choix des sites et de s'assurer que les impacts de l'installation sont acceptables pour le milieu environnant.

Leur conclusion entraînera notamment la fixation, par les autorités de l'état, **d'autorisations de niveaux de rejets** d'effluents gazeux, liquides et solides, ne devant pas être dépassés, dans les limites que les études d'environnement auront démontrées comme étant non dangereuses.

Une distinction sera faite entre :

- les études de sites
- les études d'impact

5.3.1. Les études de site

D'une façon générale les critères à prendre en compte pour la création d'INB (Installation Nucléaire de Base, exemple : une centrale électronucléaire) ou d'INBS (Installation nucléaire de Base Secrète, exemple : un arsenal nucléaire) peuvent être classés en :

- critères d'utilité (publique ou militaire)
- critères de faisabilité
- critères de sûreté
- critères d'impact

Objectifs : déterminer les risques pour l'environnement qui pourraient être dus à l'installation nucléaire.

5.3.2. Les études d'impact

Elles sont principalement destinées à étudier les impacts de l'installation sur l'environnement :

- lors d'un fonctionnement normal
- lors d'un fonctionnement accidentel

5.3.3. Les transports

De nos jours environ 200 000 transports annuels de colis de matières radioactives transitent sur le territoire français. A peine un cinquième du flux annuel est relatif à l'industrie nucléaire, le restant étant dû à l'utilisation de sources radioactives pour des applications médicales.

Les risques potentiels de ces transports sont différents et pour chacun d'entre eux il est nécessaire de prendre en compte :

- les agressions pouvant intervenir durant le transport
- les agressions du transport dans l'environnement.

5.4. QUATRIÈME MISSION : PROTECTION ET CONTRÔLE DES MATIÈRES NUCLÉAIRES

Principe de base : Les dispositions visant à assurer la protection et le contrôle des matières nucléaires s'inspirent des principes suivants :

- nécessité d'une autorisation de l'Etat pour détenir ou transporter des matières nucléaires
- responsabilité du détenteur et du transporteur qui doivent assurer le contrôle des matières nucléaires ou des mesures appropriées de suivi, de comptabilité, de confinement, de surveillance et de protection physique
- contrôle de l'Etat sur l'ensemble des mesures

5.5. CINQUIÈME MISSION : CONDUITE À TENIR EN CAS D'INCIDENT OU D'ACCIDENT

La conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident est définie dans des plans de prévention des risques et des plans d'interventions notamment en ce qui concerne les installations classées de type SEVESO et les transports de matières radioactives. Ce sujet important est traité dans l'annexe 1.

6. CONCLUSION

En conclusion, la Sécurité Nucléaire est un ensemble d'actions émergeant de domaines très différents et regroupant techniques, procédures et réglementations, organisées sous forme d'une stratégie.
Toutes ces actions ont comme point commun dans l'esprit la protection des personnes (public et travailleurs), des biens et de l'environnement.

C'est de cette stratégie qui a montré son efficacité, que cherche à s'inspirer aujourd'hui le monde industriel, non concerné par le nucléaire, pour éviter les accidents et en limiter leurs effets.

ANNEXE 1

CONDUITE EN CAS D'INCIDENT ET D'ACCIDENT NUCLÉAIRE

Cette annexe complète la fiche n°20 «Sûreté et sécurité nucléaire», elle développe la 5ème mission de la sécurité nucléaire.

1. CLASSEMENT DES INCIDENTS ET ACCIDENTS

Comme pour les séismes, une échelle internationale de gravité des incidents et accidents nucléaires et radiologiques a été définie. C'est l'échelle INES (International Nuclear Event Scale).

Graduée de 0 à 7 par ordre croissant de gravité, elle est destinée à faciliter la perception par le public et les médias de l'importance des événements.

Les événements ayant un impact sur la sûreté des installations nucléaires et des transports de matières radioactives, ainsi que sur la radioprotection du public relèvent de cette échelle. Ils sont classés selon 8 niveaux (de 0 à 7) suivant leur importance :

- les événements des niveaux 1 à 3 sont qualifiés d'incidents,
- ceux des niveaux supérieurs (4 à 7) sont qualifiés d'accidents.
- les événements sans importance du point de vue de la sûreté sont classés au niveau 0 et qualifiés d'«écarts».

2. EN CAS D'INCIDENT OU D'ACCIDENT

La conduite à tenir est définie comme l'ensemble des mesures à prendre en prévision et en cas d'accident ou d'incident pour ramener la situation à un état stable et maîtrisé avec pour objectif de revenir à une situation normale.
Les moyens mis en œuvre dans le cadre des différents plans d'intervention sont :

2.1. PLAN D'URGENCE INTERNE (PUI)

Chaque installation nucléaire telle que définie au décret du 11/12/1963, ou site nucléaire regroupant plusieurs installations nucléaires, fait l'objet d'un PUI précisant l'organisation et les moyens à mettre en œuvre sur le site en cas de situation accidentelle. L'élaboration de ce PUI est une obligation de l'exploitant de l'installation ou du site concerné, et relève ainsi de sa responsabilité. Le PUI est généralement construit suivant un schéma-type :

- une première partie présente le site, son organisation et ses moyens d'intervention
- une seconde partie traite de la conduite de l'intervention en cas de situation d'urgence. Le PUI. prévoit les mesures immédiates (ou réflexes) de sauvegarde, de mise en place des premiers

secours, d'alerte et d'élaboration d'un premier diagnostic. Il s'agit de la réponse de l'exploitant face à une situation d'urgence nécessitant la mobilisation de toute ou partie de son organisation de crise, ainsi que les interfaces avec les instances nationales

NB : Au sein de cette seconde partie figurent les études de danger établies pour chaque installation qui permettent de dimensionner l'organisation, les mesures et les moyens devant être mis en œuvre selon des scénarios majeurs ("enveloppes") mais néanmoins réalistes.

2.2. PLAN PARTICULIER D'INTERVENTION (PPI)

Le PPI est établi en vue de la protection des populations, des biens et de l'environnement pour faire face aux risques de certaines installations. Il constitue un volet des dispositions spécifiques du plan ORSEC départemental et est donc sous la responsabilité du Préfet.

Le PPI a un caractère opérationnel et détaille les mécanismes d'intervention des divers services qui peuvent être appelés à participer aux opérations de protection et de secours (information et protection des populations, diffusion de l'alerte, acteurs mobilisés, ...).
En cas de déclenchement du PPI (décidé par le Préfet, en concertation avec l'exploitant du site concerné) suite à l'occurrence d'un incident ou un accident, un certain nombre d'acteurs de l'organisation nationale de crise (voir fiche GAENA N° 18) vont être mobilisés, parmi lesquels :

- Le Poste de Commandement Décisionnel (PCD) du centre ou de l'établissement impliqué, représentant l'autorité décisionnelle concerné par l'évènement
- le Poste de Commandement Opérationnel (PCO) de l'exploitant impliqué
- L'Equipe Technique de Crise locale (ETC-L) et National du centre ou de l'établissement concerné, constituée de cellules d'expertise pour le diagnostic de l'installation sinistrée et le pronostic des conséquences pour la population et l'environnement
- L'Autorité de Sûreté Nucléaire et l'Autorité de Sûreté Nucléaire de Défense
- L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, et en particulier son Centre Technique de Crise (CTC)
- La Direction de la Sécurité Civile du Ministère de l'Intérieur
- Le Centre Opérationnel Départemental du Préfet, en charge de la protection des personnes et des biens dans le domaine public, qui est le responsable de l'organisation de l'intervention et des secours hors du site accidenté lors d'urgences nucléaires
- Le Ministère de l'Intérieur a la responsabilité générale de l'organisation de l'urgence sur terrain civil. Il s'appuie sur le Centre Opérationnel de Gestion Interministérielle de Crise qui coordonne l'emploi opérationnel des moyens nationaux d'intervention
- La Direction de la Sécurité Civile du Ministère de l'Intérieur
- Le Comité Interministériel aux Crises Nucléaires et Radiologiques veille quant à lui à la cohérence de l'action gouvernementale des Ministères concernés (Intérieur, Santé, Défense, Industrie…). Il est piloté par le Premier Ministre
- Si besoin, le Poste de Coordination Intervention Nucléaire du centre CEA/Le Ripault, chargé de la mobilisation et du suivi technique des équipes d'intervention déployées sur le terrain (voir ci-après)

2.3. MISSION D'ASSISTANCE DES POUVOIRS PUBLICS

Le CEA est doté d'une structure lui permettant de porter rapidement assistance en cas d'urgence suite à un évènement à caractère radiologique ou potentiellement radiologique, à la demande des pouvoirs publics (réquisition du Préfet territorialement compétent), sur saisine écrite du Directeur Général de l'Autorité de Sûreté Nucléaire ou encore sur saisine écrite du Haut Fonctionnaire de Défense et de Sécurité du Ministère en charge de la prévention des risques et de la protection de l'environnement.

Cette capacité d'intervention d'urgence repose sur des ZIPE (Zone d'Intervention de Premier Echelon) et des ESI (Equipements Spécialisés d'Intervention) constitués par des moyens humains et matériels de l'Etablissement public CEA, ainsi que ceux d'AREVA/La Hague, prévus par le protocole CEA et AREVA du 11 décembre 2002. Cette assistance peut se traduire, après accord de l'autorité responsable des secours, par l'intervention du CEA sur les lieux de l'évènement.

2.3.1. ZIPE

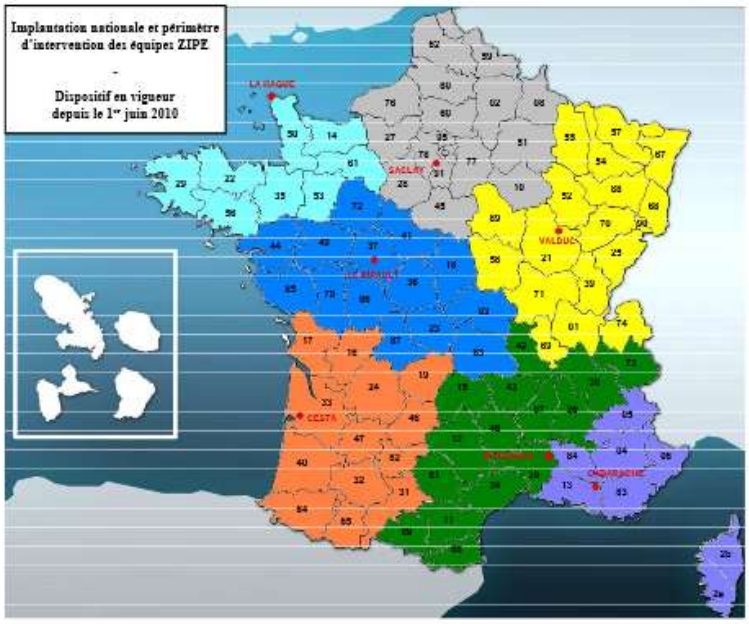
Les équipes ZIPE, renforcées si nécessaire par les moyens complémentaires des ESI, sont au nombre de 7 depuis le 1er juin 2010. Leur maillage géographique leur permet d'intervenir dans les meilleurs délais sur le territoire national selon un découpage départemental indiqué sur la figure ci-après.

Chaque équipe de Zone d'Intervention de Premier Echelon est constituée de personnels en astreinte mobilisables 24h/24. Elles comprennent au minimum un ingénieur (ou assimilé) et un technicien en radioprotection.
Ces équipes sont disponibles (départ du centre CEA ou AREVA concerné) dans un délai maximum de 2 heures après notification par le Poste de Coordination d'Intervention Nucléaire du CEA-Le Ripault.

Les équipes ZIPE disposent au minimum d'un véhicule d'intervention nucléaire équipé de matériels de mesure radiologique. Elles peuvent à la demande de responsable du secours établir un premier diagnostic de la situation radiologique et mettre en œuvre les mesures de mise en sécurité immédiate de la zone.

Les plans d'intervention font l'objet d'exercices au niveau local, zonal ou national. Ces exercices sont destinés à s'assurer que les moyens et l'organisation prévus sont adéquats et efficaces pour les interventions sur les cas d'accidents retenus.

Localisation des équipes ZIPE du CEA et AREVA/LA HAGUE ➔



2.3.2. ESI

Les ESI sont des moyens lourds et spécialisés qui peuvent être engagés comme moyens complémentaires des équipes ZIPE sur le terrain. A titre d'exemple, les ESI comprennent des dispositifs mobiles de surveillance atmosphérique, des moyens de décontamination de personnels et de matériels, des moyens de transmission, des dispositifs héliportés de cartographie aérienne de zone contaminé (système HÉLINUC).

L'ensemble de ce dispositif est complété, en tant que de besoin, par des laboratoires de mesure et les dispositifs spécialisés de calculs d'impact radiologique des opérateurs (EDF, CEA, AREVA) ainsi que des moyens du GIE INTRA.

2.3.3. GIE INTRA

Le GIE-INTRA est un Groupe d'Intervention robotique sur les accidents (EDF/CEA/AREVA) qui dispose de systèmes de mesure très spécifiques, mobilisables en situation d'urgence radiologique ou post-accidentelle ainsi que des moyens robotisés permettant l'intervention en milieu fortement contaminant ou irradiant.

3. L'INFORMATION DU PUBLIC ET LE TRANSPARENCE

La loi TSN du 13 juin 2006, relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (TSN), qui a créé l'ASN, a renforcé la transparence et le droit à l'information en matière nucléaire : **« La transparence en matière nucléaire est l'ensemble des dispositions prises pour garantir le droit du public à une information fiable et accessible en matière de sécurité nucléaire »**.

Dans ce cadre, l'ASN renforce ses propres actions en matière de transparence par une communication active envers le grand public, les médias, le public institutionnel et les professionnels. Elle soutient l'action des Commissions Locale d'Information (CLI) et du Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN).

GAENA
(ex GASN)

Fiche N°21 Ind. 4 du 28 Septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE PLUTONIUM

PRÉAMBULE

La production d'énergie par réactions nucléaires requiert des atomes fissiles (qui peuvent être cassés par des neutrons), dans la nature, seul existe l'uranium-235 qui, associé à l'uranium-238 largement prépondérant, produit du plutonium 239 [1] .
Dans ce domaine comme dans beaucoup d'autres, l'homme n'a fait qu'imiter la nature. Contrairement à une opinion très répandue, le plutonium n'est pas un élément artificiel créé par des apprentis sorciers ne se souciant pas des conséquences de leurs actes.

Cet élément a existé depuis le début de l'univers et continue d'exister naturellement sur notre planète. Présent partout dans la croûte terrestre, il est formé par le rayonnement neutronique ambiant, initié par le rayonnement cosmique venant du soleil, agissant sur les atomes d'uranium.
Du plutonium 239 a été généré également lors du fonctionnement des réacteurs naturels d'Oklo, il y a deux milliards d'années (voir fiche GAENA N°14). Sa présence dans la pechblende venant du Canada a été mise en évidence dès 1942, par SEABORG et PERLMAN, un an après sa synthèse ou ''découverte''. Néanmoins l'histoire du plutonium a vraiment débuté avec la domestication par l'homme de l'énergie nucléaire.

Dès 1934, Irène et Pierre JOLIOT-CURIE ont démontré la possibilité de générer des radioéléments en irradiant par un flux de particules des éléments stables ou radioactifs. Une recherche intense se développe alors dans le monde et de nombreuses expérimentations sont effectuées.

La première génération de l'élément plutonium est obtenue en décembre 1940. A l'Université de Californie (Berkeley), SEABORG et ses collaborateurs SEGRE et WAHL obtiennent l'isotope 238 en bombardant une cible constituée d'uranium 235 par des noyaux d'hydrogène lourd (deutons) accélérés dans un cyclotron. Cette même équipe, dès l'année suivante, découvre le plutonium 239 en soumettant une cible d'uranium 238 à un flux de neutrons et démontre le caractère fissile de cet isotope. Avec le démarrage du projet Manhattan visant à doter les Etats-Unis de l'arme nucléaire, le premier microgramme de plutonium, sous forme d'oxyde solide, est isolé le 20 août 1942 par CUNNINGHAM et WERNER.

En France, l'histoire du plutonium commence avec le démarrage de la pile ZOE en décembre 1948. Onze mois plus tard, presque jour pour jour, GOLDSCHMIDT et ses collaborateurs, Pierre REGNAUT, Jean SAUTERON et André CHESNE réalisent la séparation du premier milligramme de plutonium dans un élément combustible de la pile dans le laboratoire du centre du Bouchet. Ce premier ''retraitement'' est suivi d'une mise au point industrielle d'un procédé de production de plutonium, également à des fins militaires, dans l'usine pilote de Chatillon. L'année 1958 voit le démarrage de l'usine du centre de production de Marcoule. Le premier lingot de plutonium est élaboré le 20 février 1959 à partir de combustibles irradiés dans la pile G1. Enfin, une année plus tard, la première explosion d'un engin nucléaire (« gerboise bleue ») est réalisée à REGGANE.

Après ces démonstrations explosives du caractère énergétique du plutonium, vient, comme pour l'uranium, l'ère de son utilisation pacifique.

1. CARACTÉRISTIQUES DU PLUTONIUM

Elément chimique de numéro atomique 94, le plutonium doit son nom, par analogie avec les éléments qui l'ont précédé dans la classification périodique, l'uranium et le neptunium, à la planète Pluton découverte après Uranus et Neptune, et non au dieu des morts de la mythologie.
La période du Pu 239 est de 24 110 ans.

[1] *A noter que dans le cadre de Génération-IV (voir fiche GAENA N°22), la filière à base de thorium est aussi étudiée, mais il faudra utiliser dans un premier temps un isotope fissile (U-235, Pu-239) pour générer de l'U-232 fissile à partir de Th-233, isotope naturel fertile, et consommer le thorium naturel.*

C'est un métal argenté brillant, de densité très élevée (19,8). Ses propriétés physico-chimiques sont complexes et ont fait l'objet d'un nombre d'études considérable dans le monde.

Il existe des isotopes du plutonium ayant des nombres de masse atomique compris entre 236 et 244. Le métal peut exister sous six formes cristallines entre la température ambiante et son point de fusion (640 °C). L'élément plutonium peut présenter en solution cinq états d'oxydation.
Cette grande diversité d'états lui a donné la réputation d'élément difficile chez les scientifiques et les ingénieurs qui ont eu à assurer son élaboration et son utilisation.

Actuellement, pour son emploi civil dans la production d'énergie, la physique et la chimie de cet élément sont bien connues et totalement maîtrisées après l'acquis de plus d'un demi-siècle d'expérience scientifique et technologique. Cependant, des études sont poursuivies sur l'ensemble des actinides dont le plutonium fait partie.

2. TOXICITÉ DU PLUTONIUM

Le plutonium apparaît dans l'opinion publique comme le poison radioactif le plus redouté.
Cette réputation n'est pas fondée sur l'observation de ses effets toxiques sur l'homme, car les faits cliniques sont très rares.
Dans les deux premières décennies de sa production et de sa mise en œuvre, il a été identifié, aux Etats-Unis, environ un millier de travailleurs qui étaient porteurs d'une contamination interne avoisinant ou dépassant la limite tolérée à l'époque. Après plus de trente années de suivi médical, aucune de ces personnes exposées n'a développé de cancer. En Russie par contre, des observations sur des employés de la firme Mayak permettent de distinguer d'indiscutables effets pathologiques liés à une exposition au plutonium.

Le plutonium, depuis plus d'un demi-siècle, a été l'objet de l'attention des radio-pathologistes dans le monde entier. Cette sollicitude est justifiée :

- par ses caractéristiques d'élément peu soluble, retenu longtemps dans le poumon après inhalation et dans la plupart des tissus après transfert dans le sang. Il est à noter que son ingestion est mille fois moins dangereuse que son inhalation
- par ses caractéristiques radioactives d'émetteur alpha de longue période physique

Le plutonium partage cette forte toxicité radioactive avec le radium et le polonium, éléments naturels qui sont entre cinq fois et mille fois plus dangereux à masses égales.
La grande prudence, qui a résulté tout à la fois de la connaissance initiale du risque et de la quasi permanence des études, en fait un exemple de maîtrise quasi parfaite de mise en œuvre d'éléments dangereux que génèrent les activités humaines (voir fiche GAENA N°11), Principe de Précaution). En particulier, les connaissances disponibles sur ses modes de transfert et son métabolisme, ainsi qu'une technologie de protection très avancée, ont pour conséquence un nombre très faible d'incidents significatifs dans le monde, a contrario de ceux dus à la mise en œuvre du radium.

Les effets de l'exposition au plutonium par ingestion, inhalation et injection par blessure sont bien appréhendés et ne révèlent pas les caractéristiques d'un super toxique comme il est habituellement retenu pour les toxines biologiques, immédiatement mortelles à des concentrations des millions de fois plus faibles que celles qui pourraient, pour le plutonium, provoquer l'apparition tardive d'un cancer (15 à 45 ans de latence).
La disponibilité de toutes ces connaissances n'a pas interrompu la poursuite des recherches (voir publications du CEA sur www.cea.fr).

3. PRODUCTION DU PLUTONIUM

Les réactions de fission de l'uranium 235 qui se produisent dans le combustible des réacteurs nucléaires s'accompagnent de réactions de capture de neutrons par l'uranium 238 contenu également dans ce combustible. Cette capture transforme cet isotope principalement en plutonium 239, puis en isotopes plus lourds (240, 241,…).

Dans les réacteurs électrogènes, le plutonium produit est plus chargé en isotopes lourds pour les taux de combustion et les durées de séjour du combustible. L'isotope 239 demeure cependant le plus abondant.

Le plutonium qui se forme dans les combustibles est partiellement consommé par fission lors de son séjour dans le réacteur et de ce fait compense partiellement la disparition des atomes d'uranium 235. Cette fission du plutonium contribue pour un tiers à la production d'énergie libérée par un combustible.

Pour être plus précis, une tonne de combustible neuf contient environ 30 kilogrammes d'uranium 235 et 970 kilogrammes d'uranium 238.

Lors de son séjour en réacteur dans les conditions d'exploitation actuelles, 20 kilogrammes de plutonium sont formés dont 10 kilogrammes détruits par fission donnant 10 kilogrammes de produits de fission, 20 kilogrammes d'uranium 235 subissent la fission en générant 20 kilogrammes de produits de fission.
Au terme de ce premier cycle de production d'énergie, il demeure donc dans une tonne de combustible usé 10 kilogrammes d'uranium 235, 950 kilogrammes d'uranium 238 et 10 kilogrammes de plutonium. Le potentiel énergétique de ce plutonium est considérable. En effet, sa fission peut libérer une énergie de 220 millions de kWh et donc générer 70 millions de kWh d'électricité.

Le fonctionnement des réacteurs du parc électronucléaire français génère environ 10 tonnes de plutonium chaque année. Contenu dans les combustibles usés stockés dans les piscines des centrales nucléaires ou de l'usine de la Hague en attente de retraitement, le plutonium est la propriété d'EDF qui en assure la gestion.
Le stock existant en France est de l'ordre de 150 tonnes essentiellement contenu dans les combustibles en cours d'utilisation ou usés stockés en piscine. Le stock mondial se situe autour de 1200 tonnes.
Cet important potentiel énergétique n'a évidemment que la valeur que peut lui donner la maîtrise de sa libération.

4. UTILISATION ACTUELLE DU PLUTONIUM

Très tôt, les responsables français de l'énergie atomique prévoient d'utiliser pour la production nucléaire d'électricité le potentiel d'énergie que représente le plutonium formé dans le combustible des réacteurs électrogènes utilisés (filière graphite-gaz puis filière à eau sous pression).

La fission du plutonium peut être obtenue par des neutrons, qu'ils soient lents (réacteurs électrogènes actuels et EPR) ou qu'ils soient rapides (Phénix ou Superphénix).
L'intérêt de la mise en œuvre de neutrons rapides (tels qu'ils sont émis dans la fission) repose sur le fait que, dans cette option, les rendements de fission des différents isotopes du plutonium sont assez voisins. La fission par des neutrons ralentis (neutrons thermiques) privilégie les isotopes de masse impaire (^{239}Pu, ^{241}Pu, ^{243}Pu) et la formation d'isotopes plus lourds de cet élément.
En toute logique scientifique industrielle les nombreuses études et recherches en neutronique aboutissent en 1967 au démarrage sur le centre de Cadarache d'un réacteur pilote de faisabilité refroidi au sodium liquide, dénommé Rapsodie (rapide - sodium), sans vocation électrogène et de puissance thermique 40 MW. Parallèlement, un atelier-pilote, AT1, est construit sur le centre de la Hague pour démontrer la faisabilité du retraitement industriel du combustible usé des réacteurs rapides jusqu'à des taux de combustion très élevés.

Fin 1973, un réacteur pilote industriel à vocation électrogène et surgénératrice, de puissance électrique 250 MW, Phénix, diverge à son tour sur le centre de Marcoule. Enfin, après plus de vingt ans d'expérience préindustrielle, une tête de série industrielle, Superphénix, débute son fonctionnement sur le site de Creys-Malville.
Outre sa vocation de consommation et de valorisation du plutonium, cette filière de réacteurs à neutrons rapides (RNR) présente également l'avantage de permettre l'utilisation de l'uranium 238 non fissile par sa transformation en plutonium, destiné à être à son tour consommé en réacteur (d'où le nom de surgénérateur donné à ce type de réacteur). Cette possibilité est modulable et permet de maîtriser le bilan du plutonium.
Enfin, en vocation secondaire mais non négligeable, il est possible de transformer (incinérer) des éléments parmi les plus radiotoxiques présents dans les déchets, en éléments à vie courte. A ce stade du développement, il est envisagé le projet d'un parc de plusieurs réacteurs rapides associés à des installations de retraitement et de fabrication de combustibles.

Mais des difficultés technologiques affectant le fonctionnement de Superphénix, une croissance de la demande en énergie plus faible que celle prévue dans les années 1970, la chute du cours de l'uranium conduisent à différer le développement de cette filière et à privilégier la capacité des installations pour la destruction des déchets.
Enfin, en 1997, une décision, visant à donner satisfaction au lobby des opposants à l'énergie nucléaire, conduit à l'arrêt et au démantèlement de Superphénix, transformant des difficultés en renoncement. Ce renoncement a forcément eu un impact sur la crédibilité française dans ce domaine d'avenir. Les études sur la destruction des déchets sont reportées sur le réacteur Phénix, maintenu en survie.

Dès 1985, EDF prend la décision de recycler dans une partie de ses réacteurs producteurs d'électricité, du plutonium extrait dans les usines de retraitement sous forme d'un combustible mixte composé d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium, dénommé MOX. Le plutonium fissile remplace l'uranium 235.

Un combustible MOX peut contenir jusqu'à 7% de plutonium et 93% d'uranium appauvri. Au déchargement du réacteur, la teneur en plutonium d'un combustible MOX usé n'est plus que de 4,5 %, la consommation en plutonium d'un assemblage MOX compense la production en plutonium de deux assemblages combustibles standards à l'uranium.
Il est à noter que ce type de combustible est utilisé dans des réacteurs en Belgique et en Allemagne depuis près de quarante ans, d'abord à titre expérimental puis progressivement de façon industrielle.

Actuellement, environ 1000 tonnes de combustible uranium et 100 tonnes de combustible MOX sont déchargées chaque année en France du parc de réacteurs à eau sous pression. Après un séjour dans les piscines de réacteurs, les assemblages sont transportés à l'usine de retraitement de la Hague. Chaque année également, 850 tonnes de combustibles sont retraitées, produisant environ 8,5 tonnes de plutonium séparé, destiné à être recyclé sous forme de MOX.

Les actions de recherche et développement en cours visent essentiellement :

- à obtenir des combustibles MOX présentant un niveau énergétique équivalent aux assemblages combustibles uranium actuel
- à obtenir une teneur en plutonium maximale dans le mélange d'oxydes

L'objectif final est d'atteindre la parité, c'est-à-dire l'égalité entre les flux de plutonium produit et séparé et le flux de plutonium consommé. Il faut signaler qu'un réacteur du type EPR peut être chargé totalement en combustible MOX.

5. MAÎTRISE DES RISQUES

Les dangers associés à la mise en œuvre du plutonium sont bien connus. Leur maîtrise passe essentiellement par le confinement de l'élément. Les techniques utilisées n'ont rien d'exceptionnel. Elles ont été développées depuis plus de cinquante années comme celles auxquelles il a été fait appel pour le confinement des substances biologiques dangereuses (toxines – virus) ou inversement pour la protection de produits ou matériels sensibles (salles blanches - atmosphères stériles ou chimiquement neutres).

Le risque de rassemblement de quantités de plutonium pouvant conduire à une réaction de fission incontrôlée (criticité) est maîtrisé par une comptabilité stricte limitant les masses et par la géométrie (forme, capacité) et la nature des équipements.

Pour les transits hors des installations et entre des établissements, ces mesures de prévention sont maintenues par, tout d'abord, l'usage de conteneurs spéciaux (FS 47, FS 65-1300, TN GEMINI) adaptés aux diverses formes sous lesquelles se trouve le plutonium. Ces matériels répondent tout à la fois aux nécessités de protection radiologique et de protection physique (contre toute agression) dans le cadre des règlements de transports des matières dangereuses et des matières nucléaires.
De plus, la protection des véhicules utilisés est fondée sur le concept de défense en profondeur, multipliant le nombre de barrières vis-à-vis de toute agression. Il est peut-être utile de rappeler que le déroulement d'un transport de matières nucléaires demeure sous surveillance permanente. Les dispositifs techniques, les modes opératoires et l'exécution des transports font l'objet de très fréquentes inspections auxquelles s'ajoute la vigilance des organisations opposées à l'industrie nucléaire.
A l'abri de toute banalisation, les transferts entre les sites industriels nécessitent annuellement, en France, environ deux cents transports de ce type.

6. CONCLUSION

Le plutonium formé actuellement lors de la production d'électricité par le parc nucléaire a une valeur énergétique certaine et démontrée.
Sa gestion actuelle par l'électricien national permet une maîtrise des stocks en conservant toutes les options ouvertes pour l'avenir.
Cependant il est évident que le développement durable de la production d'énergie par fission nucléaire passe par la mise en œuvre de réacteurs à neutrons rapides permettant tout à la fois la valorisation énergétique du plutonium, la destruction de certains déchets et surtout l'utilisation optimale des ressources mondiales en uranium.
Sur les six options étudiées pour la génération IV (voir fiche GAENA N°22), la moitié concerne des réacteurs à neutrons rapides.

GÉNÉRATION IV

Depuis les premiers réacteurs nucléaires électrogènes des années 1950, la conception des réacteurs a beaucoup évolué, et on a jugé utile de les classer en « générations » pour les distinguer.

La **première génération** visait le développement de la production d'électricité sur la base de réacteurs fonctionnant à l'uranium naturel (UNGG = uranium naturel (combustible), graphite (modérateur), gaz carbonique (caloporteur) pour la France, ou Magnox pour la Grande Bretagne), ou légèrement enrichi (réacteur modéré et refroidi à l'eau lourde pour les CANDU canadiens, réacteur modéré au graphite et refroidi à l'eau naturelle sous pression pour les RBMK soviétiques). Ne disposant pas d'enceinte de confinement, les réacteurs UNGG ont été arrêtés en France dans les années 90, après une vingtaine d'années de fonctionnement.

La **deuxième génération**, conçue dans les années 1970, visait à réduire la dépendance énergétique vis-à-vis du pétrole, dont l'épuisement annoncé a provoqué deux augmentations brutales du prix, qualifiées de « chocs pétroliers », en 1973 et en 1979.
Ce sont presque exclusivement des réacteurs modérés et refroidis à l'eau, soit bouillante (BWR = boiling water reactor) soit pressurisée (PWR = pressurized water reactor), ce qui nécessite un enrichissement de l'uranium en U-235. En France, leur développement s'est accompagné d'une politique de retraitement (traitement pour recyclage) des combustibles usés (voir fiche GAENA N° 7). L'accident de Three Mile Island (TMI) (voir fiche GAENA N° 45) en 1979 a montré l'importance de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave, puisque le cœur a fondu sans qu'il y ait eu de rejets radioactifs significatifs, qui auraient justifié une évacuation de la population.

La **troisième génération** est issue du retour d'expérience des accidents de Three Mile Island (1979) et de Tchernobyl (1986) (voir fiche GAENA N° 46). Les autorités de sûreté françaises (DSIN – devenue ASN) et allemandes (BMU) ont fixé les règles de sûreté commune, et les concepteurs (FRAMATOME – devenu AREVA-NP – et SIEMENS) et conçu le projet d'un réacteur qui puisse être accepté dans tous les pays européens : l'EPR (European Pressurized Reactor) (voir fiche GAENA N° 13).
Du point de vue de la sûreté, le point le plus marquant de ces réacteurs de 3ème génération est la construction d'une double enveloppe de confinement qui évite tout rejet même en cas de fusion du cœur, pour qu'il n'y ait **pas à évacuer** (même momentanément) la population avoisinante.
Outre cette exigence sociétale, d'autres exigences issues des notions de « développement durable » sont prises en considération : environnementale (moindre production de déchets radioactifs, meilleure utilisation du combustible) et économique (coefficient de disponibilité accru).

Cette conception, qui vise un très grand degré de confinement des matières radioactives, s'est concrétisée en Europe par une première commande à la firme AREVA, signée fin 2003 par la société d'électricité finlandaise TVO suivie d'une deuxième en décembre 2007, par EDF, pour la construction de l'EPR de Flamanville et une mise en service industriel en 2016.

Que pourra apporter de plus une **quatrième génération** ? Comme rappelé plus haut, les réacteurs de 2ème et 3ème génération consomment l'uranium-235 (après enrichissement) mais ce dernier ne représente que 0,7% de l'uranium naturel.
Les réacteurs de 4ème génération devront **brûler l'uranium-238**, qui représente plus de 99% de l'uranium naturel, et dont les réserves constituées en France permettront de satisfaire les besoins nationaux en énergie pour plusieurs millénaires.
En outre, ils permettront de **transmuter certains radioéléments à vie longue contenus dans les déchets**, afin de diminuer leur durée de vie donc leur radiotoxicité, tout en conservant le niveau optimal de sûreté atteint avec les réacteurs de 3ème génération.

Plusieurs applications potentielles sont présentées dans cette fiche, avec des objectifs diversifiés : utiliser les hautes températures générées pour développer de nouveaux moyens de production chimiques (fabrication de l'hydrogène par catalyse, par exemple), possibilité d'utiliser du thorium comme combustible (ce dernier est très abondant en Inde), unités de dessalement de l'eau de mer, etc.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608 - 91191 GIF sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 22 Ind. 4 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

GÉNÉRATION IV

1. LES GÉNERATIONS DE RÉACTEURS NUCLÉAIRES

Les réacteurs de 1ère génération étaient alimentés par de l'uranium naturel ou très faiblement enrichi (de type UNGG ou RBMK).

Les réacteurs de 2ème génération possèdent une enceinte de confinement : on a vu son importance lors du déroulement de l'accident de Three Mile Island (TMI) (voir fiche GAENA N°45) en 1979, et les conséquences de son absence avec l'accident de Tchernobyl (voir fiche GAENA N°46) en 1986.
L'accident de Fukushima en 2011 (voir fiche GAENA N°47), qui concerne 4 réacteurs BWR, et dont les rejets ont été 10 fois moindres qu'à Tchernobyl, a conduit à une évacuation de la population avoisinante.

C'est pourquoi les réacteurs de 3ème génération (l'EPR : European Pressurized Reactor) (voir fiche GAENA N°13) sont conçus une double enveloppe de confinement, en vue d'empêcher tout rejet même en cas de fusion du cœur, pour qu'il n'y ait **pas à évacuer** (même momentanément) la population avoisinante.

Qu'attend-on de plus d'une quatrième génération ? Les réacteurs de 2ème et 3ème génération consomment l'uranium-235 (après enrichissement) mais ce dernier ne représente que 0,7 % de l'uranium naturel. Les réacteurs de 4ème génération devront **brûler l'uranium-238**, qui constitue plus de 99 % de l'uranium naturel, et dont les réserves constituées en France permettront de satisfaire les besoins nationaux en énergie pour plusieurs millénaires.
En outre, ils permettront de **transmuter les déchets à vie longue**, tout en conservant le niveau optimal de sûreté atteint avec les réacteurs de 3ème génération.
Plusieurs technologies sont présentées dans cette fiche, avec des objectifs diversifiés : générer de hautes températures pour la chimie (fabrication de l'hydrogène par catalyse, par exemple), utilisation du thorium comme combustible (ce dernier est très abondant en Inde), dessalement d'eau de mer, etc.

2. L'EXPANSION DES BESOINS MONDIAUX (voir fiche GAENA N° 2)

L'assurance d'un approvisionnement en énergie est la préoccupation permanente des pays pauvres en pétrole, en gaz, ou en charbon. Les échanges sociaux et économiques progressant entre les pays, c'est une vision mondiale qu'il faut aujourd'hui avoir présente à l'esprit.

Sur les six milliards d'habitants que compte aujourd'hui notre planète, deux milliards n'ont pas encore accès à l'électricité. Vers 2050 nous serons huit milliards. Pour répondre à cette demande des pays pauvres, il va falloir multiplier par 1,5 ou 2 la production mondiale d'énergie à l'horizon 2050, même en mettant en œuvre dès maintenant une politique d'économie de l'énergie dans les pays riches.

Cette demande croissante des ressources limitées de la planète (on annonce moins de 100 ans pour le pétrole et le gaz, et de 200 à 300 ans pour le charbon) pousse à l'augmentation des prix et à un rejet massif de CO_2, principal contributeur à long terme des gaz à effet de serre (voir fiche GAENA N°14).

3. LES AVANTAGES DU NUCLÉAIRE

- indépendance énergétique : même s'il est importé, l'uranium ne représente que quelques % du prix du MWh produit ; par ailleurs, l'uranium est réparti sur la planète, dans des pays politiquement sûrs
- pas de production de CO_2
- prix du kWh raisonnable (de l'ordre de celui du charbon), encore amélioré par les caractéristiques de l'EPR : durée de vie plus longue, rendement thermodynamique amélioré, moindre consommation de combustible et moindre production de déchets.

Rappelons que la France a mis au point le recyclage (voir fiche GAENA N°7) industriel des combustibles usés (plutonium et uranium), ce qui diminue la production de déchets de longue vie et les importations d'uranium.

4. DIVERSIFIER LES UTILISATIONS DU NUCLÉAIRE

Les réacteurs actuels sont à vocation principalement électrogène. Leur rendement de production électrique est voisin de 33 %, le reste de la puissance générée sous forme de chaleur est rejetée à l'environnement, comme pour toute machine thermique. On vise à augmenter ce rendement, et atteindre avec l'EPR un rendement de 38 %.
Des réacteurs fonctionnant à plus haute température permettront d'améliorer ce rendement (Phénix avait un rendement de 44 %) (voir www.energethique.com). Avec ces réacteurs, les dates d'épuisement des réserves d'uranium sont comparables à celles du charbon.

Mais un réacteur nucléaire est avant tout un producteur de chaleur et on peut envisager une plus grande utilisation à condition des satisfaire aux besoins de l'industrie :

- réacteurs hybrides " électricité + chaleur ", avec la cogénération
- réacteurs calogènes, fournissant :
  - de la chaleur à basse température (BT), vers 200°C, pour le chauffage urbain
  - de la chaleur à moyenne température (MT), entre 500 et 800°C, pour des applications
  - courantes, comme le dessalement de l'eau de mer
  - de la chaleur à haute température (HT), entre 1 000°C et 1 200°C, pour des applications
  - spécifiques, production d'hydrogène par exemple.

Les REP actuels, qui fonctionnent aux dessous de 350°C, ne peuvent être utilisés que pour des applications à basse température.

5. PRINCIPAUX OBJECTIFS DES RÉACTEURS DE 4EME GÉNÉRATION

Un inconvénient reproché au nucléaire est la production de déchets radioactifs, les plus pénalisants étant les actinides mineurs (neptunium, curium, et surtout américium). Par ailleurs, le plutonium ne peut être recyclé qu'une fois dans les REP actuels.
Les réacteurs de 4ème génération visent de préserver les avantages du nucléaire rappelés au § 3 et d'en améliorer les performances :

- déchets nucléaires : les réacteurs consommeront le plutonium et pourront transmuter les actinides mineurs
- consommation des matières fertiles (uranium-238, thorium-232), assurant une source d'énergie fiable pour des siècles
- diversification des applications thermiques, en produisant de la chaleur industrielle à haute température.

Par leur conception économique et écologique, les réacteurs de 4ème génération nous font entrer dans l'ère du « développement durable » en matière d'énergie.

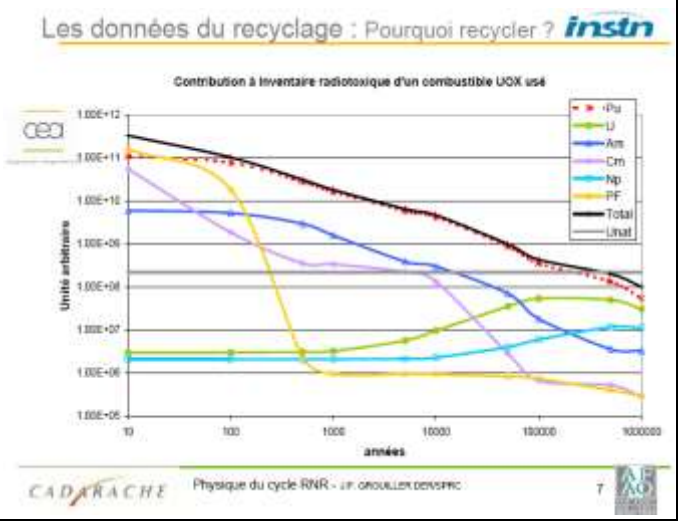
A propos du plutonium, son extraction a été décriée en raison de sa toxicité et du risque de prolifération.
Aujourd'hui, un nouveau procédé COEX^{TM} (voir fiche GAENA N°7) a été mis au point par le CEA et développé par Areva pour co-extraire le plutonium avec l'uranium, et ensuite refabriquer de la poudre de combustible par coprécipitation.

Ainsi, le plutonium n'est plus isolé, ce qui limite les possibilités de détournement frauduleux. Les nouvelles usines de retraitement qui seront vendues à l'étranger fonctionneront selon ce principe.
A propos des actinides mineurs (Np, Am, Cm), des procédés ont été mis au point au CEA-Marcoule pour les extraire sélectivement, ou de façon groupée avec les actinides majeurs (U, Pu). Groupés ou séparés, les actinides mineurs seront inclus soit de façon homogène, soit de façon hétérogène, dans les cœurs de 4ème génération.
On espère ainsi diminuer à quelques centaines d'années les durées au bout desquelles le stockage des déchets finaux sera revenu au niveau de la radioactivité naturelle de l'uranium (voir figure ci-après).

La figure ci-contre montre la décroissance en années (échelle logarithmique) de :

- en trait noir continu : l'inventaire du combustible, tel qu'il est stocké sans retraitement ; on voit l'importance prépondérante du plutonium (trait rouge discontinu) ; il faut 1 million d'années pour rejoindre le niveau de l'uranium naturel (ligne horizontale grise)
- en trait jaune, la décroissance des produits de fission ; le niveau naturel est rattrapé en 300 ans
- parmi les actinides mineurs, le neptunium est moins pénalisant que l'uranium, et le curium (ligne mauve) reste peu pénalisant ; par contre, l'américium n'atteint le niveau naturel qu'au bout de 10 000 ans.

Sa transmutation pour accélérer sa décroissance est un des enjeux majeurs des réacteurs de 4ème génération.



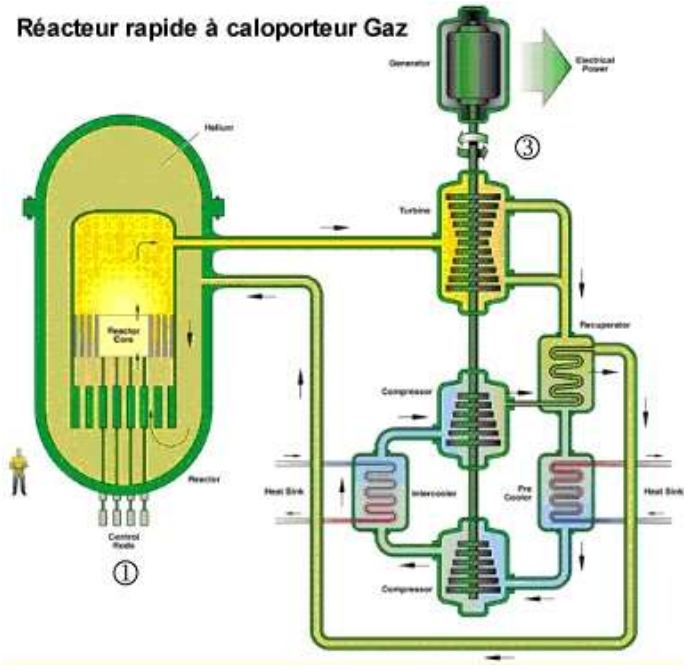
6. FORUM INTERNATIONAL " GÉNÉRATION IV "

Devant les besoins énergétiques croissants, le coût et/ou les difficultés d'approvisionnement des combustibles fossiles et le coût du CO_2 produit qu'il faudra faire disparaître, dix pays (Argentine, Brésil, Canada, France, Japon, Corée du Sud, Afrique du Sud, Suisse, Royaume-Uni et Etats-Unis), sur l'initiative en 2000 du DOE américain, se sont associés pour étudier les systèmes nucléaires de quatrième génération susceptibles d'être déployés dans la deuxième moitié du siècle.

Dès octobre 2002, après l'étude d'une première phase, une sélection de six systèmes nucléaires a été publiée. Ils permettent des avancées notables en matière de compétitivité économique, de sûreté, d'économie des ressources en uranium, et de réduction de la production de déchets radioactifs à vie longue.
Six concepts ont été retenus dans la sélection finale "GEN IV " dont on trouvera les schémas en annexe.

6.1. CONCEPT DE RÉACTEUR RAPIDE A CALOPORTEUR GAZ GFR – (Gas-cooled Fast Reactor System)

Le réacteur rapide à caloporteur gaz contient dans son cahier des charges les caractéristiques fondamentales des réacteurs nucléaires du futur.

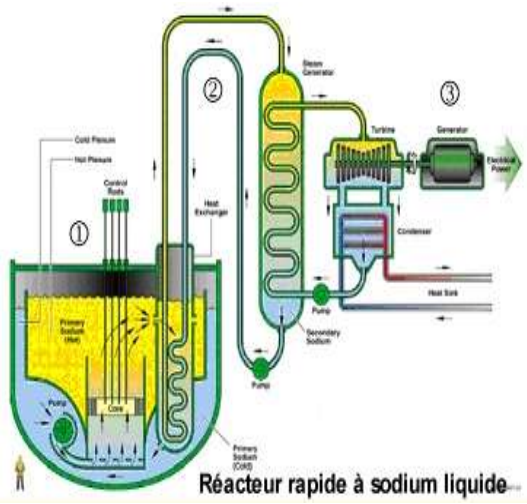


Combinant le spectre rapide et un cycle de combustible fermé, il offre la perspective d'une rentabilité maximale de l'uranium naturel, tout en minimisant les déchets ultimes et le risque de prolifération.
Opérant à hautes températures, il ouvre la voie à la production d'hydrogène ou au cycle de conversion direct à haut rendement thermodynamique.
Le réacteur proposé s'appuiera sur la technologie hélium développée par ailleurs pour les projets HTR. Ses spécificités sont le combustible et son cycle, le système et sa sûreté.

Les premières études ont déjà porté sur le combustible qui devra être dispersé et tenir à haute température (70% de carbures d'uranium et de plutonium, dans une matrice 30% en carbure de silicium).
On vise comme conditions de fonctionnement pour l'hélium à l'entrée de turbine : 70 bars et 850°C. Le rendement attendu serait de 70 %.

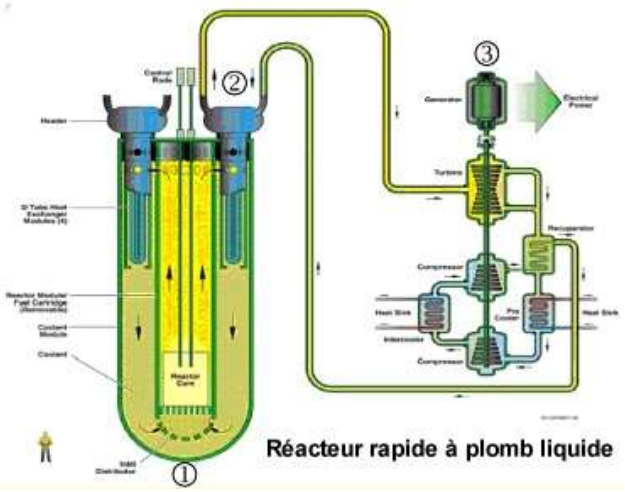
En Europe, le projet est porté par la République Tchèque, la Hongrie et la Slovaquie, qui reçoivent l'appui du CEA pour des études concernant le combustible et la sûreté, et d'AREVA pour les études qui ont été effectuées dans le cadre du projet ALLEGRO.

6.2. CONCEPTS DE RÉACTEURS A MÉTAUX LIQUIDES
SFR – (Sodium-cooled Fast Reactor System)
LFR – (Lead-cooled Fast Reactor System)



Les concepts à métaux liquides, du fait de leur spectre rapide, présentent un fort intérêt dans le contexte du développement durable.

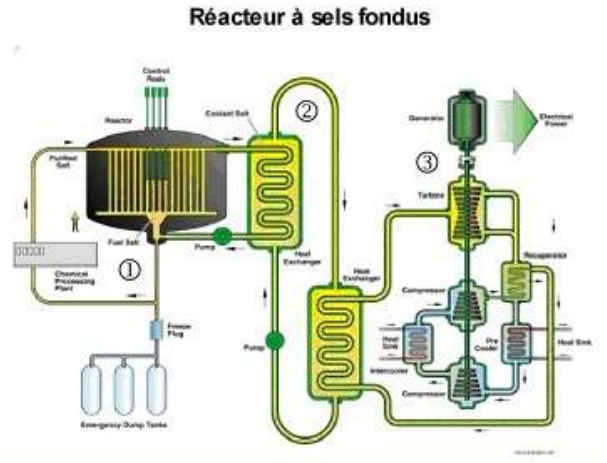
Les réacteurs SFR au sodium bénéficient d'un retour d'expérience considérable et d'un travail important sur des projets visant la diminution des coûts et l'augmentation de la sûreté (EFR, JSFR au Japon).
Suite à la loi de juin 2006 sur les déchets, le CEA, avec l'appui d'EDF et d'AREVA, travaille à concevoir un prototype qui devra entrer en service dans les années 2020 : ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration).



Les réacteurs LFR au plomb présentent certains avantages dans le domaine de la sûreté, mais nécessitent par ailleurs une R&D très importante.
Les Russes sont leaders dans ce domaine (ils avaient équipé les sous-marins de classe alpha de réacteurs refroidis au plomb-bismuth) ; dans le cadre du projet d'ADS « MYRRHA » sur le centre de Mol (Belgique), la maquette « GUINEVERE » permettra d'identifier les difficultés industrielles du système.

6.3. CONCEPT DE RÉACTEUR A SELS FONDUS
MSR – (Molten Salt Reactor System)

C'est un concept à neutrons thermiques, aux caractéristiques inhabituelles, donc mal connues.
Le combustible se présente sous la forme d'un mélange liquide de UF_4, de ThF_4, de fluorure de lithium, de béryllium (éventuellement de sodium et de zirconium), dans lequel les actinides sont dissous.



Dans le schéma proposé par le laboratoire d'OAK RIDGE (ORNL), à l'origine du concept, ce sel combustible pénètre par le bas du cœur à une température d'environ 550°C, le traverse de bas en haut en circulant dans des canaux de graphite, dont l'effet modérateur permet d'obtenir la criticité et la production d'énergie de fission.

Le sel joue en même temps le rôle de caloporteur et ressort du cœur à environ 700°C, avant de passer à travers des échangeurs de chaleur. L'énergie thermique est ainsi transférée à un sel caloporteur secondaire, puis via un générateur de vapeur supercritique jusqu'au système de conversion d'énergie, avec un rendement assez élevé (44 %).

La circulation d'un combustible liquide offre l'avantage de permettre un retraitement en ligne, ou presque en ligne, extraction des produits de fission et rajout de combustible frais si nécessaire.

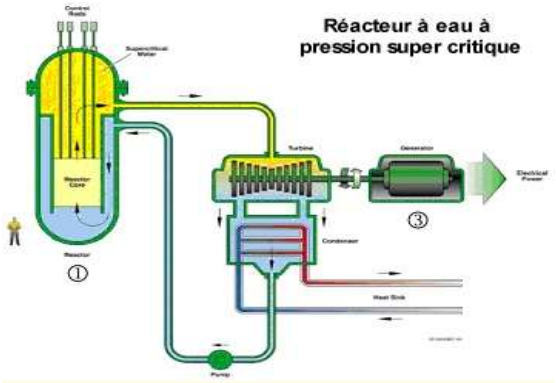
Pour la sûreté : un système non pressurisé avec une grande marge avant l'ébullition, absence de réserve de réactivité grâce au traitement en continu, piégeage des produits de fission. En cas d'incident, il est possible de vider le réacteur par simple gravité dans plusieurs réservoirs, où il devient très sous-critique en l'absence de modération par le graphite.

Ce concept paraît optimal pour assurer la surgénération en cycle thorium, dont le bilan neutronique est très serré. Mais des difficultés technologiques très importantes sont à prévoir pour le développement de ce concept (ORNL ne semble plus y travailler).

6.4. CONCEPT DE RÉACTEUR A EAU A PRESSION SUPERCRITIQUE SCWR – (Supercritical Water-cooled Reactor System)

L'eau est utilisée comme caloporteur et modérateur dans la grande majorité des centrales nucléaires actuellement en fonctionnement.
Dans les Réacteurs à Eau Bouillante (REB), l'eau est vaporisée au niveau du combustible nucléaire dans le cœur du réacteur, on parle alors de cycle direct.
Dans les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), le caloporteur est utilisé pour vaporiser l'eau du circuit secondaire à l'aide de générateurs de vapeur, on parle alors de cycle indirect.

Ces deux types de réacteurs fonctionnent en dessous du point critique de l'eau (221 bars, 374°C), ce qui limite le rendement théorique de Carnot, et donc aussi le rendement net (actuellement 33 %).



On peut augmenter ce rendement en dépassant ce point critique: dans ce cas, on ne peut plus distinguer la vapeur du liquide. Les crises d'ébullition qui limitent la puissance spécifique des REB ou des REP n'existent plus.
Les propriétés physiques de l'eau, en particulier la chaleur spécifique, qui subissent de fortes variations au voisinage du point critique, permettent d'avoir aussi des réacteurs plus compacts à puissance donnée.

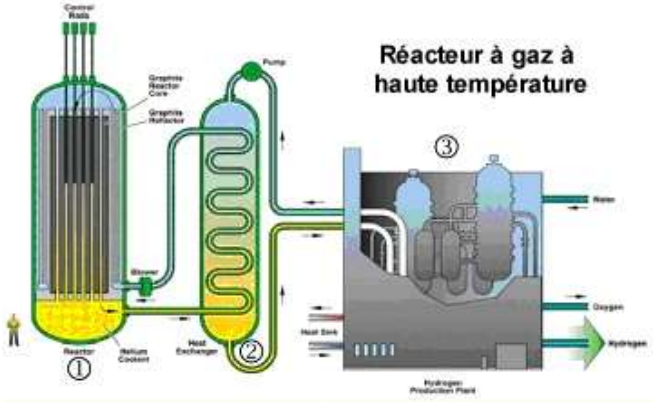
Le CEA participe à une veille active depuis 1999 : il s'est intéressé à un réacteur nucléaire à spectre thermique fonctionnant à 250 bars.

Dans les prochaines années, le CEA poursuivra une veille limitée sur les versions à spectre rapide. Dans le cadre de GENERATION IV, un plan de R&D a été proposé.

6.5. CONCEPT DE RÉACTEUR A GAZ A HAUTE TEMPÉRATURE : VHTR – (Very High Temperature Reactor System)

La motivation principale pour le VHTR est la production d'hydrogène par un moyen non polluant, donc à partir de l'eau, car produire de l'hydrogène, à partir de gaz naturel par reformage, est polluant :

$$Q + CH_4 + 2H_2O \quad \text{-----} > \quad 4H_2 + CO_2$$



Aux USA, ce procédé (95%) consomme 5% du gaz naturel et produit 74 millions de tonnes de CO_2.
La solution idéale consiste à séparer la molécule d'eau en H_2 et O_2 par un procédé thermochimique qui requiert 900°C (procédé S-I, soufre–iode) :

H_2SO_4	----->	$H_2O + SO_3$ (400-600°C)
SO_3	----->	$SO_2 + 1/2\ O_2$ (800-900°C)
2 HI	----->	$H_2 + I_2$ (200-400°C)
$SO_2 + 2\ H_2O + I_2$	----- >	H_2SO_4 + 2 HI aqueux (25-120°C)

Le réacteur VHTR doit produire la chaleur à 1 000°C : un VHTR de 600 MWth produirait environ 60 000 t/an de H_2 sans émission de gaz à effet de serre.
Les défis à relever du côté nucléaire sont :

- au niveau des matériaux pour l'échangeur intermédiaire et pour une longévité raisonnable, les matériaux classiques, y compris les superalliages à base de nickel (Hastelloy X) semblent insuffisants. Les candidats de remplacement seraient des aciers renforcés par dispersoïdes (ODS = oxyde dispersion strengthened)
- concernant les éléments du réacteur, les points à examiner sont les gaines des barres de contrôle, le supportage du cœur, l'enveloppe du cœur, la cuve du réacteur …

- pour le combustible, il faut essayer de garder une température de fonctionnement inférieure à 1 250°C pour un gainage en SiC, évoluer vers un enrobage de ZrC permettant des températures plus élevées de 200°C, et viser probablement une combinaison de ces approches.

Ce concept, dont le traitement du combustible usé ne serait pas envisagé ─ car trop complexe ─ ne se situe pas dans la perspective d'un développement durable de l'énergie nucléaire.

7. CONCLUSION

L'expérience acquise par l'exploitation de plus de 450 installations nucléaires dans le monde, pendant trente ans, a permis de démontrer la qualité des réacteurs électronucléaires.

L'accident de TMI a montré la robustesse de la filière REP vis à vis d'un accident de fusion du cœur.
L'accident de Tchernobyl, réacteur de type très différent des REP, est dû à une succession d'erreurs humaines sur un réacteur dont le type présentait de graves défauts de conception.
L'accident de Fukushima montre toute l'importance de prendre en compte le retour d'expérience et d'améliorer la sûreté tout au long de la vie de la centrale (protection contre des tsunamis de hauteur historique, recombineurs d'hydrogène).

Ce sont ces principes qui fondent l'approche de sûreté adoptée en Europe au début des années 90 pour l'EPR.
Il reste à franchir de nouvelles étapes :

- meilleure utilisation de l'énergie contenue dans l'uranium (actuellement, 98 % reste disponible)
- réduction de la radiotoxicité des déchets ultimes du cycle du combustible
- diversification des formes de production d'énergie.

C'est le challenge de la Génération IV pour répondre aux besoins en énergie de nos générations futures.

GAENA
(ex GASN)

Fiche 23 A (Présentation) 05 mai 2017

COMPARAISON DES DIFFÉRENTS MODES DE PRODUCTION D'ÉLECTRICITÉ

De nombreux débats se déroulent autour de l'énergie et plus particulièrement sur le besoin en électricité et sa production. Malheureusement les arguments avancés par les uns et les autres permettent difficilement de se faire une idée.
Comment, par exemple, comparer une puissance installée, une puissance fournie, une puissance primaire le tout agrémenté de calculs de rendement ?

Le but de cette fiche est de recenser tous les moyens de production dont nous disposons et de mettre en regard pour chacun d'eux des paramètres comparables afin d'établir un moyen de comparaison et de jugement objectif.
Les critères de comparaison qui ont été retenus pour cette analyse sont :

- les caractéristiques principales de chacun des moyens
- la pollution
- les avantages et les inconvénients
- les risques majeurs
- les évolutions envisageables pour l'avenir

Pour chacune de ces rubriques a été établi un tableau synthétique qui permet un comparatif immédiat.
Quelques commentaires accompagnent souvent les tableaux de façon à éclairer le propos et renvoyer le lecteur à des articles plus complets.

Cet outil d'analyse doit permettre à chacun de se faire sa propre opinion, suivant sa sensibilité, et de prendre conscience des problèmes que cela entraine et ainsi pouvoir diffuser une information argumentée.

Sans empiéter sur les conclusions que chacun peut se faire, il ressort de cette étude que **tous les moyens de production électrique ont leur place dans notre système énergétique à la seule condition qu'ils soient utilisés dans leur domaine d'efficacité.**

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 23 Ind. 2 du 9 décembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

COMPARAISON DES DIFFÉRENTS MODES DE PRODUCTION D'ÉLECTRICITÉ

1. INTRODUCTION

Malgré la nécessité, pour le monde, de maîtriser sa dépense énergétique, la production d'électricité ne peut que globalement augmenter car, pour de nombreux pays, les équipements sont insuffisants et ne peuvent pas satisfaire aux besoins minimaux des populations.
Pour les pays les plus développés, le mode de vie et les nouvelles technologies sont de plus en plus consommatrices d'électricité que ne compenseront sans doute pas, les économies d'énergie[1].
Citons quelques évolutions particulièrement irréversibles : tous les automatismes et équipements qui entrent dans notre vie de tous les jours, les communications et les moyens informatiques indispensables à la gestion de nos sociétés avancées, les transports « propres » pour lutter contre le réchauffement climatique (trains, tramways, véhicules électriques…).

Pour la France, plus particulièrement, la volonté de relocaliser l'industrie et le développement de nouveaux secteurs accroitra, sans aucun doute, la consommation électrique, carburant des technologies modernes.
Pour chaque pays les moyens de production vont dépendre de nombreux facteurs :

- ses besoins
- son niveau technologique
- sa situation géographique (énergie solaire, éolienne, hydraulique)
- sa localisation (zones isolées)
- ses ressources propres (charbon, pétrole, gaz, uranium)
- ses possibilités d'approvisionnement externe
- sa situation économique (équipements)
- sa densité de population
- sa politique

Cette fiche fait l'inventaire des moyens de production qui seront analysés suivant cinq critères :

- les caractéristiques principales
- la pollution
- les avantages et inconvénients
- les risques majeurs
- l'évolution envisageable

2. CARACTÉRISTIQUES PRINCIPALES DES MOYENS DE PRODUCTION

Cinq paramètres ont été retenus pour caractériser chaque système : la source d'énergie, la puissance fournie, le rendement, la durée de vie et le prix de production.

Puissance fournie : Il est très difficile de comparer des systèmes fondamentalement différents. Afin d'avoir un paramètre comparatif, on définit la puissance en fonction de l'importance de l'installation qui se traduit par l'emprise au sol du dispositif de production exprimée en mégawatt par hectare (MW/ha).

Ce paramètre concerne uniquement l'installation de production et n'intègre pas toutes les infrastructures nécessaires au fonctionnement (mines, réseaux et réserves d'eau pour l'hydraulique, oléoducs, gazoducs, transports, etc.). Ces divers paramètres apparaitront dans la rubrique « avantages et inconvénients ». Les chiffres donnés dans le tableau ci-dessous résultent de valeurs moyennes et ne peuvent être utilisés qu'à titre comparatif.

[1] *La part de l'électricité dans le chauffage n'est que de 11 %.*

Rendement : Le rendement est le rapport entre l'énergie apportée par une source primaire et l'énergie électrique produite.

Durée de vie : La durée de vie correspond au délai entre la mise en service et le démantèlement de l'installation ou à la fin de vie des organes majeurs tel que prévu dans le dimensionnement.

Prix de production : Les coûts donnés dans le tableau ne représentent que les coûts directs de production et ne prennent pas en compte les coûts externes (impact environnemental lié aux émissions de CO_2 ou aux déchets nucléaires, frais de recherche, frais de construction des gazoducs, prospection, etc.)[2], ainsi que les coûts liés à la disponibilité (source : étude ExternE de la Commission Européenne).

Le tableau 1 ci-dessous donne un comparatif performance des principaux moyens de production

Moyens de production	Source	Capacité de production (Mw/ha)	Rendement	Facteur de charge	Durée de vie	Coût de production (€ / kWh)
Energie fossile						
centrale diesel	Gas-oil	18	50%		40 ans	
centrale classique à flamme	Charbon	60	38%	82%	40 ans	0,037
	Pétrole	60	38%	82%	40 ans	0,06
centrale à turbine à gaz	Méthane	55	55%	57%	40 ans	0,036
Energie nucléaire						
centrale 2ème génération	Uox, mox	80	33%	82%	40 ans +20	0,033
centrale 3ème génération	mox	140	36%	91%	50 à 60 ans	NC
Energie renouvelable						
Energie hydraulique						
centrale au fil de l'eau	Rivière	55	70% à 90%		indéterminé	
centrale de montagne	Lacs et torrents	50	70% à 90%	28%	indéterminé	
centrale marée motrice	Dénivelé des marées	80		25%	indéterminé	
hydrolienne	Courants marins				NC	
Energie éolienne						
terrestre	Energie cinétique du vent	0,7	20%	20%	25 ans	0,061
marine			40%	40%	NC	NC
Energie solaire						
Photovoltaïque	Rayonnement	1	10%	10%	20 ans	0,45
Thermodynamique	Rayonnement IR	2,5			NC	0.05
Energie géothermique	Sources chaudes		40%		NC	

Tableau 1 : Comparatif performance

Compléments au tableau :

- On appelle rendement le rapport entre l'énergie électrique produite et l'énergie primaire utilisée
- On appelle facteur de charge le rapport entre l'énergie électrique effectivement produite sur une période donnée et l'énergie qu'elle aurait produite si elle avait fonctionné à sa puissance nominale pendant la même période
- Les chiffres en rouge marquent le fait que ces systèmes sont essentiellement des systèmes complémentaires qui ne sont sollicités pour la production que si besoin (complément énergie renouvelable et heures de pointe)
- NC = paramètre non connu
- Indéterminé = la durée de vie est ici essentiellement fonction des infrastructures (barrage) qui, en général, ont une très longue durée de vie (on peut estimer > 100 ans)

[2] *Les coûts externes du gaz, du pétrole et du charbon sont supérieurs à 0,050 Euros par kWh.*

Pour les éoliennes terrestres l'emprise au sol est faible. Toutefois l'emprise spatiale est importante puisque pour une hauteur de mât de 120 m et un diamètre d'hélice de 60 m, un espace de 10 ha est nécessaire à chaque machine pour s'affranchir des problèmes d'écoulement aérodynamique.

Les centrales thermiques sont toutes en cours de mise aux normes environnementales. Leur durée de vie est fixée arbitrairement à 40 ans. L'ajustement se fera ultérieurement après expertise.

3. POLLUTION

Le tableau 2 ci-après identifie les critères de pollution des différents systèmes de production électrique. La production de CO_2 est calculée pour chaque système sur un cycle complet intégrant la construction, l'approvisionnement, le fonctionnement et de démantèlement du moyen de production.

Les moyens utilisant les énergies fossiles sont de très loin les plus polluants et plus particulièrement le charbon, qui, outre le CO_2, facteur principal du réchauffement climatique, rejette également du NOx et du SO_2 néfastes à la santé.
A noter la valeur assez élevée du photovoltaïque qui est due à la quantité importante d'énergie nécessaire à la fabrication des capteurs au silicium. Cette énergie correspond à au moins 3 ans de fonctionnement du capteur (voir fiche GAENA N° 28).

Energie fossile			
centrale diesel	Gas-oil		Particules fines
centrale classique à flamme	Charbon,	900	NOx, SO2,
	Pétrole	700	particules,métaux lourds
centrale à turbine à gaz	Méthane	650	faible
Energie nucléaire			
centrale 2ème génération	U8, mox	6	Déchets radioactifs
centrale 3ème génération	idem	6	Déchets radioactifs
Energie renouvelable			
Energie hydraulique			
centrale au fil de l'eau	Rivière	4	0
centrale de montagne	Lacs et torrents	4	0
centrale marée motrice	Dénivelé de la marée	4	0
hydrolienne	Courants marins	NC	0
Energie éolienne			
terrestre	Energie cinétique du vent	NC	0
marine	Energie cinétique du vent	NC	Traitement antifouling
Energie solaire			
photovoltaïque	Rayonnement solaire	100	
thermodynamique	Rayonnement IR	20	0
Energie géothermique	Sources chaudes	NC	0

Tableau 2 : Critères de pollution

Les déchets radioactifs se classent en deux catégories, les matières recyclables et les déchets à longue durée de vie. En France chaque année 1150 T de combustible usagé sont retirées des centrales. Ce combustible aura permis de fournir une énergie correspondant à 23 MT équivalent pétrole.

Ces résidus sont constitués pour 94 % d'uranium (1080 T), 1 % de plutonium (11,5 T), ces deux éléments étant recyclables pour fabriquer du combustible MOX et 5 % de déchets non recyclables (57,5 T). Ces derniers se répartissent eux-mêmes en produits activés d'une durée de vie inférieure à 30 ans mis en stockage de surface (52,9 T) et en produits à très longue durée de vie mis en stockage profond (4,6 T) (voir fiche GAENA N° 3).

4. AVANTAGES ET INCONVÉNIENTS

Le tableau 3 ci-après compare les performances de chaque système en mettant en évidence les points forts et les inconvénients de chacun d'eux tant sur leurs performances que sur leur impact sur l'environnement.

Moyens de production	Avantages	Inconvénients
Energie fossile		
centrale diesel	Souplesse d'utilisation; Bien adapté pour les sites isolés (îles)	
centrale classique à flamme	Grande capacité de production	Inertie de fonctionnement
centrale à turbine à gaz	Souplesse d'utilisation; mise en puissance en 15mn	Grande inertie de fonctionnement; Technique nécessitant un haut niveau technologique
Energie nucléaire		
centrale 2ème génération	Grande capacité de production	Grande inertie de fonctionnement; Technique nécessitant un haut niveau technologique, possibilité de détournement de matières fissiles à des fins terroristes
centrale 3ème génération (EPR)*	Grande capacité de production, pas de détournement matière fissile	Grande inertie de fonctionnement; Technique nécessitant un haut niveau technologique
Energie renouvelable		
Energie hydraulique		
centrale au fil de l'eau	Fonctionnement en continu	Barrage sur les rivières. Evolution climatique pour les grands barrages
centrale de montagne	Souplesse d'utilisation. Fonctionnement à la demande, Stockage de l'électricité	Assèchement des vallées nourricières; Création de grands réservoirs (noyage des vallées, déplacement de population)
centrale marée motrice		Noyage des vallées
hydrolienne		
Energie éolienne		
terrestre		Production aléatoire; vent entre 40 et 90kmh, production annexe équivalente nécessaire (turbine à gaz). Récupération de l'énergie par un réseau électrique complexe.
marine	Production plus régulière	Privatisation du domaine maritime, fortes contraintes environnementales,maintenance plus complexe
Energie solaire		
photovoltaïque	Sites isolés à faible consommation	Production liée à l'ensoleillement nécessite une production annexe
thermodynamique		Idem + installation uniquement dans les zones désertiques
Energie géothermique		Uniquement en zones volcaniques

Tableau 3 : Comparaison avantages/inconvénients

Les moyens de production de « masse », centrales thermiques classiques et nucléaires sont en général peu souples dans leur utilisation. Ils constituent cependant la fourniture de base disponible en permanence et de grande puissance.

Parmi les énergies renouvelables, l'hydraulique présente trois avantages. Etre une production de masse et continue pour les grands barrages et les centrales au fil de l'eau, être une énergie d'ajustement pour passer les pics de consommation, être une façon de « stocker l'électricité » dans les grandes retenues d'eau.

Par contre l'édification des barrages et le captage des eaux entrainent une profonde modification des écosystèmes (appauvrissement de la biodiversité par assèchement des vallées nourricières), évolution du mode de vie des populations qui sont déplacées[3] et bien souvent une perte des richesses naturelles et culturelles[4]. Les grandes réserves d'eau ont également des conséquences importantes sur le climat et l'écologie[5].

[3] *Barrage des Trois Gorges (Chine) surface 1084 km², réservoir de 39.3 milliards de m³, déplacement de 1,8 million d'habitants.*

L'éolien et le photovoltaïque sont des énergies aléatoires dépendantes du vent ou du soleil.
Pour les sites isolés, fonctionnant en autarcie, il est nécessaire de pouvoir stocker cette énergie pendant les phases productives (batteries).
Lorsque cette production alimente le réseau électrique, il est nécessaire de disposer d'un moyen de remplacement d'une puissance équivalente pour pallier les phases inactives. La rapidité de mise en œuvre de l'hydraulique de montagne et/ou des turbines à gaz sont des compléments indispensables.

5. RISQUES MAJEURS

Les moyens de production de masse, indispensables pour alimenter en permanence les grandes agglomérations, les moyens de transport et l'industrie, présentent tous des risques majeurs.

Tout le monde a en mémoire les accidents nucléaires graves entrainant le rejet de produits radioactifs (iode 131, césium 137 et Strontium 90).
Ces accidents ont entrainé des déplacements de population et la neutralisation d'une zone importante autour du lieu de l'accident pour des périodes plus ou moins longues (zone de 30 km autour de Tchernobyl et 400 000 personnes déplacées, zone de 20 km autour de Fukushima Dai-ichi et 80 000 personnes déplacées (voir fiche GAENA N° 46). Les retours se feront en fonction des possibilités de traitement de la radioactivité.

Pour l'hydraulique, le problème est lié au risque de rupture des barrages due, soit à des séismes[6], soit par des modifications des structures du terrain, provoquées par des infiltrations et la pression de l'eau (rupture du barrage de Malpasset[7] au dessus de Nice en 1959). Ce problème peut être aggravé lorsque les barrages sont en cascade (Chaine hydraulique de la vallée de la Dordogne par exemple). Le barrage des Trois Gorges en Chine menace 75 millions d'hommes.

Pour le charbon la situation est tout aussi catastrophique. Officiellement la Chine affiche 6000 morts par an dans ses mines. Mais tous les accidents n'étant pas déclarés, le chiffre avoisinerait les 20 000 victimes auxquelles il faut ajouter 250 000 malades pulmonaires graves.

Au pétrole sont associés les risques de pollution lors de l'exploitation et du transport.
On connait la pollution générée par l'échouage des grands pétroliers. Mais qu'adviendrait-il si, lors d'un forage profond une fuite due à la rupture d'une canalisation ne pouvait pas être maîtrisée comme cela a failli se produire dans le golfe du Mexique. Ce serait sans aucun doute une catastrophe écologique sans précédent avec de graves conséquences sur l'équilibre biologique et économique d'un immense secteur.

Si le rejet de CO_2 dans l'atmosphère peut être considéré, dans un premier temps, comme une pollution, la rapidité de l'évolution de l'effet de serre additionnel et du réchauffement climatique peut rapidement conduire à des risques majeurs avec l'apparition de plus en plus fréquente de cataclysmes météorologiques et une pénurie d'eau potable qui entrainera des déplacements de populations vers des terres plus hospitalières.
Les évènements en Afrique montrent que, malheureusement, ces déplacements occasionnent guerres et massacres.

Le tableau 4 ci-dessous fait l'inventaire des risques majeurs pour chaque moyen de production

[4] Le barrage d'Assouan en Egypte a fait disparaitre une énorme richesse archéologique.
[5] Les alluvions bloquées par le barrage d'Assouan n'enrichissent plus les terres en aval qui font maintenant appel aux engrais chimiques.
[6] Rupture d'un barrage d'irrigation quelques heures après le séisme de Fukushima. Les conséquences ont été heureusement peu importante au regard du tsunami (un village emporté).
[7] La rupture du barrage a provoqué une vague de 40 m de haut qui a tout détruit sur son passage et emporté un quartier de Fréjus (500 morts).

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Moyens de production	Risques majeurs (*)
Energie fossile	
centrale diesel	0
centrale classique à flamme	
Charbon	Accidents de mines
Pétrole	Pollution lors du transport, rupture des canalisations en forages profonds
centrale à turbine à gaz	Incendie et explosion d'un méthanier dans un port
Energie nucléaire	
centrale 2ème génération	Fusion du Cœur, dégagement de produits radioactifs, déplacement de populations, contamination de grandes surfaces
centrale 3ème génération	
Energie renouvelable	
Energie hydraulique	
centrale au fil de l'eau	
centrale de montagne	Rupture de barrage (séïsme), effet domino pour les barrages de vallée en série
centrale marée motrice	Rupture de barrage
hydrolienne	0
Energie éolienne	
terrestre	0
marine	0
Energie solaire	
photovoltaïque	0
thermodynamique	0
Energie géothermique	0

Tableau 4 : Inventaire des risques majeurs

(*) N'ont été retenus que les évènements entrainant de grandes catastrophes écologiques ou humaines. Il existe toutefois les risques du type industriels (incendie explosion,…).

6. ÉVOLUTION

Le tableau 5 résume les axes de recherche en cours ainsi que les projets de nouveaux systèmes de production. Les commentaires associés permettent de mieux expliciter les enjeux et les perspectives des ces travaux.

Captage et séquestration du CO_2
Le captage du CO_2 fait l'objet de nombreuses études (voir fiche GAENA N° 35).
La séquestration s'effectue dans les réservoirs souterrains que constituent d'anciennes exploitations pétrolières ou gazières.
En France un projet est à l'étude sur le site de Lacq dans les Pyrénées Atlantiques. Il a pour but de tester l'étanchéité de ces réservoirs et d'évaluer les performances et le coût, qui est estimé actuellement à 50 € la tonne de CO_2 séquestrée. La quantité stockée restera de toute façon faible par rapport aux quantités produites.
La constitution de grandes réserves forestières pour piéger le CO_2 est sans doute une meilleure solution.

Les éoliennes
Plusieurs concepts sont à l'étude pour pallier l'effet de précession gyroscopique et élargir la plage de fonctionnement limitée par la loi de Beltz (voir fiche GAENA N° 31). Des éoliennes du type Stromlad (éoliennes carénées) sont en cours d'évaluation. Leur plage de fonctionnement permet des vitesses de vent allant de 11 à 193 km/h alors qu'elle n'est que de 40 à 90 km/h pour les éoliennes actuelles[8]. Mais ceci est au détriment de la puissance. Toutefois l'avantage de ces systèmes est d'avoir une production beaucoup plus régulière.

[8] *Cette plage correspond au rendement optimal de la machine.*

Il existe également des prototypes d'éoliennes basées sur l'effet Magnus qui permettra un rendement double de celui des hélices. Cette technologie pourra également conduire à des petites unités mieux adaptées à des productions locales.

Des prototypes d'éoliennes maritimes flottantes sont en cours d'étude. Cette technique va permettre d'élargir les zones d'exploitation.

Moyens de production	Projets et recherche
Energie fossile	
centrale diesel	Stockage du CO_2 Amélioration des performance des chaudières, rendement et pollution (piégeage du SO_2, Nox et des poussières)
centrale classique à flamme	
centrale à turbine à gaz	
Energie nucléaire	
centrale 4ème génération	Transmutation des déchets hautement radiotoxiques de longue durée de vie
fusion nucléaire	ITER
Energie renouvelable	
Energie hydraulique	
centrale au fil de l'eau	Pas de possibilité d'extension en France
centrale de montagne	
centrale marée motrice	
hydrolienne	Trois sites potentiels en France (Chaussée de sein, Fromveur, Raz de Blanchard)
Energie éolienne	
terrestre	Eolienne carénée, éolienne à effet Magnus
maritime	Projet d'installation d'un parc au large de la cote d'Opale
Energie solaire	
photovoltaïque	Fonctionnement en IR, utilisation des nanotechnologies
thermodynamique	Peu de possibilités en France
Energie géothermique	Agrandissement de la centrale de Guadeloupe

n

Tableau 5 *:* Axes d'évolution

Les hydroliennes
Trois sites sont actuellement prospectés en Bretagne mais les emplacements permettant une production de puissance restent rares en France.
Chaussée de Sein pour une puissance de 1000 MW
Fromveur pour une puissance de 2000 MW
Raz de Blanchard pour une puissance de 3000 MW
Les énergies marines font l'objet actuellement de nombreux projets (voir fiche GAENA N° 44).

Les capteurs photovoltaïques
Actuellement, quatre domaines de recherche se développent autour de cette filière :

- le fonctionnement dans le domaine Infra-Rouge qui permettra d'avoir une production électrique même par temps couvert
- la fabrication de silicium à bas coût pour diminuer le prix des capteurs
- l'implantation des cellules photoélectriques sur un support souple (film polymère), qui permettra d'épouser de nombreuses formes (carrosserie des automobiles par exemple)
- l'utilisation des nano fils pour réduire les phénomènes d'ombre (rendement 25 %)

Le nucléaire
L'EPR représente une forte avancée sur le plan de la sûreté[9]. Forte des enseignements des trois accidents graves[10] recensés jusqu'à ce jour dans la filière nucléaire, celui de Fukushima permettant de confirmer les choix retenus, les technologies et les techniques mises en œuvre vont permettre le maintien des produits radioactifs à l'intérieur de l'enceinte du réacteur en cas d'accident évitant ainsi l'évacuation des populations. A cela se rajoutent de meilleures performances de la machine (fiabilité, rendement etc.) (voir fiche GAENA N° 13).

La production électrique continue et de puissance est une nécessité pour le développement de nos sociétés. Le nucléaire, non producteur de CO_2, est une voie que l'on ne peut pas ignorer face au réchauffement climatique. Actuellement de nombreux travaux sont en cours sur les surgénérateurs avec six projets qui permettront de pallier la diminution des réserves d'uranium (voir fiche GAENA N° 22).
Ces technologies devraient également permettre d'apporter une réponse au problème de la transmutation des déchets à très longue durée de vie.

On fonde de gros espoirs sur la fusion contrôlée qui mettrait le monde définitivement à l'abri des problèmes d'énergie (projet ITER[11]) (voir fiche GAENA N° 16) sans présenter les risques liés à la fission nucléaire.
La communauté internationale est mobilisée sur ce projet mais les échéances sont encore éloignées avec un prototype industriel vers 2050 et un développement pour le 22ème siècle. Les difficultés techniques sont autant de challenges qui font progresser la technologie mais les coûts et les délais sont autant d'entraves qui rebutent nos sociétés « pressées ».

La biomasse
La biomasse (voir fiche GAENA N° 40) est une source importante d'hydrogène carburant de la pile à combustible. Une des techniques prometteuses et n'émettant pas de CO_2 est la photo fermentation. C'est l'action, activée par la lumière, d'une bactérie (Rhobacter capsulatus) sur des micros algues. Avec des puissances allant de 0,1 W à 500 kW les piles à combustibles peuvent, à l'avenir, avoir un large domaine d'application.

7. CONCLUSION

L'inventaire et l'analyse de la production électrique montrent que nous disposons actuellement d'une grande diversité de moyens qui doivent pouvoir s'adapter aux besoins et satisfaire aux exigences en matière d'écologie et de préservation des ressources.
Le choix dépend de nombreux facteurs spécifiques à chaque pays : le niveau de développement, l'accès aux ressources, la situation géographique et le besoin en énergie qui se traduit en matière de disponibilité et de puissance fournie.

Il existe deux classes de production : les énergies renouvelables et les énergies non renouvelables.
Les énergies non renouvelables ont la capacité de répondre aux deux critères de disponibilité et puissance, cependant elles présentent le défaut d'être polluantes et d'épuiser les ressources naturelles.

Les énergies renouvelables sont en général de faible capacité, d'un fonctionnement aléatoire et sont limitées par les lois de la physique ou tout simplement par les possibilités d'implantation.
Notre pays en particulier ne dispose que de faibles possibilités de développement supplémentaire.

Dans tous les cas, les productions de puissance présentent toutes un risque majeur.
Si le nucléaire est le plus redouté par le grand public en raison du risque d'évacuation de la population sur de vastes étendues, les autres sources d'énergie présentent des risques tout aussi importants.

C'est la destruction de grande ampleur du biotope marin, par la fuite des forages pétroliers sous-marins, c'est le réchauffement climatique accéléré par la production de CO_2 qui ne permettra pas à l'humanité de s'adapter à cette évolution trop rapide (voir fiche GAENA N° 14), c'est le risque de rupture des grands barrages hydroélectriques et les déplacements des populations liés à leurs implantations....

L'alimentation en énergie électrique reste donc un problème complexe et crucial pour l'humanité. Elle doit faire l'objet d'un équilibre raisonné entre les différentes sources primaires et les moyens de production, en intégrant les paramètres propres à chaque pays et en restant éloignée des positions dogmatiques.

---

[9] 4 systèmes de sauvegarde au lieu de 2, enceintes de confinement doublée, mise en place d'un réflecteur lourd et d'un dispositif de récupération du combustible, "recombineur" catalytique d'hydrogène pour éviter l'explosion.

[10] TMI 1979, Tchernobyl 2006, Fukushima 2011

[11] International Thermonuclear Experimental Reactor

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 24 Ind. 1 du 25 septembre 2012

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

EXPOSITION MÉDICALE AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

INTRODUCTION

L'exposition médicale aux rayonnements ionisants est pratiquée dans un but diagnostique et thérapeutique.

Dans le premier cas, il s'agit du radiodiagnostic[1] où l'on recherche un bon compromis entre l'acquisition d'une image radiologique par pénétration du rayonnement dans les tissus de l'organisme et les conséquences de l'arrachage d'électrons (ionisation) aux structures moléculaires des cellules et tissus.
On y parvient en maintenant le transfert d'énergie à un niveau tel que les doses délivrées restent dans l'ordre de grandeur de l'irradiation naturelle pour les examens courants.

Dans le second cas, celui de la radiothérapie[2], on utilise le pouvoir ionisant du rayonnement pour provoquer un déséquilibre physico chimique capable d'interrompre la prolifération des cellules pathologiques et d'entrainer leur destruction dans un processus de mort différée.

1. LE RADIODIAGNOSTIC

1.1. LE RADIODIAGNOSTIC BASÉ SUR DES SOURCES D'IRRADIATION EXTERNES

1.1.1. Type de rayonnements et appareillages

Le radiodiagnostic s'appuie très souvent sur l'utilisation de sources d'irradiation externes et rassemble les techniques d'imagerie du corps humain obtenues par un appareillage émetteur d'un type de rayonnement ionisant, les rayons X, associé à un système de détection.

Les appareils utilisés sont des générateurs électriques de rayonnement tels que les tubes à rayons X (voir annexe 1) ou des **techniques dérivées :**

- le **scanner** ou **scanographe** ou **tomographe à plan focal** : il permet d'obtenir une image des plans de coupe d'un organe
- le **tomodensitomètre** : couplé à un détecteur à scintillation qui est provoqué par les rayons X, il traite des profils et reconstitue les volumes et leurs structures par ordinateur
- **la radiologie d'intervention**, on peut citer par exemple :
  - le placement sous contrôle radiologique d'une sonde vasculaire pour dilatation d'une sténose artérielle et pose d'un stent
  - le placement d'une sonde endocavitaire cardiaque pour repérage anatomique et électrique d'une zone génératrice d'arythmie et sa destruction au moyen d'un courant de radiofréquence se fait également sous contrôle radiologique.

1.1.2. Dosimétrie

Les doses délivrées sont, pour une radiologie statique telle qu'une radio pulmonaire à mi épaisseur : 1 mSv, pour une radiologie dynamique d'un transit gastroduodénal : 16 mSv et pour une scanographie ou une radiologie d'intervention : 8 à 20 mSv.

1.2. LE RADIODIAGNOSTIC BASÉ SUR DES SOURCES D'IRRADIATION INTERNES

1.2.1. Concept de traceur

Il résulte de l'association de deux autres notions : celle de marqueur radioactif et celle de vecteur.

[1] *Radiodiagnostic : Techniques d'examen d'images radiologiques en vue d'un diagnostic médical*
[2] *Radiothérapie : Traitement d'une maladie cancéreuse par l'application de rayons*

Le **marqueur radioactif** est un isotope instable d'un élément physiologique ou non, il émet un rayonnement accessible à la détection externe sans conduire à une irradiation importante ni perturber l'état physico chimique du système biologique dans lequel il est introduit.

Le **vecteur** est le support du marqueur et sa nature doit lui permettre d'atteindre préférentiellement la cible anatomique ou physiologique objet de l'investigation.

L'isotope radioactif – ayant les mêmes possibilités de liaison par sa structure électronique identique à celle de l'élément stable – forme avec le vecteur des molécules marquées par l'échange isotopique s'il est physiologique.
D'autres formes de liaison sont possibles : liaison ionique, chélation, synthèse organique, biosynthèse, liaison à une cellule.

1.2.2. Traceurs aptes à la détection externe

Ce sont des marqueurs et leurs composés physiologiques ou non physiologiques réalisés à partir d'isotopes produits dans des réacteurs ou par des accélérateurs de particules (voir annexe 2).

1.2.3. Détection externe et imagerie radio-isotopique

Gamma caméra et Imagerie scintigraphique :
Après introduction du traceur, sa distribution dans l'organisme et sa fixation préférentielle dans le secteur examiné, la focalisation de l'appareillage de détection sur ce secteur permet de recueillir directement les éléments d'une image appelée scintigraphique. Ce qualificatif est lié au fonctionnement du détecteur, la gamma caméra, qui comprend un cristal scintillateur plat de grand diamètre qui détecte les photons γ et les convertit en photons lumineux. Ces derniers sont recueillis par une batterie de photomultiplicateurs placés contre le cristal et qui donnent un signal électronique.
L'image électronique peut être lue sur un écran cathodique ou digitalisée pour être stockée et traitée sur ordinateur. On parle alors de scintigraphie numérique. Une génération plus récente de gamma caméras plus performantes utilise comme détecteur une matrice de cristaux semi conducteurs.

Signification de l'image scintigraphique :
Elle se présente en signification morphologique : l'image fait apparaître une structure anormale dans le volume d'un organe. C'est le cas du foie envahi par des métastases qui ne fixent pas les particules de radiocolloïde (voir annexe 2 : Tc O_4 plus particules de soufre) et qui apparaissent en négatif.

Elle se présente aussi en signification fonctionnelle : l'image met en évidence un phénomène dynamique qui peut être de nature physiologique (circulation sanguine), biochimique (métabolisme énergétique) ou neurofonctionnelle. L'injection d'agrégats d'albumine radioiodée ou marqué au Tc permet de comparer l'irrigation sanguine de différents territoires pulmonaires et de déceler des anomalies de débit.

La consommation tissulaire de glucose, en particulier au niveau cérébral est un paramètre qui reflète directement la mise en activité de groupe de neurones impliqués dans des actions motrices ou cognitives. Un analogue du glucose, le FDG marqué au ^{18}F, émetteur de positons, est utilisé comme traceur (voir annexe 2).
La molécule entrée dans la cellule est comme le glucose phosphorylée, mais son métabolisme s'arrête à cette étape. L'accumulation qui en résulte est détectée par une caméra TEP qui permet de localiser avec précision la région émettrice et même de fournir après traitement mathématique des données quantitatives.

Dans le domaine de la neuro transmission qui est celui des relations d'activation ou d'inhibition entre neurones par un signal chimique, l'utilisation d'un traceur marqué permet de visualiser un déficit dans la chaîne de transmission. En marquant par la ^{18}F la L-DOPA, précurseur de la dopamine, on a pu suivre la baisse de l'activité de ce transmetteur par la perte des neurones producteurs et l'évolution de la pathologie associée (maladie de PARKINSON).

L'imagerie fonctionnelle a aussi permis d'évaluer l'efficacité d'un traitement par une greffe de neurones.

2. LA RADIOTHÉRAPIE

2.1. CONCEPTS GÉNÉRAUX

La radiothérapie se propose seule ou en association avec d'autres méthodes (chirurgie, chimiothérapie), de réaliser la destruction sélective d'une tumeur maligne en fonction de la radiosensibilité des tissus concernés.

2.1.1. Radiosensibilité

Elle résulte de la combinaison de facteurs physiques et de facteurs cellulaires.

Les facteurs physiques sont, en premier lieu, la nature du rayonnement : rayonnement à transfert d'énergie faible (X, Y, électron) ou élevé (protons, α, ions lourds), en second lieu, le débit de dose et la dose totale délivrés.

Les facteurs cellulaires définissent la capacité d'une cellule humaine à survivre à l'irradiation. Cette capacité dépend du contenu en ADN, en enzymes réparatrices, de la situation de cellules au repos ou en division (voir annexe 3).

2.1.2. Sélectivité de l'irradiation

Le dernier critère est la sélectivité de l'irradiation. L'objectif est de cibler l'effet destructeur des rayonnements en limitant le volume des tissus sains irradiés, les doses reçues et en faisant intervenir des phénomènes biologiques liés à la distribution de la dose dans le temps.

2.1.3. Fractionnement et étalement de la dose

A côté des énergies élevées nécessaires à la pénétration dans les tissus cancéreux les plus profonds, la radiothérapie demande des doses élevées pour leur destruction : ceci fait intervenir le facteur temps et la mise au point d'un protocole qui est établi par une équipe constituée d'un médecin oncologue et d'un radio physicien qui fixe la distribution de la dose dans le temps et évite les erreurs. DE telles équipes font l'objet de contrôles de la part de l'Autorité de Sûreté et de Radioprotection (ASN).

Si D est la dose totale et η le fractionnement avec une dose par séance d = D/η et l'étalement du traitement t, l'intervalle entre 2 séances i = t / n-1 doit permettre de différentier l'effet des rayonnements ionisants sur les tissus sains et celui sur les tissus pathologiques.
Cet effet concerne la mise en jeu de 3 phénomènes radio biologiques :

- la restauration cellulaire permet à un tissu sain de réparer ses lésions
- la multiplication cellulaire peut se faire chez la population viable
- l'oxygénation des cellules cancéreuses "anoxiques" les rend moins radio résistantes

2.2. RADIOTHÉRAPIE PHOTONIQUE CLASSIQUE : RAYONS X ET RAYONS γ

L'origine de ces rayons est différente, mais leur nature est identique :

- les premiers sont obtenus par le freinage d'électrons accélérés dans un générateur électrique et entrant en collision avec les atomes d'une cible métallique.
- les seconds sont émis par une source radioactive scellée.

Dans les 2 cas, le rayonnement est émis sous forme de photons. La valeur énergétique de ces derniers est liée à la fréquence de l'onde porteuse ; plus cette fréquence est élevée plus l'énergie transportée est grande.

Un tube à rayons X de radiodiagnostic utilisant une tension électrique de l'ordre de la centaine de kilovolts fournit des photons d'énergie insuffisante pour un traitement radio thérapeutique de tumeurs profondes.
Pour obtenir des énergies élevées de l'ordre de 10 MeV on dope le tube à rayons X au moyen d'un accélérateur d'électrons.

Ces derniers peuvent atteindre plusieurs dizaines de MeV avec un rendement de conversion énergie cinétique - énergie photonique de freinage allant jusqu'à 70 %.

Ce dispositif a l'avantage de permettre aux énergies des électrons d'être modulées, conférant au rayonnement photonique un pouvoir de pénétration ajustable.

L'inconvénient du rayonnement X est l'existence d'un spectre conduisant à éliminer des composantes de faible énergie par une filtration métallique appropriée.
Au final, l'appareillage s'avère complexe, coûteux et nécessitant de nombreux réglages.

La recherche des sources photoniques à spectre restreint en nombre de composantes ou mieux mono énergétique a conduit à développer l'utilisation d'isotopes radioactifs émetteurs γ produits spontanément dans un réacteur nucléaire ou obtenus par irradiation neutronique d'un isotope stable introduit dans le réacteur.

L'isotope mono énergétique est Cs^{137}, sous produite de la désintégration de l'U^{235} et d'énergie 0,660 MeV. Il a une période de 30 ans et une activité spécifique faible. Du fait de sa faible énergie, il est peu efficace aux grandes distances de pénétration.

On lui préfère le Co^{60} produit par irradiation neutronique du Co^{59}. Pluri-énergétique, il émet deux photons γ de 1,17 et 1,33 MeV. Sa période est de 5 ans. Son activité spécifique élevée lui confère un débit de dose plus adapté à la radiothérapie.

2.3. RADIOTHÉRAPIE À PARTICULES

2.3.1. Les accélérateurs d'électrons

Ils délivrent des flux importants de particules et au lieu de les utiliser à produire des photons X ultra pénétrants on a été conduit à extraire le faisceau et à le focaliser directement sur la cible biologique.

Avec un faisceau de photons X ou γ d'énergie élevée, les électrons secondaires mis en mouvement s'accumulent dans les premières couches sous la surface d'entrée et perdent leur énergie en profondeur.
L'accroissement initial de la dose protège dans une certaine mesure la peau et les tissus superficiels.
Avec un faisceau d'électrons qui ont un parcours fini proportionnel à leur énergie cinétique, la dose absorbée diminue rapidement à la moitié du parcours.
Il en résulte une bonne protection des tissus situés au-delà de la profondeur atteinte par les électrons. L'énergie réglable de quelques MeV à plus de 10 MeV est facile à adapter à l'épaisseur des tissus visés par l'irradiation.

2.3.2. Les particules chargées lourdes

Ce sont des ions positifs : noyaux d'hydrogène ayant perdu leur électron ($_1{}^1H^+$) équivalent à un proton, noyaux de carbone ($_6{}^{12}C^+$) à 6 charges positives. Ils sont produits dans des cyclotrons ou synchrotrons où ils atteignent des vitesses de près de 70 % de la vitesse de la lumière et des énergies allant jusqu'au giga électronvolt.
Leur rapidité et leur masse élevée (près de 2 000 fois celle de l'électron pour le proton) fait qu'ils sont peu déviés et perdent peu d'énergie lors de leurs collisions avec les électrons.
La trajectoire est rectiligne et les ionisations sont étroitement groupées autour de celle-ci. La perte d'énergie est progressive, le faisceau ralentit et la densité des ionisations croit. La fin de parcours est bien mieux définie que celle des électrons.
On observe une augmentation de la densité d'ionisation avec un maximum de la dose locale : c'est le pic de BRAGG. Puis la dose chute rapidement, la particule ralentie capturant les électrons du milieu en finissant par s'arrêter.

On sait calculer à quelle profondeur dans un tissu le faisceau d'ions transfère son maximum d'énergie.
Après repérage d'une tumeur par une méthode d'imagerie on peut par l'informatique intervenir sur les paramètres de l'irradiation pour que le pic de Broag se situe sur la zone tumorale.
On peut même déplacer le plan du pic de Broag pour que tranche par tranche la tumeur reçoive sur tout son volume l'énergie maximale.
Ces techniques évoluées présentent l'avantage de protéger encore mieux qu'avec les électrons les tissus sains en deçà et au delà de la zone tumorale. Elles sont adaptées à des indications particulières telles que les tumeurs cérébrales.
Les installations complexes et coûteuses font que les centres de proton thérapie sont peu nombreux. Il en existe à Orsay en relation avec le CEA, à Nice et à Toulouse. En ce qui concerne la radiothérapie par ions carbone, les centres qui pratiquent Recherche et Traitement sont à Lyon et à Caen (Ganil).

2.4. RADIOTHÉRAPIE MÉTABOLIQUE AVEC EXPLORATION FONCTIONNELLE PRÉALABLE

2.4.1. Test fonctionnel thyroïdien

Le traceur est de l'iode 131 issu des produits de fission de ^{235}U ou obtenu par activation de ^{130}Te. Sa période de 8,05 jours et ses émissions le rendent apte aussi bien à l'exploration fonctionnelle (photon γ de 364 keV) qu'à la radiothérapie (particule β de 608 keV).
La méthodologie est la suivante : le traceur est utilisé sous forme ionique (iodure ^{131}INa) et administré *per os*.
Dans une épreuve de fixation (hypo et surtout hyperfixation) l'activité utilisée est suivant le patient de l'ordre de 200 à 600 MBq ce qui correspond pondéralement à quelques dizaines de nano grammes.
La mesure est exécutée par une caméra à scintillation fixe (gamma caméra). La dose délivrée à l'organe est de l'ordre de la dizaine de centigrays.

2.4.2. Radiothérapie métabolique

Elle est précédée par une épreuve de fixation et de localisation des nodules thyroïdiens cancéreux, réalisée par une scintigraphie à balayage ou par caméra à numérisation.
Pour la thérapie les activités administrées vont de 2 000 à 5 000 MBq. Le patient est isolé et ses effluents traités.

CONCLUSION

" Les rayonnements sont comme la lance d'Achille, ils blessent et guérissent à la fois " Antoine BÉCLÈRE (1866-1939).
Plus d'un siècle après la découverte des rayons X et la radioactivité, l'utilisation des rayonnements ionisants a pris une place incontournable, dans la médecine d'aujourd'hui, tant sur les plans diagnostiques que thérapeutiques.

Lorsque Wilhelm Conrad RÖNTGEN découvre les rayons X en novembre 1895, il pressent déjà les applications médicales futures de ces rayons mystérieux, surtout après avoir réalisé la première radiographie du monde : la main de son épouse Bertha RÖNTGEN, le 8 novembre 1895.

La découverte de la radioactivité, par Henri BECQUEREL, a suivi de très près et son utilisation en médecine rapidement envisagée.

Très rapidement aussi, ces chercheurs ont constaté les conséquences biologiques des rayonnements ionisants sur les organismes vivants, pouvant être source d'effets bénéfiques ou pathologiques.
La renommée de ces découvertes a entrainé leur utilisation excessive et incontrôlée, aussi bien en médecine que dans l'industrie et le commerce pendant les premières années du vingtième siècle.

Après la mise en évidence de nombreux cas de cancers chez les physiciens ou les médecins travaillant avec les rayonnements ionisants, les premières mesures de radio protection sont élaborées.
Mais c'est seulement en 1928 qu'une Commission de Protection contre les radiations fut créée par la Société Internationale de Radiologie. Depuis cette date, la Commission émet régulièrement des recommandations pour limiter les doses reçues tant par les patients que par le personnel médical.
Grâce à ces limitations, la fréquence des cancers dans le personnel médical œuvrant en radio pathologie est identique à celle de la population.

L'utilisation contrôlée des rayonnements ionisants fournit donc à la médecine des moyens d'investigation et de thérapeutique sans risque pour les malades ou le personnel médical et sont complémentaires d'autres méthodes faisant appel ou non à un processus nucléaire (IRM, échographie).

Même si certains accidents récents ont été rencontrés, dus à des erreurs humaines ou une insuffisance de radio vigilance, car le risque zéro n'existe pas, il est nécessaire de poursuivre et de moderniser les installations de radiodiagnostic et de radiothérapie pour permettre leur utilisation la plus large possible.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Première radiographie mondiale : la main de Me Bertha RÖNTGEN

(22/11/1895) (source La robe et le nuage NEO Editions)

ANNEXE 1 : LE TUBE À RAYONS X

Dans le tube en forme d'ampoule où est établi un vide poussé, on provoque l'interaction d'électrons émis par un filament chauffé (cathode) puis accélérés par une différence de potentiel avec les atomes d'une cible métallique (anode en tungstène).
Les collisions avec les électrons du métal entrainent un ralentissement avec un transfert d'énergie, et avec les noyaux, un rayonnement électromagnétique (photons de freinage) de diverses énergies constituant le spectre des rayons X.
L'énergie des rayons est proportionnelle à la tension appliquée au tube. Les rayons quittent le tube par une fenêtre en béryllium et l'échauffement nécessite un système de refroidissement.
La formation de l'image radiologique repose sur la différence d'atténuation des rayons X entre les tissus traversés.
Le faisceau émergent transporte une image radiante transformée en une image lumineuse par le détecteur. Ce dernier est, de manière courante et ancienne, le film photographique, il fournit une image en négatif où les structures les plus transparentes sont les plus noires.
Pour rendre plus visibles des organes cavitaires, des réseaux vasculaires, on peut administrer au patient des produits de contraste opaques aux rayons X, composés du baryum pour les premiers, composés d'iode pour les seconds.
Un mode de détection plus moderne est apporté par l'amplificateur de luminance dont l'image radiante est convertie en une image électronique.
L'accélération et la multiplication des électrons permettent d'obtenir un gain important de puissance lumineuse au niveau de l'écran fluorescent de sortie. L'image peut être vue directement ou reprise par une caméra de télévision. Cette technique permet d'optimiser les doses délivrées au patient en donnant moins de flou et plus de finesse à l'image.

ANNEXE 2 : MARQUEURS ET LEURS COMPOSÉS

1. Marqueurs et leurs composés physiologiques

Isotopes produits dans des réacteurs
On peut citer les isotopes suivants ^{24}Na, ^{47}Ca, ^{59}Fe, émetteurs β et γ obtenus par irradiation neutronique d'un isotope stable. La formule chimique du traceur est inorganique pour les 2 premiers (chlorures), organique pour le troisième (citrate). L'isotope ^{24}Na est utilisé pour la mesure du volume liquidien extracellulaire, ^{47}Ca pour le diagnostic du cancer osseux et ^{59}Fe celui de la polyglobulie.

Isotopes produits par des accélérateurs de particules

– L'isotope ^{57}Co est un émetteur γ pur issu de l'irradiation du ^{60}Ni par des protons ($^{1}_{1}H$) et la principale molécule marquée est la cyanocobalamine. Il s'agit de la vitamine B12 utilisée comme traceur pour le diagnostic de l'anémie de Biermer due à son défaut d'absorption gastro-intestinale.

– Les gaz radioactifs formés à partir de ^{11}C, ^{15}O et ^{13}N sont des traceurs à vie ultra courte (20 min pour la plus longue). Il en résulte une proximité nécessaire des lieux de production et d'utilisation (Hôpital Frédéric Joliot Curie du CEA à Orsay).

La production des 3 isotopes se fait dans un accélérateur circulaire (cyclotron) où les particules mises en mouvement sont des deutons $^{2}_{1}H$). Les cibles sont des éléments stables : ^{10}B, ^{14}N et ^{12}C.
Les 3 isotopes ont la particularité d'émettre des électrons positifs ou positons ($^{1}_{+1}$ e), qui, en rencontrant les électrons du milieu, génèrent un processus d'annihilation avec émission de 2 photons γ de 0,511 MeV chacun qui sont in fine les particules à détecter.
La détection de 2 photons γ émis dans 2 directions opposées a conduit à la réalisation d'une caméra à scintillation spéciale où les détecteurs, disposés en couronne autour du patient, permettent la réception en coïncidence des 2 rayonnements (caméra PET : Positon Emission Tomography).
Les formes chimiques du traceur sont les gaz CO et CO2, l'azote étant utilisé sous forme élémentaire (N2).
Leur emploi permet d'explorer la fonction pulmonaire (défaut de ventilation de certaines régions, épuration alvéolaire). $C^{15}O_2$ gaz soluble injectable a permis la détection des shunts cardiaques droits gauches.

– Cas du ^{18}F

Pour la production de ce gaz, la particule accélérée est un ion lourd, l'hélion ($^{3}_{2}He$), et la cible l'oxygène naturel ^{16}O. Son affinité pour le tissu osseux a conduit à la synthèse d'un traceur spécifique le fluoroborate de potassium ($^{18}F4$ BK) mais non physiologique et toxique.
Une autre forme physiologique et performante est le dérivé radio fluoré du glucose le ^{18}F fluorodésoxyglucose ou FDG qui a permis un développement important de l'imagerie neuro-fonctionnelle.
En oncologie (autre appellation de la cancérologie), la consommation majorée de glucose par les cellules de tumeurs variées (lymphomes, mélanomes) est mise en évidence par le FDG.

2. Marqueurs non physiologiques et leurs composés

Isotopes produits dans des réacteurs

– Les isotopes ^{51}Cr, ^{75}Se, ^{99m}Tc sont produits par activation neutronique d'isotopes stables (^{50}Cr, ^{74}Se, ^{99}Mo). Ils donnent des traceurs pour des cibles spécifiques.
L'isotope ^{51}Cr sous forme de chromate de sodium a la capacité de marquer les cellules sanguines in vitro (érythrocytes) formant un traceur cellulaire injectable à des patients atteints d'anémie.
La mesure de la destruction de ces cellules par la prise d'échantillons sanguins et la localisation par détection externe du site où elle a lieu permet de confirmer l'hypothèse d'hémolyse.
L'isotope ^{75}Se sélénométhionine est un traceur véritablement biochimique puisque préparé par biosynthèse (levure) et qui se concentre comme l'acide aminé naturel dans le pancréas dont il permet la scintigraphie.
La production du ^{99m}Tc (technétium métastable) et son utilisation sont particulières. L'activation neutronique du ^{98}Mo donne du ^{99}Mo. Ce dernier se désintègre avec une période de 67h pour donner le ^{99m}Tc lequel a une période de 6h en émettant un γ pur de 0,140 MeV bien adapté à la détection externe.
Le couple ^{99}Mo - ^{99m}Tc est utilisé comme générateur isotopique.
L'isotope parent, fixé sur une colonne d'alumine, produit l'isotope fils qui est déplacé par une solution de ClNa en milieu acide et recueilli sous forme de pertechnétate (Na $^{99m}TcO4$) directement injectable au patient. L'ion $TcO4^-$ est donc le traceur et présente d'intéressantes propriétés.
Peu toxique, il a la même distribution biologique que l'ion iodure I^- et peut le remplacer avantageusement pour une scintigraphie thyroïdienne.
Il se lie aussi facilement à des molécules biologiques comme l'albumine qui sous forme d'agrégats est adaptée à la réalisation de scintigraphies pulmonaires par voie veineuse (diagnostic d'infarctus pulmonaire).

Enfin l'ion TcO_4^- peut être préparé sous forme de radio colloïde soufré.
Injecté par voie veineuse, sa faible taille particulaire permet sa distribution dans les cellules du foie (cellules de KÜPFER) mais aussi de la rate et de la moelle osseuse.
Les scintigraphies réalisées sur ces organes délivrent des doses modérées (30 mSv).

Isotopes produits par un accélérateur

Le gallium 68 (période 68 min) est un produit en 2 temps. Une cible de ^{69}Ga irradiée par des protons donne du germanium 68 qui se désintègre en ^{68}Ga qui émet des positons.
Le couple ^{68}Ge - ^{68}Ga rentre dans les possibilités d'un générateur isotopique et l'isotope fils est obtenu par l'emploi d'un chélateur (EDTA). C'est sous cette forme de chélate qu'il est utilisé pour le diagnostic des tumeurs osseuses et la détection se pratique par une caméra à positons.

ANNEXE 3 : RADIOSENSIBILITÉ ET SURVIE CELLULAIRE

La radiothérapie pour être appliquée nécessite l'obtention de données quantitatives. Si celles relatives aux facteurs physiques correspond à des grandeurs mesurables, il en va autrement pour les facteurs cellulaires qui ne peuvent faire l'objet que d'une évaluation.
La dose curatrice dépend du nombre de cellules tumorales que l'on approche par l'évaluation du poids des tumeurs et de la radiosensibilité que l'on exprime par la survie cellulaire. Le but étant la destruction complète et sélective de la population tumorale, une irradiation à transfert d'énergie élevée entraîne des décès cellulaires immédiats mais aussi retardés.
Dans ces conditions, pour une population initiale de N_0 de cellules irradiées à une certaine dose D, le taux de survie S se définit comme le rapport du nombre N de cellules restantes au nombre N_0.
Pour des doses croissantes, ce taux évolue selon une loi exponentielle décroissante. On a $S = N / N_0 \, e^{-kD}$, et en prenant les logarithmes on bénéficie d'une relation linéaire $\text{Log } S = \text{Log } N / N_0 - kD \log e$.
En prenant comme dose de référence la dose unique D(37) laissant 37 % de survivants, $N / N_0 = 0{,}37 = 1/e$ et $\text{Log } S = \text{Log } 1/e = - k D(37) \text{ Log } e$, soit $\text{Log } 1/e = - k D(37)$ où $-1 = - kD(37)$ et le paramètre k qui définit la pente de la droite est égal à 1/D(37).

La densité cellulaire d'une tumeur est d'environ cent millions (10^8) de cellules par grammes. Pour détruire une tumeur de 10^{10} cellules il faudrait arriver à un taux de survie de 10^{-11}.
Sachant que pour une cellule humaine D(37) = 1,5 grays, $\text{Log } S = \text{Log } 10^{-11} = D / 1{,}5$ on obtient D = 37,5 grays ce qui est une dose élevée.

L'expérimentation animale et l'expérience clinique ont montré pour certaines tumeurs qu'avec des dose plus faibles, on peut éviter la récidive en maintenant le nombre de cellules restantes au- dessous d'une valeur Ni appelé nombre inducteur de prolifération. Dans ce cas, l'organisme effectue une élimination progressive et complète de la population tumorale.
Dans notre exemple d'une tumeur de 10^{10} cellules avec $Ni \leq 10^5$, on a $\text{Log } S = 10^5 / 10^{10} = - 11{,}5 = - 11{,}5 = D / 1{,}5$ d'où D = 17,3 grays, ce qui correspond à une augmentation d'un facteur 2 de l'efficacité thérapeutique.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

LE CONTRÔLE DES ACTIVITÉS NUCLÉAIRES

1. PRÉAMBULE

Les **activités** nucléaires civiles sont contrôlées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN). Les activités militaires sont, quant à elles, contrôlées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire « Défense » (ASND).

En ce qui concerne les **matières** nucléaires, elles sont contrôlées par le Haut Fonctionnaire à la Défense et la Sécurité (HFDS) du ministère en charge de l'industrie.

1.1. UN PEU D'HISTOIRE

A sa création en 1945, le Commissariat à l'Energie Atomique, seul organisme à posséder des installations nucléaires, en assure le contrôle.

De nouvelles installations nucléaires, ne relevant plus du seul CEA et notamment d'EDF, conduisent rapidement à la création :

- d'un service ministériel au sein du ministère en charge de l'industrie, le Service Central de Sûreté des installations Nucléaires (SCSIN)
- d'un Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants au sein du ministère chargé de la santé (SCPRI).

La montée en charge du programme nucléaire français se traduit par la transformation en 1991 du SCSIN en une Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN).
Dès le début des années 2000, une Autorité de sûreté nucléaire, intitulée DGSNR, regroupant sûreté et radioprotection, est créée sous la tutelle conjointe des ministères en charge de l'industrie, de l'environnement et de la santé.

Depuis le début des années 1980, les exigences de transparence, de plus en plus pressantes, ont conduit peu à peu à la discussion et la promulgation d'un fondement législatif : la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (2006-686 du 13 juin 2006), dite loi TSN.

Elle instaure, notamment, une Autorité de sûreté nucléaire **indépendante** (Annexe 1) et institutionnalise d'autres acteurs du contrôle, dont les principaux sont :

- Le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN)
  Le Haut Comité peut émettre un avis sur toute question dans ces domaines, ainsi que sur les contrôles et l'information qui s'y rapportent. Il peut également se saisir de toute question relative à l'accessibilité de l'information en matière de sécurité nucléaire et proposer toute mesure de nature à garantir ou à améliorer la transparence en matière nucléaire.
  Le Haut Comité peut être saisi sur toute question relative à l'information concernant la sécurité nucléaire et son contrôle. Il a remplacé le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN) qui avait été institué en 1973 avec des missions voisines mais moins étendues et des moyens d'action plus modestes
- Les Commissions Locales d'Information
  L'article 22 de la loi prévoit la création d'une CLI auprès de chaque Installation Nucléaire de Base (INB), une CLI pouvant être commune à plusieurs installations proches
  Il définit la mission des CLI comme une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

1.2. LES MISSIONS DE L'ASN

Les missions de l'ASN sont triples :

- l**a réglementation** : l'ASN est chargée de contribuer à l'élaboration de la réglementation, en donnant son avis au Gouvernement sur les projets de décrets et d'arrêtés ministériels ou en prenant des décisions réglementaires à caractère technique
- **le contrôle** : l'ASN est chargée de vérifier le respect des règles et des prescriptions auxquelles sont soumises les installations ou activités qu'elle contrôle
- **l'information du public** : l'ASN est chargée de participer à l'information du public, y compris en cas de situation d'urgence.

1.3. L'ORGANISATION DE L'ASN

Pour garantir son indépendance, et à l'image d'autres organisations indépendantes telle le CSA, l'ASN est dirigée par un collège de 5 commissaires qui définit la politique générale de l'ASN en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Le directeur général et les directions thématiques ou régionales mettent en œuvre les décisions.

2. QUE CONTRÔLE L'ASN ?

La loi française stipule que l'exploitant est toujours responsable de ses installations. En d'autres termes, l'ASN contrôle la capacité de l'exploitant à conserver la maîtrise de ses installations.

2.1. L'INDUSTRIE NUCLÉAIRE

L'ASN contrôle le respect des règlementations notamment en matière de sûreté des **installations nucléaires de base**.

La sûreté de ces installations repose en premier lieu sur **le contrôle exercé par l'exploitant** lui-même comme l'impose l'arrêté du 10 août 1984, dit arrêté qualité. L'exploitant est responsable de la sûreté de son installation ; il propose des dispositions de nature à respecter cet objectif avec les justifications appropriées. Dans ce cadre, l'ASN contrôle, pour chaque installation, que l'organisation et les moyens retenus par l'exploitant lui permettent d'assumer cette responsabilité. L'ASN contrôle également la cohérence globale, à la fois au plan de la sûreté et du cadre réglementaire, des choix industriels faits en matière de gestion durable des matières et déchets nucléaires.

L'ASN effectue donc un contrôle de second niveau ; ce qui ne l'empêche, en aucun cas, d'effectuer, au cours de visite programmée ou impromptue des contrôles de niveau plus technique. L'exploitant doit, en outre, procéder à des réévaluations de sûreté décennales, qui sont soumises à l'approbation de l'ASN.

2.2. AUTRES INDUSTRIES

2.2.1. Activités industrielles diverses

L'industrie utilise, de longue date, des sources de rayonnements ionisants dans une grande variété d'applications et de lieux d'utilisation (plusieurs dizaine de milliers de localisations). Ces rayonnements sont produits soit par des radioéléments – essentiellement artificiels – en sources scellées ou non, soit par des générateurs électriques.

On peut citer par exemple :

- l'irradiation industrielle en vue de la stérilisation de dispositifs médicaux ou de la conservation des aliments
- la radiographie industrielle : technique de contrôle non destructif, essentiellement la gammagraphie, qui permet le contrôle des défauts d'homogénéité dans le métal et en particulier dans les cordons de soudure
- le contrôle de paramètres (empoussièrement de l'air, grammage du papier, niveau de liquide, densité ou humidité des sols, diagraphie…)
- l'utilisation de traceurs radioactifs, notamment dans le domaine de la recherche, où l'incorporation à des molécules est un outil courant d'investigation en biologie cellulaire et moléculaire
- les mesures d'usure, de recherche de fuites, de frottement, de mécanique des fluides (construction de modèles hydrodynamiques), d'hydrologie

- l'utilisation de générateurs électriques de rayons X pour le contrôle de conteneurs de marchandises ou dans des programmes de radiographie industrielle.

L'industrie a également recours à des installations nucléaires non directement liées à l'industrie électronucléaire, destinées, par exemple, à la production radio-pharmaceutiques, au traitement et au conditionnement de déchets de faible activité ou encore à assurer des activités de maintenance nucléaire.

Il s'agit ici de contrôler que l'exploitant du site a correctement mis en place les mesures techniques et d'organisation permettant d'assurer la sécurité des travailleurs, du public et de l'environnement. Cette action est complexe dans la mesure où, non seulement la diversité est grande, mais ces sources comme leurs utilisateurs sont très nombreux.

L'utilisation d'appareils de gammagraphie et d'accélérateurs entraine des risques spécifiques locaux autour des équipements notamment mobiles.

Le traçage des conditions de détention, d'utilisation et d'élimination des sources, dès le stade de leur fabrication jusqu'à leur fin de vie, reste un élément fondamental de la sûreté.

La délivrance et le renouvellement d'autorisation de détention et d'utilisation de sources de rayonnements ionisants constituent une part importante de l'action de l'ASN. L'ASN effectue également des contrôles qui dépendent à la fois de la nature de ces sources mais aussi des étapes de leur réalisation et de leur utilisation.

Les applications médicales (voir fiche GAENA N° 24) représentent un cas particulier de ces « autres » activités nucléaires. Dans ce domaine, l'ASN procède, ou fait procéder par des organismes agréés, à des contrôles de radioprotection des installations de radiologie, radiothérapie, curiethérapie, médecine nucléaire et d'irradiateurs de produits sanguins. Ces contrôles ont pour but d'évaluer régulièrement la sécurité radiologique de ces installations afin d'en vérifier le niveau, au regard de la réglementation en vigueur, et - si besoin - de le renforcer.

2.2.2. La recherche

Les installations dédiées à la recherche sont nombreuses et diversifiées. La France possède notamment un parc de réacteurs expérimentaux et de laboratoires de recherche unique au monde principalement exploités par le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA).
Ce parc est complété par des installations de soutien à la recherche (entreposages de matières et de déchets, installations de traitement d'effluents). La recherche utilise également des sources de rayonnements ionisants dans une grande variété d'applications.

Comme pour l'industrie nucléaire, la sûreté de ces installations repose en premier lieu sur le contrôle exercé par l'exploitant lui-même, l'ASN effectuant un contrôle de second niveau.
En matière de radioprotection des travailleurs, l'ASN est chargée de vérifier les moyens mis en œuvre pour respecter les limites de dose réglementaires et notamment pour réduire les expositions au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (As Low As Reasonnably Achievable).

Les installations nucléaires dédiées à la recherche ont la particularité de constituer, chacune, un cas unique et présentent de ce fait des enjeux de sûreté spécifiques. En outre, il est nécessaire de maîtriser le vieillissement des installations. Enfin, l'évolution constante des installations, due à leur vocation de recherche, impose un suivi particulier et de fréquentes mises à jour de leurs référentiels de sûreté.

2.2.3. Transport des matières radioactives

Environ 900 000 colis de substances radioactives sont transportés chaque année.
La radioactivité de ces différents colis, dont la masse varie de quelques kilogrammes à plusieurs dizaines de tonnes, va de quelques milliers de becquerels pour des colis pharmaceutiques de faible activité à des millions de milliards de becquerels pour des combustibles irradiés ou usés.

L'ASN vérifie et garantit l'application des critères de sûreté des colis de transport fixés par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA), l'exploitant en restant responsable.
Ces colis sont conçus pour assurer la protection, dans des conditions normales ou accidentelles, des personnes (population et travailleurs) et de l'environnement.
La sûreté du transport repose donc, avant tout, sur le colis, ensemble constitué par l'emballage et son contenu. Diverses épreuves réglementaires, incluant des accidents de référence, doivent démontrer la sûreté des emballages pour permettre leur homologation[1] ou agrément[2].

2.2.4. Déchets – Démantèlement

Les déchets radioactifs proviennent à plus de 85 % en masse de l'industrie nucléaire.
Pour le reste, ils sont issus de l'utilisation d'éléments radioactifs dans les hôpitaux, les universités, certaines industries non nucléaires, et des activités liées à la défense.

En matière de déchets

L'ASN contrôle l'organisation générale mise en place par l'ANDRA (Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs) et les producteurs de déchets pour l'acceptation des déchets des producteurs. Elle apprécie la politique et les pratiques de gestion des déchets des producteurs de déchets radioactifs.

En matière de démantèlement

En matière d'installations nucléaires, le principe de responsabilité première de l'exploitant s'applique et l'ASN intervient en second niveau.

Au-delà du démantèlement individuel de chaque installation, l'ASN veille à ce que les stratégies globales des exploitants s'inscrivent dans une démarche de prise en compte cohérente des contraintes de sûreté et de radioprotection, et ceci, dès la phase de conception du démantèlement (voir fiche GAENA N°30).

[1] *L'homologation concerne des emballages destinés à circuler exclusivement sur les voies intérieures de sites nucléaires.*
[2] *Les agréments sont délivrés à des emballages destinés à circuler sur la voie publique.*

3. LES MOYENS

Dans le cadre de ses missions de contrôle, l'ASN peut faire appel, outre ses directions thématiques ou régionales ainsi que son corps d'inspecteurs dédiés (environ 450 personnes pour un budget de plus de 50 millions d'euros), à des organismes agréés participant également à la veille en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, notamment l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire en tant qu'expert public en matière de recherche et d'expertise sur les risques nucléaires et radiologiques.

Bien que plus conjoncturel, l'ASN peut également faire appel à son comité scientifique, aux groupes permanents (qui émettent des avis) ainsi qu'à d'autres organismes compétents (CSTB, APAVE…) dans les domaines nucléaires, radioprotection, mines…. L'ASN ne s'interdit pas de faire, le cas échéant, appel à des organisations opposées au nucléaire.

4. LES POUVOIRS

Le rôle de l'ASN est un rôle technique et non politique.
L'ASN reçoit des avis techniques de l'IRSN et des Groupes Permanents ; elle émet des avis techniques au gouvernement.

Par contre, au plan technique, totalement indépendante des exploitants et des ministères, l'ASN possède le pouvoir d'arrêter l'exploitation d'une installation si elle en juge la sûreté insuffisante. Elle peut demander toutes études ou documents complémentaires ; elle peut adresser des injonctions de modification d'organisation, de mesures techniques, etc.

5. RÉFÉRENCES

[1] Loi 2006-686 du 13 juin 2006 dite Loi Transparence et Sécurité Nucléaire.

***Annexe 1 :* Acteurs du contrôle nucléaire en France**

En France, le contrôle de la sureté nucléaire et de la radioprotection relève essentiellement de trois acteurs : le Parlement, le Gouvernement et l'ASN.

Le Parlement intervient dans le contrôle du nucléaire par le vote de la loi.

Deux lois majeures ont été votées en 2006 dans le domaine de la sureté nucléaire et de la radioprotection: la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (désormais codifiée aux livres I^{er} et V du code de l'environnement par l'ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012) et la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

La loi du 13 juin 2006 prévoit en particulier que l'ASN rende compte au Parlement, notamment par la présentation de son rapport annuel à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

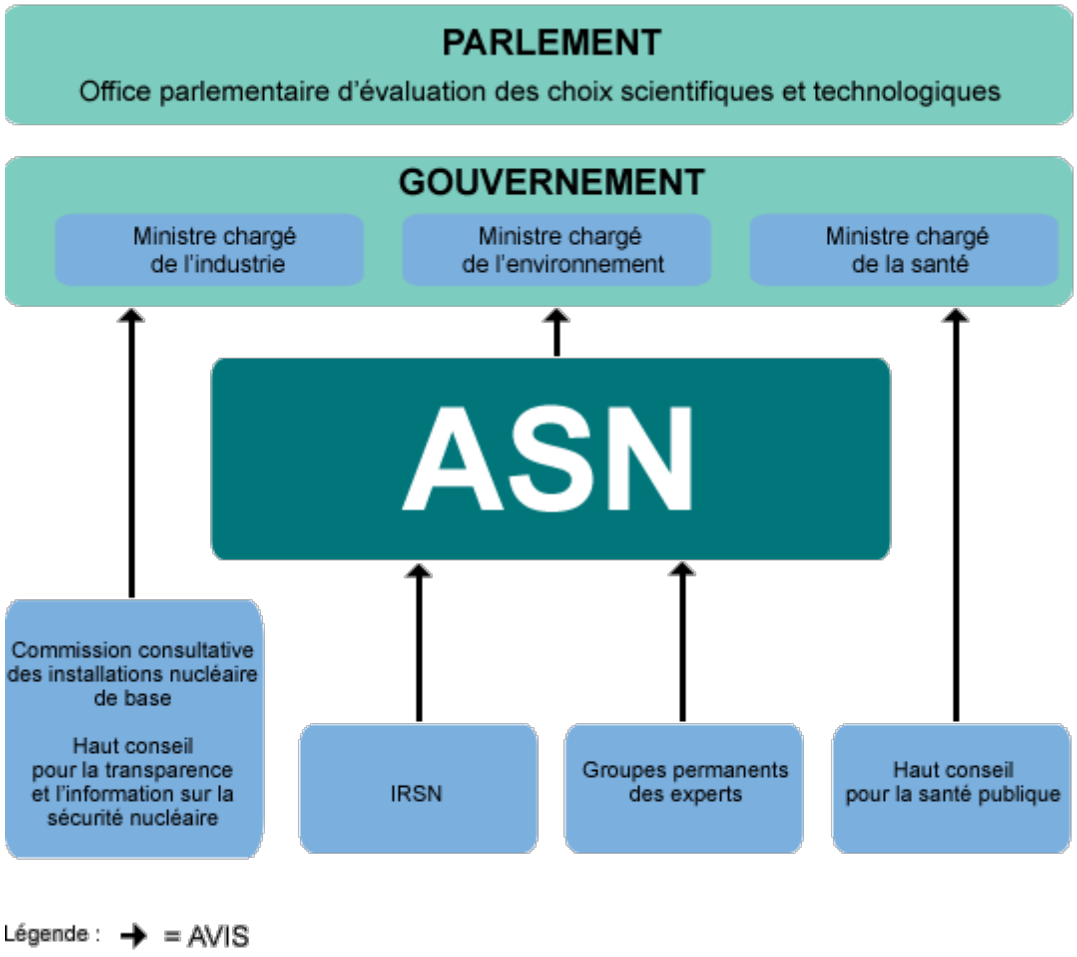


Figure 1 : Organisation de la sûreté nucléaire en France

STOCKAGE DE L'ÉNERGIE ÉLECTRIQUE

1. INTRODUCTION

L'énergie électrique ne se stocke pas facilement, ceci oblige à concevoir un système de production et un réseau de distribution où l'équilibre entre la production et la consommation doit être permanent. Toutefois la possibilité de développer des moyens de stockage revêt une grande importance en particulier pour trois causes principales :

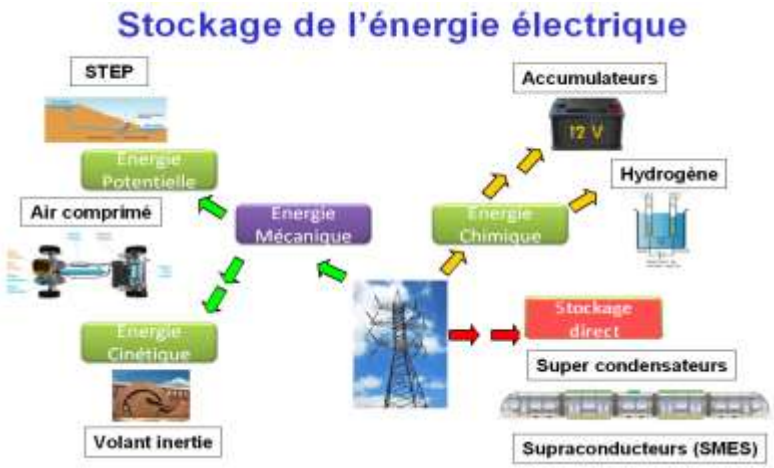
- l'intégration, à grande échelle, dans la production d'électricité des sources renouvelables intermittentes que sont l'énergie solaire et l'énergie du vent
- l'effacement des pointes journalières, en particulier celle du soir en période hivernale
- le développement du transport électrique routier.

L'électricité, vecteur énergétique de flux, dont les moyens de stockage direct sont limités doit être transformée en énergie de stock[1] qui pourra être stockée.

L'objet de la fiche est de décrire les différents moyens de stockage existants et en cours de développement.

La figure ci-contre illustre les différentes possibilités de stockage, soit sous forme directe, soit sous forme d'énergie de stock, chimique ou mécanique.

Les paramètres des différents systèmes de stockage sont évoqués.
A partir de ceux-ci il sera nécessaire de faire un choix pertinent du moyen de stockage en fonction de l'utilisation prévue de l'électricité, d'autres caractéristiques auront également leur importance : coût, encombrement, durée de vie...



2. MOYENS DE STOCKAGE DE L'ÉNERGIE ÉLECTRIQUE

Les différents moyens de stockage sont présentés :

- stockage direct de l'électricité
- stockage de l'électricité sous forme d'énergie chimique
- stockage de l'électricité sous forme d'énergie mécanique.

Une conclusion s'impose : les solutions de stockage sont multiples et, comme pour la production d'électricité, il est nécessaire d'avoir une diversité de solutions de stockage.

Les solutions pour développer le transport électrique et celles pour faciliter l'intégration des énergies intermittentes fatales dans la production d'électricité ne sont pas les mêmes. Le domaine du stockage de l'électricité fait l'objet de nombreuses recherches.

[1] *Energie contenue dans la matière ou sous forme d'énergie cinétique ou potentielle.*

STOCKAGE DE L'ÉNERGIE ÉLECTRIQUE

1. INTRODUCTION

L'énergie électrique ne se stocke pas facilement, ceci oblige à concevoir un système de production et un réseau de distribution où l'équilibre entre la production et la consommation doit être permanent. Toutefois la possibilité de développer des moyens de stockage revêt une grande importance en particulier pour trois causes principales :

- l'intégration, à grande échelle, dans la production d'électricité des sources renouvelables intermittentes que sont l'énergie solaire et l'énergie du vent
- l'effacement des pointes journalières, en particulier celle du soir en période hivernale
- le développement du transport électrique routier.

L'électricité, vecteur énergétique de flux, dont les moyens de stockage direct sont limités doit être transformée en énergie de stock[1] qui pourra être stockée.

L'objet de cette fiche est de décrire les différents moyens de stockage existants et en cours de développement.

La figure 1 illustre les différentes possibilités de stockage, soit sous forme directe, soit sous forme d'énergie de stock, chimique ou mécanique.

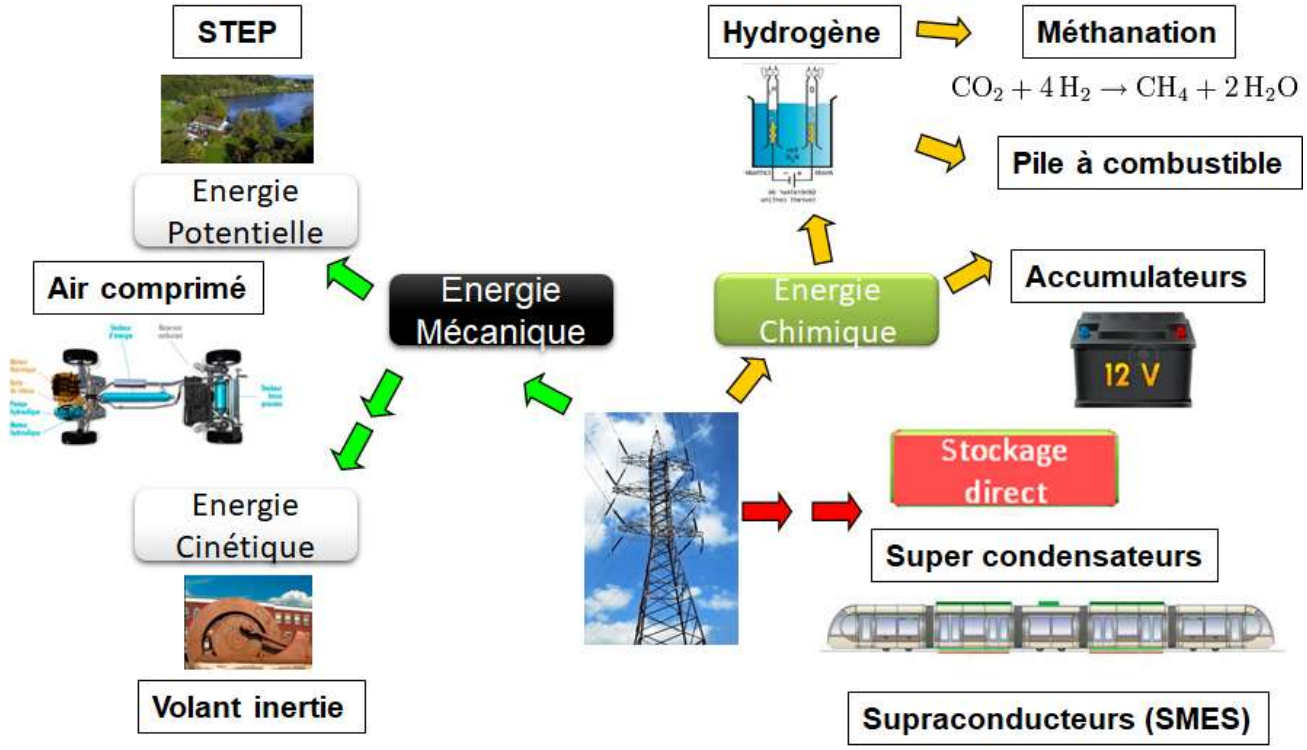


Figure 1 : Stockage de l'énergie électrique

[1] *Energie contenue dans la matière ou sous forme d'énergie cinétique ou potentielle.*

Tout système de stockage est caractérisé par plusieurs paramètres :

- la capacité de stockage en Wh (kWh ou MWh selon la taille)
- la puissance délivrable en W (kW ou MW selon la taille)
- le temps nécessaire au stockage lié à la puissance de charge disponible et admise par le système
- le temps possible de déstockage lié à la puissance de décharge désirée et admise par le système
- le nombre de cycles du système de stockage (durée de vie)
- le rendement du système de stockage : énergie restituée par rapport à l'énergie fournie au système
- la densité énergétique du système de stockage d'où découle son encombrement (volume, masse)
- le coût du stockage du kWh qui doit être calculé à partir des coûts d'investissement et de fonctionnement du système, de la capacité totale du stockage sur sa durée de vie et du rendement du système de stockage[2].

La figure 2 ci-après illustre différents moyens de stocker l'électricité sous forme d'énergie de stock. Elle permet de situer les différents moyens en fonction de deux caractéristiques :

- la puissance nominale en abscisse (échelle logarithmique)
- le temps de décharge en ordonnée (échelle logarithmique)

Cette figure met en évidence la nécessité d'un choix pertinent du moyen de stockage en fonction de l'utilisation prévue de l'électricité, d'autres caractéristiques auront également leur importance : coût, encombrement, durée de vie...

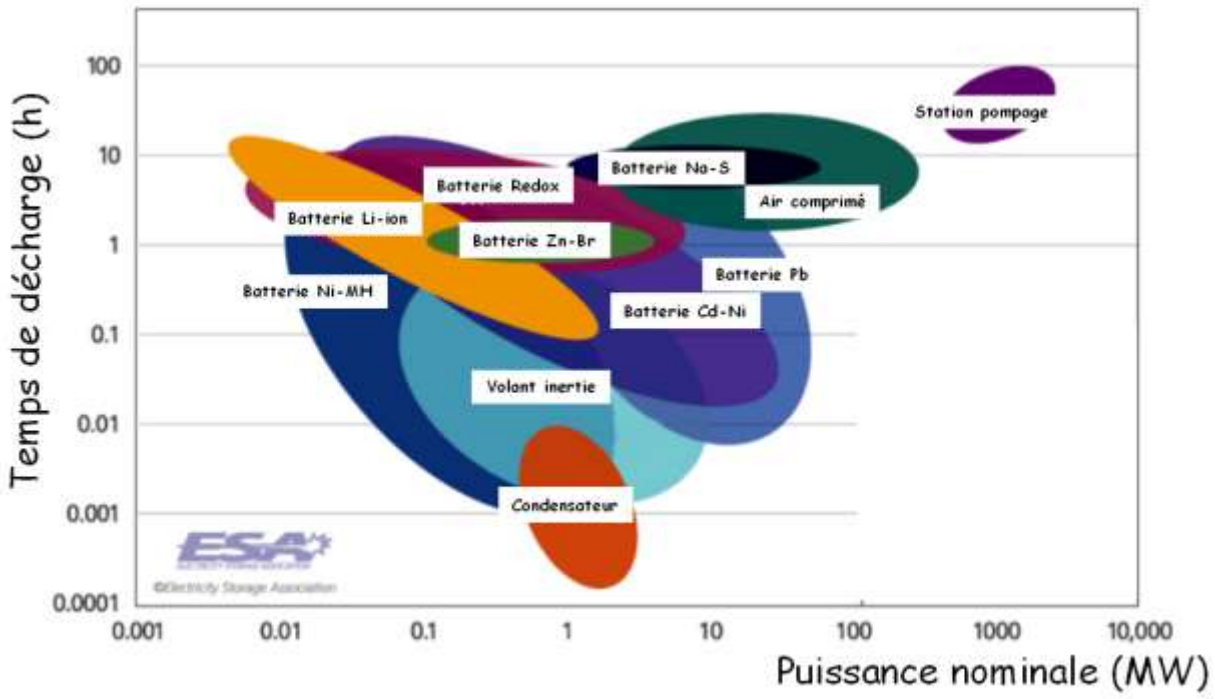


Figure 2 : Différents modes de stockage de l'électricité

2. STOCKAGE DIRECT DE L'ÉLECTRICITÉ

Certains systèmes permettent de stocker directement l'énergie sous forme électrique.

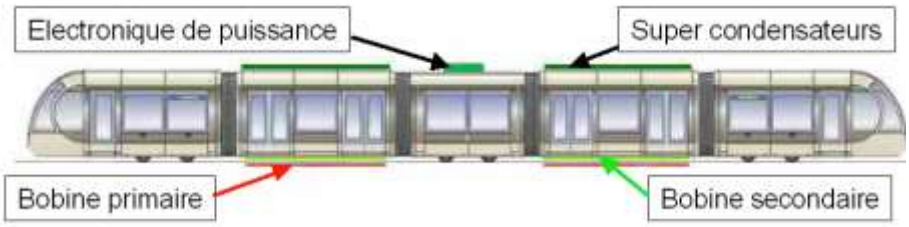
Il s'agit principalement des super condensateurs, composants électriques constitués de deux armatures conductrices stockant des charges électriques opposées et capables de délivrer une forte puissance pendant un temps très court.

[2] *Ce paramètre n'est pas traité dans cette fiche.*

À la différence des batteries électrochimiques, ils peuvent se décharger en un temps de l'ordre de la seconde ou moins avec un rendement compris entre 80 % et plus de 90 %. Toutefois, ces dispositifs ne stockent pas de grandes quantités d'énergie.

Ces caractéristiques peuvent permettre de les utiliser, par exemple, pour des bornes de recharge rapide à destination des véhicules électriques.
Ce mode de stockage[3] ne peut concerner que des applications très spécifiques.

L'encadré ci-dessous présente un exemple d'utilisation de ce mode de stockage.



Le Tramway électrique, en site propre, recharge ses super condensateurs, par induction, à chaque station.

Une autre piste est celle du stockage électromagnétique (ou SMES pour « Superconductor Magnetic Energy Storage ») à base de matériaux supraconducteurs.

Ce système est destiné au stockage de grandes quantités d'énergie, dont 50% peuvent être restituées en moins d'une seconde. De plus, un tel dispositif bénéficie d'un rendement qui se situe entre 75 % et 90 %.
Toutefois, les applications de SMES, aux coûts encore très élevés, sont encore limitées et doivent démontrer leur faisabilité à grande échelle, du fait de la nécessité de maintenir une température très basse.
Elles sont développées essentiellement aux États-Unis.

3. STOCKAGE DE L'ÉLECTRICITÉ SOUS FORME D'ÉNERGIE CHIMIQUE

3.1. STOCKAGE ÉLECTROCHIMIQUE

Les accumulateurs[4] et les piles sont des systèmes électrochimiques servant à stocker de l'énergie et la restituer sous forme d'énergie électrique. Les accumulateurs sont basés sur un système électrochimique réversible contrairement aux piles.

Le courant est produit par la circulation d'électrons entre deux plaques ou électrodes :

- une plaque positive composée d'un corps oxydant, capable d'attirer des électrons
- une plaque négative composée d'un corps réducteur, capable de céder des électrons.

Un accumulateur ou une pile se caractérise donc tout d'abord par un couple «oxydant-réducteur», (par exemple Plomb/Oxyde de plomb, Nickel/Cadmium,...) échangeant des électrons. Les deux plaques baignent dans une solution électrolytique (ou électrolyte) sous forme liquide ou gel.

C'est la réaction entre la solution et les électrodes qui est à l'origine du déplacement des électrons et des ions dans la solution. Ainsi, l'électrolyte a pour fonction d'assurer la conduction ionique (circulation des ions) et généralement de participer à la réaction chimique.
Un isolant poreux (ou séparateur) permet de séparer les deux plaques tout en autorisant le passage des ions.

De nombreux types d'accumulateurs[5] ont été développés, ils se différencient par :

[3] Des améliorations importantes ont été possibles grâce aux nanotechnologies, en particulier l'utilisation de nanotubes de carbone

[4] L'accumulateur constitue un élément de base. Plusieurs accumulateurs associés, la plupart du temps en série, constituent une « batterie d'accumulateurs » couramment appelée « batterie » ou « accus »

[5] Les piles non rechargeables à usage unique ne sont pas traitées dans ce document

- la tension fournie, de l'ordre de quelques volts
- les éléments qui les constituent : couple «oxydant-réducteur», électrolyte, matériaux constituants les plaques
- leurs conditions d'utilisation[6] : vitesse de charge[7] et de décharge (puissance disponible), mode de chargement (décharge complète ou pas avant recharge), nécessité ou pas d'un système électronique de contrôle de la charge
- leur comportement dans le temps, vitesse d'autodécharge
- densité d'énergie par unité de volume ou de masse, la figure 3 ci-dessous illustre ce paramètre qui est très important pour le stockage embarqué.

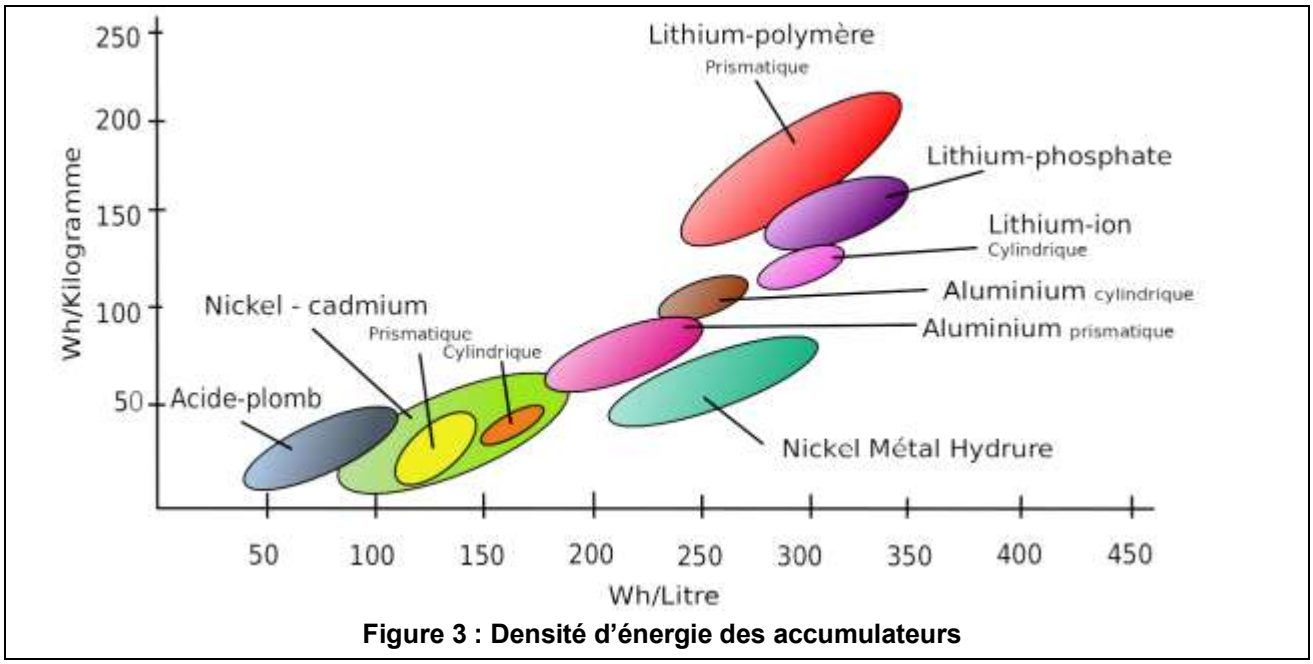


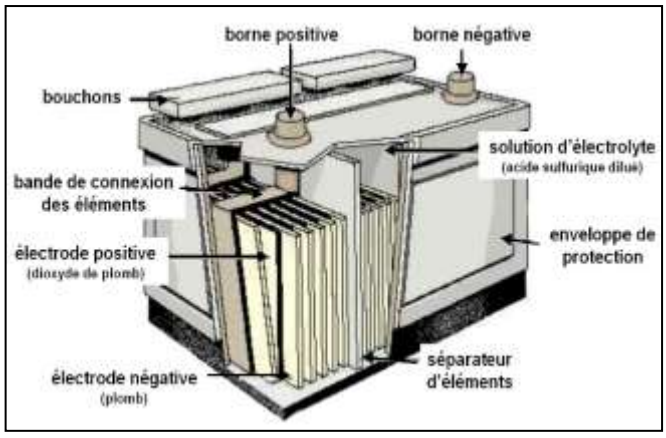
Figure 3 : Densité d'énergie des accumulateurs

Chacune des technologies développées présentent des caractéristiques différentes qui les rendent plus adaptées à certains domaines d'utilisation.

Trois principaux types d'accumulateurs ont été développés.

Les plus anciens accumulateurs sont ceux à « technologies aqueuses » : plomb-acide, nickel-cadmium (NiCd), nickel-hydrure métallique (NiMH).

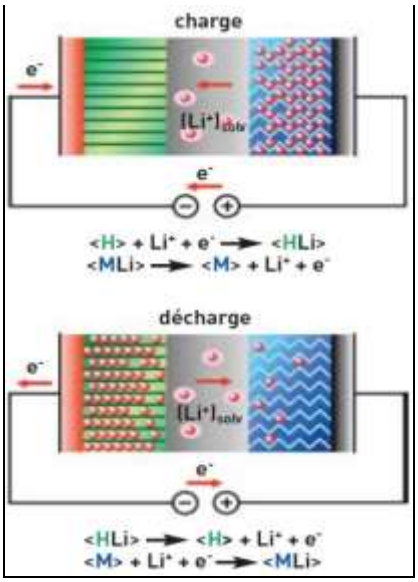
Les batteries plomb-acide sont une technologie mature et peu chère, elles ont deux inconvénients : leur faible densité énergétique et leur rapidité d'autodécharge, elles sont utilisées pour des stockages stationnaires de moyenne capacité et dans les véhicules thermiques mais leur faible densité énergétique ne permet pas de les utiliser pour les véhicules électriques.



Les batteries NiCd et NiMH ont été principalement utilisées pour les applications mobiles nécessitant une faible quantité d'énergie, leur inconvénient majeur est la nécessité de faire des cycles de décharge complète avant recharge afin de garder leur capacité initiale aboutit à leur abandon au profit des batteries Li.

[6] *« Une batterie ne meurt pas, on l'assassine en ne respectant pas les bonnes conditions d'utilisation ! » dixit Marion Perrin responsable du laboratoire de stockage de l'électricité (CEA/Liten)*

[7] *Le temps de charge d'une batterie n'est pas uniquement lié aux caractéristiques de la batterie mais aussi à la puissance disponible, par exemple il est inenvisageable de recharger rapidement chez soi un véhicule électrique dont la batterie a une capacité de l'ordre de 25 kWh, car cela nécessiterait une puissance disponible de 25 kW.*

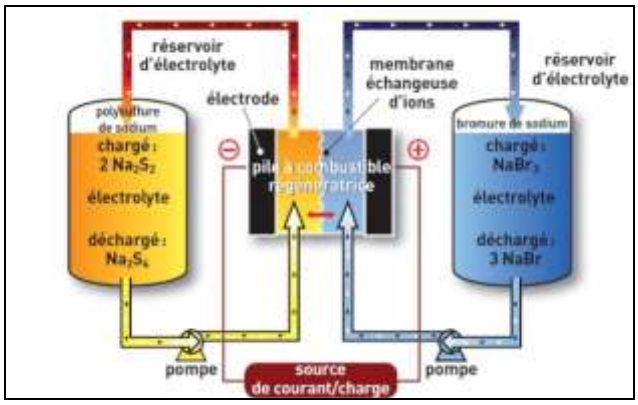


La technologie à base de lithium, d'abord lithium-métal puis lithium-ion (Li-ion) est relativement récente et en plein essor.

Les batteries Li-ion sont une grande famille dans la mesure où les ions mis en œuvre sont très nombreux.
De nouvelles variantes voient le jour : lithium-phosphate, lithium-polymères.

Une des caractéristiques importantes est leur densité d'énergie, elles nécessitent un système électronique de contrôle.
Ce système leur permet un mode d'utilisation plus tolérant.

Deux domaines d'applications sont les objectifs principaux de ces batteries : les appareils mobiles de faible puissance (téléphones, tablettes..) et les véhicules électriques.



La technologie à circulation d'électrolyte (Redox) est surtout destinée aux stockages stationnaires de moyenne et grande capacité.

Certaines de leurs caractéristiques les rendent aptes à ces utilisations : absence d'autodécharge, possibilité d'extension de la capacité moins onéreuse en augmentant la taille du réservoir, stabilité de fonctionnement, absence d'effet mémoire.

Les domaines d'application sont le stockage des productions intermittentes et la régulation du réseau en tension et fréquence.

De nombreux travaux de recherche sont en cours dans le domaine des batteries, on peut citer :

- les batteries lithium (Li-ion, Li-phosphate, Li-polymère) pour leur utilisation dans le transport, les recherches portent principalement sur leur capacité, leur sécurité, leur encombrement et le temps de recharge
- les batteries Redox dont deux technologies arrivent à maturité (zinc-brome et vanadium).

3.2. HYDROGÈNE

La production de l'hydrogène fait l'objet de la fiche GAENA n°36 en particulier celle-ci peut être faite par électrolyse de l'eau c'est-à-dire en utilisant de l'électricité disponible.

L'hydrogène est un vecteur d'énergie qui peut être stocké et réutilisé de différentes manières.

La figure 4 illustre les différentes possibilités d'utilisation de l'hydrogène :

- pile à combustible
- centrale à gaz
- méthanation

Certaines utilisations ne relèvent pas à proprement dit du stockage de l'électricité.

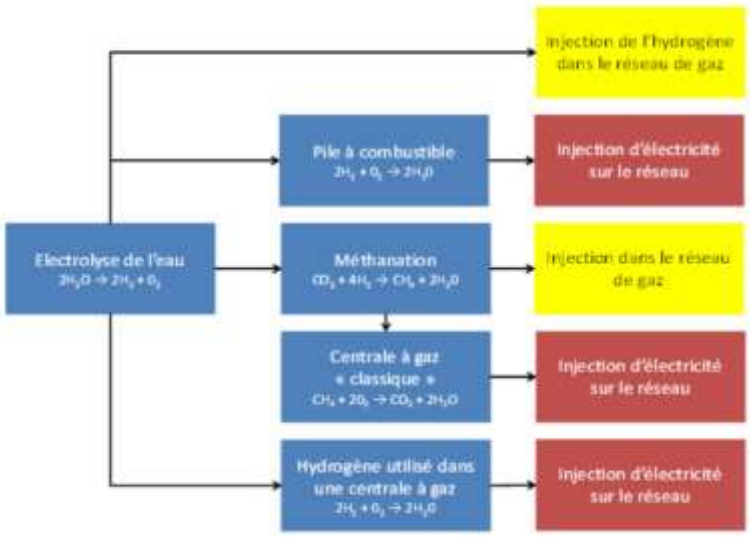


Figure 4 : Utilisation de l'hydrogène

Les utilisations de l'hydrogène pour produire de l'électricité sont principalement :

- la pile à combustible
- la méthanation

La pile à combustible (PAC) fonctionne à l'inverse de l'électrolyse de l'eau.
Au lieu de décomposer l'eau en hydrogène et oxygène sous l'action d'un courant électrique, la PAC recombine l'hydrogène et l'oxygène en créant un courant électrique. La figure 5 décrit le principe de fonctionnement d'une PAC.

Si le principe de la PAC est simple, sa mise en œuvre est complexe et coûteuse.
Aujourd'hui des progrès ont été réalisés ; ils permettent de nombreuses applications depuis la microPAC de quelques watts pour alimenter un téléphone mobile ou les piles embarquées pour les transports, jusqu'à la pile de 1 MW pour fournir de l'électricité à un immeuble collectif.

Figure 5 : Pile à combustibles

La pile à combustible se compose de multiples cellules électrochimiques composées de deux électrodes séparées par un électrolyte.
L'électrolyte est structuré de façon à laisser passer les ions H+ et à bloquer le passage des électrons qui doivent emprunter un circuit externe.
Dans la cathode les ions H+ et l'oxygène se recombinent pour donner de l'eau.

Actuellement, il existe plusieurs types de piles à combustible qui se différencient par leur électrolyte et leur température de fonctionnement :
- *la pile à membrane échangeuse de protons (PEMFC) (polymère / 80°C) prometteuse pour les transports,*
- *les piles à méthanol (DMFC) ou à éthanol (DEFC) utilisant directement l'hydrogène contenu dans l'alcool, très compactes pour l'alimentation de la microélectronique ;*
- *enfin les piles à oxydes solides (SOFC) à températures de fonctionnement très élevées (800°C) qui permettent d'utiliser le gaz naturel sans reformage et dont le rendement global atteint les 80 % pour des applications stationnaires.*

Les travaux actuels de développement visent à améliorer le rendement et à trouver des composants moins onéreux.

La méthanation[8] est basée sur la réaction de Sabatier : **$4\ H_2 + CO_2 \rightarrow CH_4 + 2\ H_2O$**

Cette réaction se produit à haute température et nécessite du CO_2 pur. La figure 6 ci-dessous présente le principe et les différentes possibilités de la méthanation.
La méthanation est souvent appelée « *power to gas – gas to power* »
Le méthane produit peut être stocké et utilisé soit dans le réseau gaz soit pour produire de l'électricité dans des centrales à gaz.

Actuellement il n'existe aucune installation industrielle du cycle complet (électricité ➔ méthane ➔ électricité) de méthanation, le rendement de ce cycle peut être estimé à 25 %.
Les travaux actuels de développement portent sur la partie aval du cycle. Un projet est en cours de réalisation, ce projet « Jupiter 1000 » implanté à Fos sur Mer a pour objectif la production de méthane à partir d'une puissance électrique de 1 MW qui devrait produire 200 m^3 / h d'hydrogène et 25 m^3 / h de méthane.

[8] A ne pas confondre avec la méthanisation qui est la production de méthane par décomposition de matières organiques.

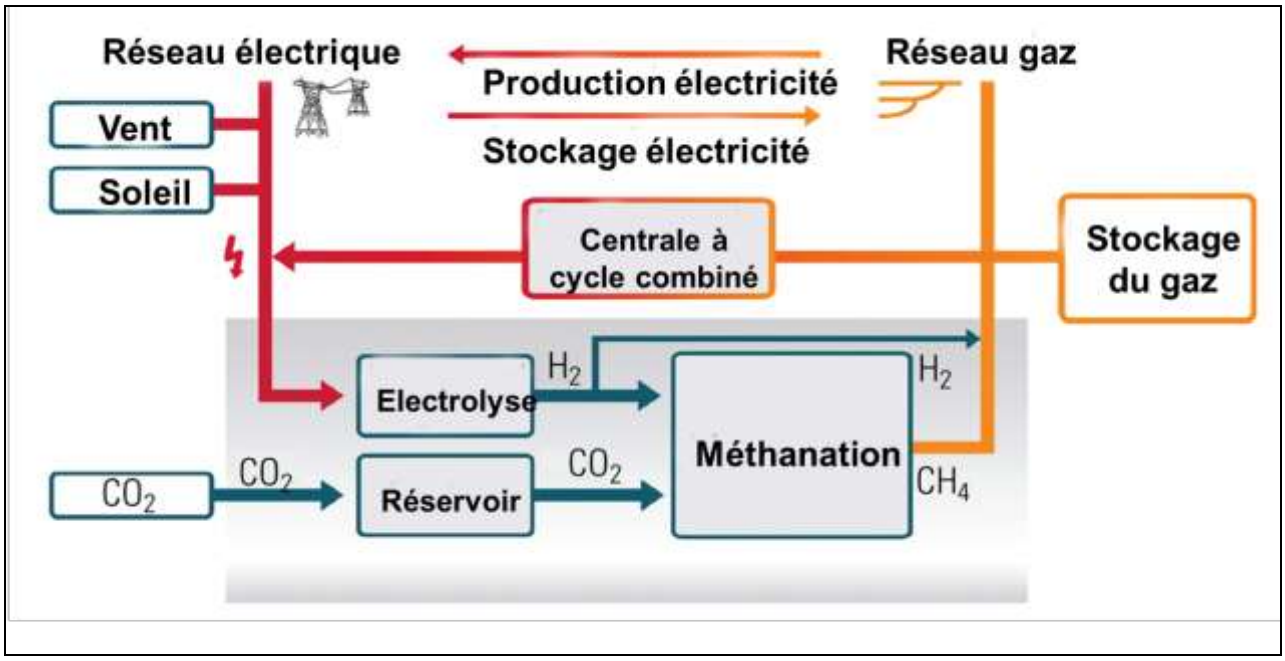


Figure 6 : Méthanation

4. STOCKAGE DE L'ÉLECTRICITÉ SOUS FORME D'ÉNERGIE MÉCANIQUE

4.1. STATION DE TRANSFERT D'ÉNERGIE PAR POMPAGE (STEP)

Les STEP (figure 7) sont composées de deux retenues d'eau situées à des hauteurs différentes reliées par un système de canalisations.

La centrale hydroélectrique réversible située en aval a deux modes de fonctionnement :

- turbinage : l'eau de la retenue amont se déverse dans la retenue aval, entraine l'ensemble turbine/alternateur et produit de l'électricité
- pompage : lorsque le réseau fournit un surplus d'électricité (heures creuses ou pic de production des énergies intermittentes) l'eau de la retenue aval est pompée vers la retenue amont. La masse d'eau ainsi pompée représente un stockage d'énergie potentielle pour une future production d'électricité par turbinage

La taille importante des installations permet de stocker d'importantes quantités d'énergie, jusqu'à plusieurs jours de production en fonction de la taille des réservoirs, et d'importantes capacités de puissance mobilisables en quelques minutes, de quelques dizaines de MW à plusieurs GW en fonction de la hauteur d'eau et du volume disponible.

Ces systèmes de stockage sont matures, la principale contrainte à leur développement est leur impact sur l'environnement provoqué par les grands volumes de retenues nécessaires.

Voir ci-dessous les encadrés sur le parc Français.

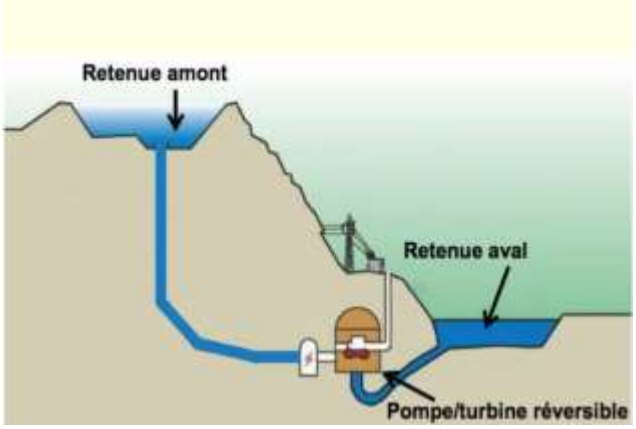


Figure 7 : Schéma de principe d'une STEP

Parc de STEP installées en France

Le parc français représente une puissance installée de 4,3 GW, il comprend 6 sites. La plus grande STEP (Grand Maison) a une puissance de 1 800 MW, la figure 8 est un exemple de son fonctionnement, périodes de production et de stockage, sur quelques jours (ouvrables et fériés) du mois de mai 2013.

Le parc français de STEP a une production annuelle de l'ordre de 5 TWh, ce qui représente près de 1 % de la production d'électricité.

La centrale de Pragnères (Hautes Pyrénées), réalisée dans les années 50, est un ensemble original constitué de nombreux bassins de retenues situés à différentes altitudes de part et d'autre de la vallée du Gave de Pau.

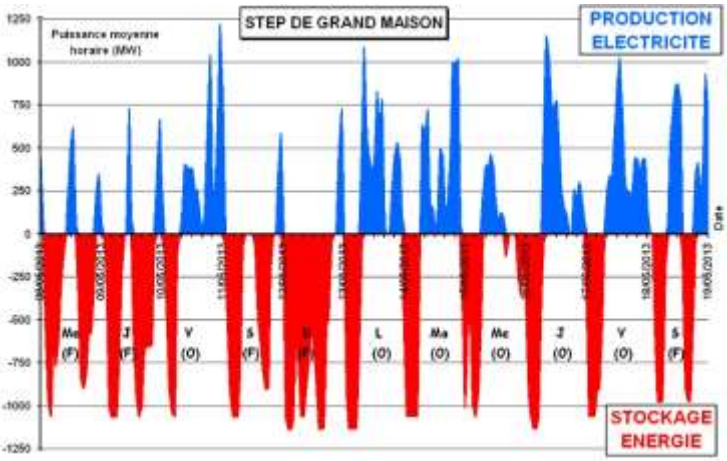


Figure 8 : ***Exemple de la STEP de Grand Maison***

Les STEP peuvent également être installées en façade maritime, avec la mer comme retenue inférieure et une retenue amont en sommet d'une falaise ou constituée par une digue. Une STEP marine est en exploitation au Japon.

Un projet a été étudié en Guadeloupe (figure 9), il a été abandonné car jugé non rentable. Cette STEP aurait eu une puissance de 50 MW, une capacité de stockage de 1 GWh, le réservoir haut aurait eu une capacité de 6,5 millions de m3 et aurait occupé une superficie de 90 ha avec une hauteur de falaise de 50 m. Des éoliennes auraient été implantées sur la côte.

Figure 9 : STEP « marine »

4.2. AUTRES MOYENS DE STOCKAGE

4.2.1. Air comprimé

Il est possible d'utiliser de l'air comprimé pour produire un travail mécanique, le stockage de l'énergie se fait en comprimant un gaz (en général avec un compresseur mu par de l'énergie électrique disponible).
L'efficacité énergétique est médiocre car la compression s'accompagne d'un échauffement du gaz, sauf à récupérer la chaleur produite (cogénération air comprimé + chaleur).

Ce type de stockage peut être envisagé à plusieurs échelles :

- Peugeot a étudié des véhicules hybrides moteur thermique – moteur à air comprimé, la compression du gaz se faisant par récupération de l'énergie de freinage du véhicule. Ce projet ne paraît pas avoir de suite
- À plus grande échelle, les systèmes utilisent des cavités souterraines ou d'anciennes mines de sel comme réservoirs et un ensemble moteur-générateur-turbine. La compression du gaz est faite lorsque la demande d'électricité est faible

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

4.2.2. Système inertiel de stockage d'énergie (SISE) [1]

L'apport d'énergie électrique permet de faire tourner une masse (volant d'inertie) à des vitesses très élevées en quelques minutes. Une fois lancée, la masse continue à tourner.
L'énergie est alors stockée dans le volant d'inertie sous forme d'énergie cinétique, elle pourra ensuite être restituée instantanément en utilisant le moteur comme génératrice électrique, entraînant la baisse de la vitesse de rotation du volant d'inertie.
Ce mode de stockage présente des caractéristiques proches de celles des super condensateurs, en particulier la récupération rapide de l'énergie stockée.

Deux exemples d'utilisation de stockage inertiel :

- la centrale de régulation électrique à stockage inertiel de Stephentown (État de New York - USA), centrale de 20 MW comprenant 200 volants d'inertie. Ce système à réponse rapide fournit 10 % de la puissance de régulation en fréquence pour la ville de New York
- la récupération de l'énergie de freinage du métro (Rennes Métropole). Le système de stockage par volant d'inertie (masse tournante de 2,5 t) permet d'économiser 230 MWh d'électricité par an soit 11 jours de consommation

5. CONCLUSION

Une première conclusion s'impose : les solutions de stockage sont multiples et, comme pour la production d'électricité, il est nécessaire d'avoir un « mix » de solutions de stockage.

Les solutions pour développer le transport électrique et celles pour faciliter l'intégration des énergies intermittentes fatales dans la production d'électricité ne sont pas les mêmes.

Le domaine du stockage de l'électricité fait l'objet de nombreuses recherches.

À ce jour :

- le stockage de l'électricité à petite / moyenne échelle pour des durées très courtes est opérationnel (batteries)
- le stockage de l'électricité à moyenne / grande échelle pour des durées courtes à moyenne est opérationnel (STEP)
- le stockage de l'électricité à très grande échelle pour des durées longues (inter saisonnier) n'a actuellement aucune solution physiquement ou économiquement viable

6. RÉFÉRENCES

[1] http://www.ecosources.info/dossiers/Stockage_energie_volant_inertie

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche 27 A (Présentation) 28 septembre 2011

LA CONSERVATION DES ALIMENTS PAR IONISATION

L'ionisation des aliments est une technique de conservation peu connue du public. Son intérêt sanitaire est indéniable mais, alors que l'utilisation des rayonnements est bien acceptée dans des domaines comme la médecine nucléaire, son application à la chaîne alimentaire souffre d'un *a priori* sur son innocuité.
Alors, comment vaincre cette réticence ? Quelques connaissances de base sont nécessaires pour fournir un bon argumentaire.

Certains rayonnements traversent la matière et, sur leur parcours, les atomes peuvent acquérir une charge : c'est l'ionisation. Le principal effet est de conférer une grande réactivité aux structures moléculaires. Le résultat le plus connu est une destruction de micro-organismes et de germes qui, appliquée aux aliments, conduit à leur assainissement.
Il est possible, aussi, d'inhiber la germination des plantes ou la reproduction des insectes. Les aliments gagnent en qualité sanitaire et en durée de conservation. L'efficacité du traitement dépend de la dose reçue.

Aliments irradiés pouvant être commercialisés à ce jour en France : *Herbes aromatiques, épices, fruits secs, flocons et germes de céréales, abats de poulets, cuisses de grenouilles, crevettes, ovalbumine.*

Le traitement ionisant consiste à soumettre les aliments à un rayonnement de faible puissance (gamma issu de cobalt 60, rayons X, faisceau d'électrons accélérés).
Il se prête bien aux aliments à l'état solide pour lesquels on ne dispose pratiquement pas d'autres procédés.
L'absence de contact avec la source émettrice empêche toute contamination radioactive.
L'énergie des rayonnements utilisés interdit toute réaction nucléaire susceptible de rendre l'aliment radioactif.

Plus de 7000 publications, chiffre loin d'être égalé pour les autres procédés de conservation, rendent compte des expériences effectuées en matière de santé. Celles-ci n'ont jamais révélé d'effets toxiques.

Le traitement ionisant est une activité très encadrée qui est harmonisée sur le plan européen.
Des directives consacrent le bon usage et une commission a constaté qu'elles étaient largement respectées à ce jour.
Un gros effort a porté sur les deux clefs de la confiance du consommateur : le contrôle (détection et analyse des aliments irradiés) et l'étiquetage.

Logo obligatoire aux U.S.A. pour les aliments traités par irradiation

L'Organisation Mondiale de la Santé (OMS), soucieuse des accidents dûs à divers contaminants de la chaîne alimentaire, recommande aux organismes internationaux et aux ministères de la santé nationaux d'intégrer dans leurs stratégies l'ionisation des aliments.

Les points de résistance se situent au niveau des circuits de distribution soumis à la pression d'un public non averti et mal informé par des associations contestataires. Ceci n'empêche pas le procédé d'irradiation alimentaire de s'étendre en Europe et hors d'Europe, en particulier aux Etats-Unis, en Australie, et en Nouvelle Zélande.

De plus, un champ de recherche est ouvert dans des domaines voisins comme les médicaments, les alicaments, les produits cosmétiques.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 27 Ind. 2 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA CONSERVATION DES ALIMENTS PAR IONISATION

L'ionisation par irradiation des denrées alimentaires est un moyen récent qui permet à la fois d'assainir les aliments et d'allonger leur durée de conservation tout en respectant ou en améliorant leurs qualités (nutritionnelles, gustatives…).
Elle s'applique tout particulièrement aux aliments à l'état solide pour lesquels on ne dispose pratiquement pas d'autre procédé. Le public accepte volontiers la médecine nucléaire (l'emploi de matériel stérilisé par rayonnement ou encore la radiographie, les examens cliniques..), mais que répondre lorsqu'il montre quelque réticence dans la consommation d'aliments traités par irradiation ?

Certains rayonnements traversent la matière et, sur leur parcours, arrachent des électrons aux atomes, provoquant leur ionisation. Il en résulte la possibilité de modifier ou de détruire des structures moléculaires. L'application la plus connue est la stérilisation.

Le traitement ionisant consiste à soumettre les aliments soit à un rayonnement gamma (issu de cobalt 60 ou de césium 137), soit à des rayons X, soit encore à un faisceau d'électrons accélérés. Les effets positifs (amélioration de la qualité sanitaire, de la durée de conservation,...) comme négatifs (mauvaises odeurs,...) dépendent de la "dose" reçue, exprimée ici en gray. 1 gray correspond grossièrement à l'apport d'une énergie de 0,24 calorie par kg d'aliment.
On peut ainsi obtenir des effets spécifiques sur les aliments.

Dose kGy	Effets	Aliments concernés
0,04 à 0,1	Inhibition ou retard de la germination	Oignon, ail, pommes de terre, fruits, légumes
0,03 à 0,2	Incapacité des insectes à se reproduire	Grains, fruits séchés, noix, légumes
1 à 3	Destruction totale des insectes	
1 à 6	Destruction partielle ou totale de la charge microbienne et des germes pathogènes	Volaille, viande, poisson, aromates, herbes
15 à 50	Stérilisation partielle ou totale	

Un surdosage produirait des effets organoleptiques négatifs (mauvaises odeurs) sans toxicité mais avec une mévente certaine de l'aliment.
Cependant, une stérilisation complète est à proscrire pour les aliments destinés au grand public car elle irait à terme à l'encontre de l'immunité développée naturellement.
A l'inverse, elle est très importante pour les malades immunodéprimés (grands brûlés, sidéens).

1. QU'EN EST-IL DE L'ASPECT SANITAIRE ?

- les aliments traités ne deviennent pas radioactifs
- la source de rayonnement n'est jamais en contact avec l'aliment : il ne peut y avoir de contamination radioactive

Et si des atomes radioactifs étaient produits au sein de la matière ?
Impossible, cette réaction nucléaire dépend de l'énergie des rayonnements.
Celle-ci est imposée par règlement pour le choix de la source de rayons gamma, et, limitée par construction, pour les machines (électrons ou rayons X). Les règles sont fixées par l'OMS (Organisation Mondiale de la Santé).

L'éventuelle toxicité des aliments ne pourrait-elle donc provenir que des produits physico-chimiques induits lors du traitement ?
Potentiellement, les cellules biologiques sont au cœur d'un système physico-chimique complexe et souvent instable qui peut générer de lui-même des radicaux libres* (annexe 2) voire, en cas de dérèglement, des molécules cancérigènes.
C'est pourquoi toute une série d'études toxicologiques (essais sur animaux, études radiochimiques) a été effectuée dans le cadre de programmes mondiaux. C'est le seul traitement pour lequel on dispose d'autant d'études (plus de 7 000 articles scientifiques).
Celles-ci n'ont jamais révélé d'effets toxiques. En revanche, elles ont incidemment servi à démontrer l'innocuité de la cuisson par micro-ondes et la très faible toxicité de certains traitements thermiques.
Les mêmes normes sanitaires s'appliquent à tous les aliments quel que soit le traitement utilisé. Les autorisations de commercialisation des aliments ionisés sont délivrées au cas par cas ou par famille de produits.

En France, la consommation d'une trentaine d'aliments ou de familles d'aliments a été autorisée à ce jour (soit avant l'application de la dernière directive européenne). Il s'agit d'herbes aromatiques, de fruits secs, de flocons et germe de céréales, d'abats de poulet, de cuisses de grenouilles, de crevettes, d'ovalbumine.
17 000 tonnes d'aliments ont été commercialisées en 1997 (moins depuis).

Le traitement par ionisation est autorisé dans les pays les plus avancés technologiquement.
C'est en Europe que la politique d'harmonisation des règles est la plus soutenue. Une directive consacrant le bon usage a été adoptée par le Parlement Européen et une commission a constaté que les dispositions de cette directive sont largement respectées à ce jour.
Sur le plan international, l'innocuité des aliments irradiés a été reconnue par l'OMS en 1980, pour des doses inférieures à 10 kGy puis en 1997, quelle que soit la dose.
L'OMS, soucieuse des accidents dûs à divers contaminants de la chaîne alimentaire, recommande aux organismes internationaux et aux ministères de la santé nationaux d'intégrer dans leurs stratégies l'ionisation des aliments.

Trois objectifs sont visés :

- prévenir la propagation transnationale de micro-organismes pathogènes par les aliments destinés à l'homme ou aux animaux
- lutter contre les maladies d'origine alimentaire
- disposer d'aliments sains et nutritifs

2. QUEL AVENIR ?

Les opposants, outre les griefs liés aux présumés effets conduisant à une mauvaise alimentation ou à des pseudo-affections sanitaires, avancent des critiques de nature politique.
La puissance de ce traitement masquerait de mauvaises pratiques et amoindrirait la veille sur la conservation des aliments, ou encore, la production se ferait dans les pays industrialisés au détriment des pays en voie de développement.

Devant la pression exercée sur un public non averti, les circuits de distribution tendent à bloquer le développement du procédé pour ne pas «nuire à leur image de marque».
Dans le même temps, l'ICGF (International Consultative Group on Food irradiation) qui regroupe des industriels du traitement aussi bien que des représentants d'administrations, soutient la valeur ajoutée que procure l'ionisation des aliments et cherche à la souligner par un étiquetage approprié.

Le recours à l'ionisation peut s'imposer de lui-même à la suite d'un évènement sanitaire et économique marquant.
Ainsi aux Etats-Unis, en 1997, l'interdiction, de fait, de traiter par ionisation les viandes de bœuf, d'agneau ou de porc, fraîches ou congelées, qui était due à certaines associations de consommateurs, a été levée à la suite d'un accident arrivé en août. La société Hudson Foods avait été obligée de retirer du marché 11.000 tonnes de hamburgers congelés, soupçonnés d'être contaminés par la bactérie Escherichia Coli.

En fait, **le principe de précaution** est détourné de sa vocation initiale : Il instaure un statu quo et empêche la recherche du meilleur produit.

Un groupe de travail de l'Académie de Médecine a constaté, au détriment de l'ionisation, un retour à l'utilisation de la fumigation par l'oxyde de méthylène, pourtant interdit en Europe car il est faiblement cancérigène.

C'est ainsi que l'on joue contre l'intérêt des consommateurs.

Un accident analogue, mais heureusement de faible ampleur, s'est d'ailleurs produit dans le sud-ouest de la France fin 2005 ; ses conséquences économiques auraient été moindres voire nulles si un traitement ionisant «barrière» avait été appliqué.
Il en est de même pour les produits « bio » commercialisés en Allemagne en juin 2011, qui ont contaminé 3 500 personnes en Europe, provoqué des troubles rénaux graves à plus de 830 consommateurs, et tué plus de 38 personnes[1], sans compter la ruine d'exploitations agricoles espagnoles injustement accusées !

Ceci ne doit pas masquer le problème de fond : ***Comment gagner la confiance du consommateur ?***

Les contrôles techniques sont à la base de toute action vis-à-vis du consommateur :

- contrôle de qualité garantissant la bonne application du traitement ionisant et le respect des normes
- contrôle des fraudes portant en particulier sur l'étiquetage. Il s'agit de détecter l'absence d'étiquetage d'un produit ionisé ou l'étiquetage d'un produit non ionisé

Ceci suppose d'avoir à disposition des protocoles rigoureux de détection et d'analyse des produits d'ionisation * (annexe 2). Or, les produits de radiolyse ne sont pas spécifiques. Ils peuvent être rencontrés à l'identique dans des aliments traités différemment (par exemple thermiquement) voire se former naturellement (souvent par auto-oxydation). Les opposants à l'ionisation des aliments oublient de signaler cet aspect.

Pour pallier l'absence de spécificité des produits de radiolyse, un gros effort de recherche sur la mise au point de protocoles de détection, a été entrepris tant au niveau national qu'au niveau européen et dans le cadre des instances mondiales.
Les méthodes de détection de routine se doivent d'être rapides et de reposer sur des techniques facilement accessibles aux industriels et aux laboratoires de contrôle alimentaire.
Les plus utilisées sont du domaine de la microbiologie : par exemple, la coloration des ADN ou la comparaison entre le nombre total de micro-organismes viables attendus et celui des micro-organismes vivants après traitement. Ces méthodes permettent de conclure si l'aliment a été soumis à un traitement : mais lequel ? S'agit-il d'une irradiation, d'un fumage ou d'un traitement thermique ?

Aboutir à une véritable preuve, nécessite des méthodes plus élaborées et adaptées aux produits recherchés. Il n'y a pas de méthode générale. Pour exemple :

- s'agissant des lipides** (annexe 2), seules les coupures radio induites dans les longues chaînes moléculaires se situent en des points précis. L'analyse des brins identifie l'aliment irradié
- certaines coupures entraînent la formation de fragments possédant des propriétés magnétiques intrinsèques*** (annexe 2) mises à profit pour obtenir des signaux spécifiques, cette méthode est appliquée aux os de viande, arêtes de poissons, akènes de fraises, paprika et fruits séchés
- par chauffage rapide, les ions et les électrons formés au cours de l'ionisation peuvent se recombiner avec une émission de lumière caractéristique. Ce procédé est particulièrement bien adapté aux cas des épices, des fruits des légumes déshydratés

Les protocoles de détection et d'analyse possèdent une bonne fiabilité : dans des essais de comparaison entre laboratoires sur 1 356 échantillons analysés, seuls 74 résultats (soit 2,3 %) avaient été sujets à caution (erreurs ou impossibilités de réponse) avant mise au point des protocoles définitifs.
Depuis ces essais, les protocoles ont été améliorés, divisant par plus de deux ces «erreurs».

3. AUTRES DOMAINES D'APPLICATION

La stérilisation des médicaments sous rayonnement est une alternative intéressante aux méthodes classiques, qui, comme le traitement thermique, peuvent entraîner une destruction du principe actif. C'est un secteur en pleine expansion qui, à l'exemple de la médecine nucléaire, ne devrait pas susciter autant de réaction psychologique que pour les aliments.
Dans un domaine quasiment vierge, la confidentialité des connaissances n'invite pas à une ouverture de la recherche.
Les règles de bonne pratique et de contrôle vis-à-vis des aliments seront reconduites et devront en plus s'inscrire dans celles de la pharmacopée. Les mêmes méthodes physico-chimiques de détection seront reprises moyennant une légère adaptation. Entre les pôles d'attraction que sont les aliments et les médicaments, toute une palette d'applications est offerte : cosmétiques, alicaments …, ouvrant autant de domaines de recherche.

[1] http://www.inra.fr/layout/set/print/la_science_et_vous/apprendre_experimenter/epidemie_escherichia_coli_en_allemagne

4. BILAN

La technique de conservation des aliments par ionisation s'applique particulièrement bien aux aliments à l'état solide. Sur le plan scientifique, la recherche fondamentale sur l'irradiation agroalimentaire n'est plus à faire mais restent seulement des études de recherche et développement pour adapter le procédé notamment aux pays du tiers monde.
L'innocuité des aliments irradiés dans les règles définies a été largement démontrée.
Des protocoles fiables de la détection et de l'analyse des produits et une application stricte des directives garantissent la sécurité sanitaire des aliments irradiés.
Les points de résistance se situent au niveau des circuits de distribution soumis à la pression d'un public non averti et mal informé par des associations contestataires.
Cette technique se développe dans le monde, en particulier aux Etats-Unis. La Nouvelle Zélande et l'Australie qui viennent de donner une première autorisation effective de radio-débactérisation des herbes, épices et plantes à infusion ainsi que des mangues d'importation constituent deux exemples récents.

Bibliographie

[1] Directive 1999/2/CE du Parlement Européen et du Conseil du 22/2/99, J. Off. Comm. Eur., 13/3/99.
[2] Avis de l'AFSSA concernant le projet de décret relatif à l'ionisation des denrées destinées à l'alimentation humaine ou animale et transposant dans le droit national les directives 1999/2/CE et 1993/3/CE, sur http://www.afssa.fr, 16/3/2001.
[3] http://culturesciences.chimie.ens.fr/dossiers-chimie-societe-article-IonisationAliments.html

Annexe 1 : les autres techniques de conservation

Il s'agit de techniques souvent anciennes et largement connues. Elles aussi permettent à la fois d'assainir les aliments et d'allonger leur durée de conservation tout en respectant ou en améliorant leurs qualités (nutritionnelles, gustatives …).
Elles font appel principalement aux procédés suivants qui sont souvent complémentaires :

- ajout d'additifs (y compris le sel et le sucre ou encore les anti-oxydants comme les nitrites)
- traitements à chaud (30 à 70°C pour le lait pasteurisé, 140-150°C suivi d'un refroidissement sous vide pour le lait UHT)
- à froid et sous vide (congelés et sur-congelés)

Annexe 2 : les méthodes d'identification et de dosage

L'irradiation provoque, dans un lipide, des coupures des longues chaînes moléculaires. Il en résulte des chaînes plus courtes et des radicaux libres *.
Ce phénomène peut aussi être spontané et d'autres traitements (auto-oxydation, chauffage) conduisent aux mêmes résultats. Mais, les coupures radio induites se situent à des points précis alors que dans les autres cas, les coupures sont aléatoires.
Le protocole consiste à comparer, par chromatographie en phase gazeuse **, la composition en lipides du produit à celle de ses produits de radiolyse (produits radio-induits). Si les proportions sont quasiment identiques, le produit a été ionisé, sinon, il ne l'a pas été.

Les radicaux induits dans les parties solides et sèches des aliments sont stables. Leur examen par RPE *** (résonance paramagnétique électronique) peut dans certains cas bien précis faire apparaître un signal spécifique de résonance. A ce jour, trois protocoles normalisés concernent respectivement les os de viande et arêtes de poisson, les écales de pistache, akènes de fraises, paprika et enfin, les fruits secs.

* Parmi les produits d'ionisation, les radicaux libres sont les plus actifs. Un radical libre est une espèce chimique contenant un électron non apparié (électron libre). Cette particularité confère au radical une grande réactivité. Par exemple, celle-ci peut être une des causes d'un rejet de greffe.

** La chromatographie est une méthode d'analyse des constituants d'un mélange fondée sur leur adsorption sélective par des solides pulvérulents ou sur leur vitesse de diffusion gazeuse dans des barrières.

*** La RPE est une méthode de spectroscopie qui permet la détection directe des radicaux libres. L'électron libre* leur confère une propriété magnétique intrinsèque. Un champ magnétique extérieur intense, en un site d'une molécule permet d'identifier, grâce aux interactions magnétiques qu'il subit, le fragment moléculaire auquel l'électron libre est rattaché.

GAENA
(ex GASN)

Fiche 28 A (Présentation) 26 mars 2014

ÉNERGIE SOLAIRE PHOTOVOLTAÏQUE

Lorsqu'un matériau est soumis au rayonnement solaire il apparaît deux phénomènes qui dépendent de la nature du matériau. Pour la plupart d'entre eux il y a échauffement ; c'est ce phénomène qui est exploité dans les chauffe-eau solaires. Pour les matériaux semi-conducteurs il y a, en plus, création d'un courant électrique.
C'est **l'effet photovoltaïque**.

Le rendement des capteurs photovoltaïques est essentiellement fonction de l'ensoleillement et l'on estime que le rendement moyen en France est de l'ordre de 10 %. La durée de vie de ces capteurs est de 20 ans.
Compte tenu de l'énergie consommée pour sa fabrication, on estime que le capteur donne une **énergie propre** pendant une durée de l'ordre de 15 ans à 17 ans.

Il existe trois modes de production d'électricité photovoltaïque :

- **une production individuelle autonome** de faible puissance bien adaptée aux habitations et installations isolées. Mais cette production doit être complétée par une production annexe pour palier l'intermittence de l'éclairement solaire (batteries électrochimiques, groupe électrogène …).
- **une production individuelle de faible puissance raccordée au réseau**. Cette technique consiste à revendre l'électricité produite à un tarif préférentiel (28,50 c€/kWh) et à racheter l'électricité pour l'usage domestique (14,72 c€/kWh). Sur le plan financier, le temps de retour sur investissement est nettement supérieur à la durée de vie des capteurs, ce qui signifie que ce type d'énergie ne serait pas rentable sans une aide importante de l'état qui veut favoriser le développement des énergies renouvelables. Cette aide est actuellement en forte diminution rendant ces installations beaucoup moins avantageuses. Elle se retrouve sur les factures d'électricité de chacun sous la rubrique CSPE (Contribution au Service Public d'Electricité).
- **une production de grande puissance**. La puissance est proportionnelle à la surface des capteurs installés. Les plus puissantes centrales peuvent faire plus de 100 MWc. Mais compte tenu de l'intermittence de la production se pose alors, pour ces centrales, la gestion de réseau électrique et l'adaptation de la production à la demande.

Compte tenu du caractère discontinu de cette production et de l'absence de moyens de stockage direct cette énergie ne trouvera toute son utilité que dans des utilisations ne nécessitant pas une fourniture énergétique continue.
Le photovoltaïque aura toutefois tout son intérêt dans les applications isolées des réseaux électriques et ne nécessitant que de faibles quantités d'énergie. A titre d'exemple, on peut citer les habitations de montagne, les refuges, les télé-transmissions, la signalisation, le traitement de l'eau, les stations de pompage et naturellement le spatial.
Mais l'intérêt principal va se trouver dans les pays sous-équipés et bénéficiant d'un maximum d'ensoleillement. Ainsi, ces dispositifs vont permettre d'offrir l'électricité et apporter ainsi un minimum de confort à des populations isolées.

Centrale de puissance Pocking (Allemagne)
62000 modules

Installation autonome
Refuge de Bésines (Hautes Pyrénées)

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 28 Ind. 3 du 26 mars 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

ÉNERGIE SOLAIRE PHOTOVOLTAÏQUE

1. RAPPEL DU PRINCIPE

Lorsqu'un matériau reçoit la lumière du soleil, les atomes exposés au rayonnement sont " bombardés " par les photons constituant cette lumière.

Sous l'action de ce bombardement, les électrons des couches électroniques supérieures sont arrachés :

- quand l'électron revient à son état initial, l'énergie cinétique du photon est transformée en énergie thermique
- par contre, dans les cellules photovoltaïques, une partie des électrons ne revient pas à son état initial. Les électrons " arrachés " créent une tension électrique continue faible.

Une partie de l'énergie cinétique des photons est donc transformée en énergie électrique.
C'est **l'effet photovoltaïque**.
L'autre partie est restituée sous forme thermique.
Les cellules photovoltaïques sont réalisées à partir de matériaux semi-conducteurs et en particulier le silicium qui constitue la majorité des cellules fabriquées.
On trouvera en annexe les différentes technologies et leurs performances. La partie technique en grisée ci-contre détaille le phénomène électronique mis en jeu.

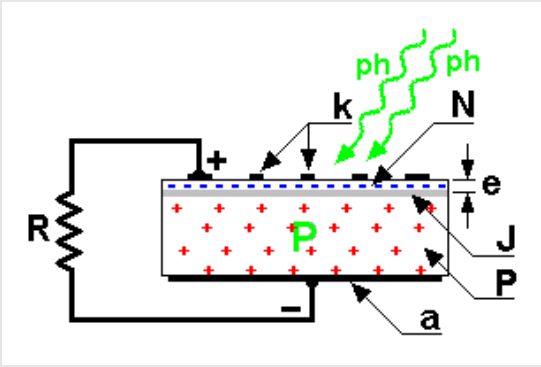
2. RENDEMENT

Le rendement d'une cellule photovoltaïque est le rapport entre l'énergie électrique qu'elle fournit et l'énergie du rayonnement solaire qu'elle reçoit.
L'énergie solaire moyenne reçue en France varie de 1100 kWh/m^2/an à Lille et de plus de 1900 kWh/m^2/an à Marseille soit une énergie moyenne reçue en France de l'ordre de 1400kWh/m2/an.

Mais seule une faible partie de cette énergie est transformée en électricité.
La figure 1 donne la production d'énergie électrique par an en fonction de la puissance installée, ce qui conduit à un rendement variant de 9,5 % dans le nord à 15,5 % dans le sud. Actuellement on considère que le rendement moyen en France est de l'ordre de 10 %.

Remarque : Le rendement dépend non seulement de l'implantation géographique, mais également de l'orientation des panneaux, de l'environnement du capteur et de la technologie employée. Le record actuel établi par le CEA-Léti et la société Soitec est de 44,7 % en

Un cristal semi-conducteur dopé **P** est recouvert d'une zone très mince dopée **N** d'épaisseur **e** de l'ordre de quelques millièmes de mm.
Entre les deux zones se trouve une jonction **J**.
La zone **N** est couverte par une grille métallique qui sert de cathode **k** tandis qu'une plaque métallique **a** recouvre l'autre face du cristal et joue le rôle d'anode. L'épaisseur totale du cristal est de l'ordre du mm.



L'énergie disponible aux bornes d'une cellule photovoltaïque est fonction de l'énergie entrante et des pertes sous forme thermique :

$E_{électrique} = E_{lumineuse} - P_{thermique}$ où :

$E_{électrique}$: énergie disponible aux bornes de la cellule (tension/courant).

$E_{lumineuse}$: énergie incidente (flux lumineux)

$P_{thermique}$: pertes thermiques (par convection, rayonnement et conduction).

L'énergie électrique disponible aux bornes d'une cellule photovoltaïque est fonction :

- des caractéristiques du rayonnement
- de la répartition spectrale
- de l'angle d'incidence
- de la quantité d'énergie reçue (surface et forme de la cellule, caractéristiques dimensionnelles)
- des conditions ambiantes de fonctionnement (le rendement est inversement proportionnel à la température).

Le rendement de la cellule est :

$$\eta = E_{électrique} / E_{lumineuse}$$

laboratoire.

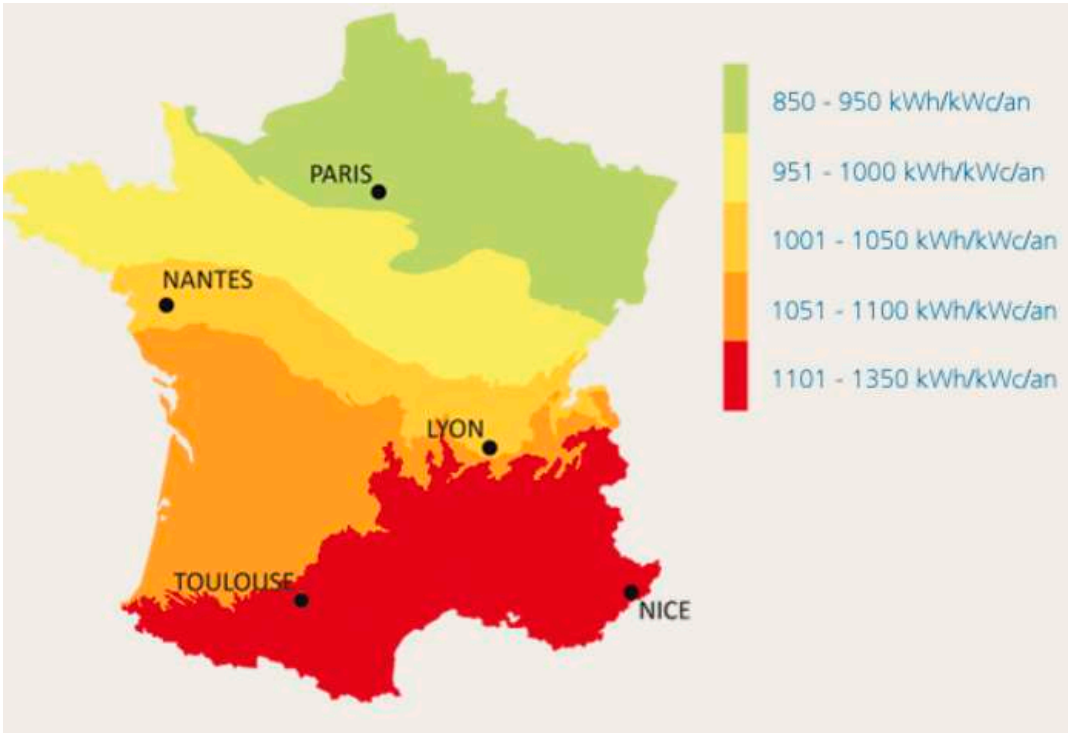


Figure 1 : Production électrique annuelle fonction de la puissance installée

3. BALANCE ÉNERGÉTIQUE ET RENTABILITÉ

La fabrication des cellules photovoltaïques est très énergivore. L'« Energy payback time », temps nécessaire à une cellule pour produire une énergie égale à celle dépensée pour sa fabrication, est de 2,5 à 5 ans suivant les technologies employées. On peut donc considérer **qu'elle ne fournira de l'énergie " propre " que pendant 75 % à 90 % de sa durée de vie.**

La rentabilité financière d'un capteur va dépendre essentiellement de la zone d'implantation.
En France, le flux solaire moyen varie de 1100 à 1900 kWh/m²/an soit un flux solaire moyen journalier de 3,8 kWh/m².
La durée d'amortissement, tout compris, calculée sur le prix actuel de l'électricité est de presque 50 ans, pratiquement le double de la durée de vie des capteurs (voir détail du calcul zone grisée ci-après).
Ceci signifie que ce type d'énergie ne peut pas être rentable sans une aide importante de l'état qui veut favoriser le développement des énergies renouvelables (subventions et prix de rachat).
L'aide de l'état pour le prix de rachat se retrouve sur la facture d'électricité de tout un chacun sous la rubrique **CSPE** Contribution au Service Public d'Electricité.

Comparons le coût global d'une installation avec l'équivalent en euro de la quantité d'énergie produite.
Un module photovoltaïque d'une surface d'environ 1 m² revient actuellement à environ 1000 € tout compris.
On retiendra pour l'évaluation, un flux solaire moyen journalier en France de 3,8 kWh/m². Le module produira alors environ 380 Wh/m² sur la base d'un rendement de 10 %. Pour un coût de l'énergie du réseau public de 14,72 c€/kWh, la production moyenne d'un module est donc équivalente à 0,056 €/jour.
La durée d'amortissement sera donc de 1000 / 0,056 = 17 850 jours soit 49 ans.
Une telle installation ne peut donc pas être rentable sans une aide conséquente des pouvoirs publics.

4. PRODUCTION DE L'ÉLECTRICITÉ PHOTOVOLTAÏQUE

Comme pour l'éolien, l'intermittence de la production (jour/nuit) et les variations du rendement (couverture nuageuse) pose des problèmes de régulation du réseau électrique et nécessite de faire appel à une production complémentaire du type centrales thermiques à gaz qui ont la souplesse nécessaire pour s'adapter aux variations de la production.

Deux filières de production d'électricité photovoltaïque sont actuellement développées :

- la production « individuelle », de faible puissance avec ou sans raccordement au réseau
- les parcs photovoltaïques de grande puissance

4.1. LA PRODUCTION « INDIVIDUELLE AUTONOME »

L'intérêt principal de cette technique est son autonomie de fonctionnement. C'est la solution pour les installations mobiles ou isolées, chaque fois que la puissance demandée n'est pas trop importante.
A titre d'exemple, on peut citer les habitations de montagne ou éloignées des réseaux de desserte, les refuges, les télé-transmissions, la signalisation, le traitement de l'eau, les stations de pompage et naturellement le spatial.

Mais l'intérêt principal va se trouver dans les pays sous-équipés et bénéficiant d'un maximum d'ensoleillement. Ces dispositifs vont permettre d'offrir l'électricité et ainsi apporter un minimum de confort à des populations qui ont difficilement accès à un réseau électrique. Afin de permettre une autonomie électrique complète, ces installations doivent être complétées soit par une capacité de stockage adaptée au besoin (batteries électrochimiques), soit par une production annexe type générateur diesel.

4.2. LA PRODUCTION « INDIVIDUELLE RACCORDÉE »

La technique consiste, pour un particulier, à injecter dans le réseau général, l'électricité produite par ses panneaux photovoltaïques et à racheter l'électricité nécessaire aux usages domestiques. Ce concept a été mis en place pour favoriser le développement des énergies renouvelables et satisfaire aux recommandations de l'Europe. Le schéma ci-contre donne le principe de fonctionnement d'une telle installation.
Le prix de base du rachat au 1/01/2014 pour les petites installations (0-9 kWc) avec intégration au bâti, est de 28,50 c€/kWh, ce coût est à comparer au prix de vente de l'électricité qui est de 14,72 c€/kWh.

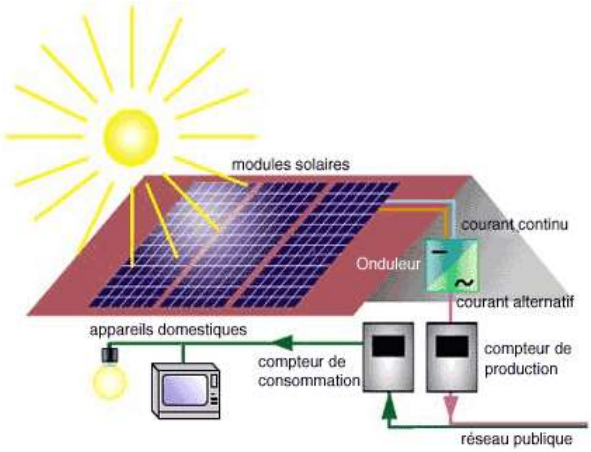


Figure 2 : Schéma d'une installation autonome

4.3. LES PARCS PHOTOVOLTAÏQUES DE GRANDE PUISSANCE

La puissance d'une centrale solaire photovoltaïque est proportionnelle à la surface de modules installés.

La plus grande centrale photovoltaïque urbaine du monde est opérationnelle depuis février 2013 à Bordeaux-lac.
60 000 panneaux (silicium monocristallin) couvrant une superficie de 20 hectares ont été installés sur les ombrières du parking du parc des expositions. La puissance installée est de 12 MWc.
Elle a été financée par EDF Energie nouvelle qui reverse en plus 300 000 € à la société propriétaire du terrain.

Figure 3 : Centrale photovoltaïque de Bordeaux-lac

Un deuxième type de centrale photovoltaïque a également été installée en Gironde à Martillac.
C'est une installation pilote de 100 kWc équipée de capteurs à suiveur solaire qui permettent de conserver un angle d'incidence de 90° par rapport au soleil et ainsi d'augmenter la production électrique de 30 % par rapport aux panneaux fixes.

Figure 4 : Capteurs Exotrack de la centrale de Martillac

5. DURÉE DE VIE, MAINTENANCE ET POLLUTION

La durée de vie des modules photovoltaïques est donnée pour 20 à 30 ans suivant les technologies employées. Dans les installations autonomes il faut également tenir compte de la durée de vie des matériels de régulation et des batteries comprise entre 5 et 8 ans, Le coût de remplacement représente une part importante des frais de maintenance.
Compte tenu des éléments entrant dans la réalisation de ces matériels (silicium ou germanium pour les capteurs, plomb, lithium, cadmium et acides pour les batteries), le recyclage de ces matériels est impératif en fin de vie.

6. AVENIR

Comme on l'a vu précédemment, les électrons porteurs de charge, générés par la lumière du soleil, sont partiellement perdus dans le volume du silicium à cause de la présence d'impuretés résiduelles (atomes de fer, titane).

Pour pallier ce problème, les chercheurs font appel aux nanotechnologies pour créer la cellule solaire de troisième génération**.** La technique consiste à introduire des nanoparticules de silicium ou de germanium (5 nanomètres de diamètre) dans une fine couche de verre placée à la surface de la cellule pour que la lumière solaire soit mieux absorbée.

Les recherches s'orientent également vers l'introduction des nanoparticules dans des supports souples en plastique polymère qui peuvent être fabriqués selon un processus beaucoup plus simple.
Ces cellules auraient l'avantage d'être flexibles et résistantes.

D'autres voies de recherche s'orientent vers des matériaux capables d'exploiter la lumière infrarouge, ce qui permettra un fonctionnement même par temps couvert et ainsi offrir un rendement de 30 %.

7. CONCLUSION

Que ce soit pour les installations individuelles ou les installations de puissance, le problème de cette production d'électricité reste lié aux caractères discontinus de l'ensoleillement et aléatoires des couvertures nuageuses.

Il est donc nécessaire, pour un plein emploi de l'énergie solaire photovoltaïque de prévoir une production annexe type turbine à gaz qui présente une grande souplesse d'utilisation mais génératrice de gaz à effet de serre.

Compte tenu des performances de ce type de production, ceci signifie que pour 10 % d'énergie solaire il faudrait faire appel à 90 % d'énergie complémentaire. Dans le bilan énergétique une trop grande part de photovoltaïque risque entrainer un gradient de puissance trop important entre les périodes de production et de non production.

Tout l'intérêt du photovoltaïque se trouve donc dans une énergie d'appoint ne nécessitant pas une fourniture continue.
Citons la production, par électrolyse, d'hydrogène qui pourra être utilisé directement comme carburant ou dans les piles à combustible pour récréer de l'électricité (voir fiche GAENA N°36) ou pour le pompage de l'eau qui est un autre moyen de stockage de l'électricité.
On peut également envisager des applications domestiques ou industrielles qui pourront se satisfaire de ce type de production séquentielle, recharge des véhicules électriques par exemple.

Annexe

La technologie actuelle met à la disposition des utilisateurs plusieurs types de cellules utilisant différents matériaux photovoltaïques.
A titre d'exemples, le tableau ci-dessous en donne les principales caractéristiques :

Type de matériaux	Caractéristiques techniques	Avantages	Inconvénients
Cellules multi-jonction	Rendement en laboratoire : environ 40 %	Rendement inégalé	Pas d'application commerciale (aérospatiale)
Cellule photovoltaïque monocristalline	Rendement module commercial : 12 à 20 % Puissance crête d'environ 150 Wc/m²	Très bon rendement Durée de vie importante (+/- 30 ans)	Coût élevé
Cellule photovoltaïque polycristalline	Puissance d'environ 100 Wc/m² Rendement de 10%	Bon rendement Durée de vie importante (+/- 30 ans) Meilleur marché que le monocristallin	Rendement faible sous un faible éclairement.
Cellule sans silicium en couche mince CIS	Rendement module commercial : 9 à 11 %	Permet de s'affranchir du silicium Les matériaux utilisés ne causent pas de problème de toxicité La cellule peut être construite sur un substrat flexible	Les cellules en couche mince nécessitent une surface plus importante pour atteindre les mêmes rendements que les cellules épaisses
Cellule silicium amorphe en couche mince	Rendement record en laboratoire : environ 13,4 % Rendement module commercial : 5 à 9 % Puissance de 60 Wc/m² faible	Fonctionne avec un éclairement faible Bon marché par rapport aux autres types de cellules Moins sensible aux températures élevées	Les cellules en couche mince nécessitent une surface plus importante pour atteindre les mêmes rendements que les cellules épaisses Durée de vie courte de 10 ans.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 29 Ind. 2 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE POLONIUM 210

La mort spectaculaire d'Alexandre Litvinenko à l'University College Hospital de Londres le 23 novembre 2006, empoisonné par du polonium, justifie cette fiche d'information.

Plus de 25 isotopes du polonium sont identifiés, tous radioactifs. Le polonium 210 est un produit de filiation de l'uranium 238, il en existe des traces dans la croûte terrestre à raison de 1 partie par 10^{15}. Il a été extrait pour la première fois par Marie Curie, d'où son nom de Polonium.

Le polonium 210 est un toxique radiologique après contamination interne. D'infimes quantités, de l'ordre du microgramme, ont une toxicité aiguë. Elément lourd, son comportement biologique est proche de celui de terres rares. Il est absorbable par voie digestive et les principaux organes à risque sont le foie, les reins, la rate, le tissu hématopoïétique, les vaisseaux sanguins.

Le ^{210}Po, de période physique 138,38 jours, est un émetteur alpha "pur", d'activité spécifique très élevée (1,66 10^{14} Bq/g) dont le descendant est le ^{206}Pb, stable. C'est le dernier élément radioactif de la chaîne de ^{238}U, qui passe par le ^{222}Rn, gazeux. Il est donc présent en très faibles quantités dans l'environnement (croûte terrestre) et est fixé sur la phase particulaire de l'air ambiant.

C'est également un des produits de la fumée de tabac. En fonction des régions du monde, on estime entre 20 et 200 Bq l'apport annuel en ^{210}Po, la concentration moyenne chez l'adulte est autour de 30-40 Bq.

Le ^{210}Po est rejeté par différentes industries dont celle des engrais et est utilisé industriellement pour ses propriétés anti-statiques et dans la fabrication de sources de neutrons.

Il est peu mobile dans les sols, s'adsorbe rapidement sur les sédiments et est très peu remis en suspension.
Les concentrations les plus élevées de la chaîne alimentaire sont trouvées d'une part dans les espèces animales marines, et d'autre part dans les régions arctiques.

Les rayonnements alpha du polonium n'entraînent pas d'exposition externe significative. Les voies prépondérantes d'exposition au ^{210}Po sont l'inhalation et l'ingestion. **Le ^{210}Po est absorbé par voie digestive**, les estimations variant d'environ 10% pour certaines formes inorganiques à 50% ou plus pour le ^{210}Po incorporé dans la chaîne alimentaire.

Quelle que soit la voie d'entrée et la forme physico-chimique, une partie significative du ^{210}Po passe dans le sang et se répartit dans les tissus mous, notamment : foie, rein, tissu hémato-formateur, rate et ganglions, parois vasculaires. Le ^{210}Po est éliminé par voie digestive et urinaire selon une **période effective d'environ 50 jours**.

Les données expérimentales soulignent la **toxicité aiguë et subaiguë du ^{210}Po**, la dose entraînant le décès de la moitié des animaux exposés (DL50) après 20 ou 30 jours étant atteinte pour des quantités incorporées de l'ordre de **10 ng/kg**.

Rapporté à la toxicité chez l'homme, et compte tenu de la relative bonne incorporation digestive, ceci signifie que des quantités très faibles, de l'ordre du µg ou de la dizaine de µg auraient une forte toxicité dans les semaines suivant l'incorporation, se traduisant par une hypoplasie ou aplasie médullaire avec concomitamment atteinte hépatique, rénale, vasculaire, ou plus généralement des tissus mous.

Il y a un exemple d'exposition accidentelle de 10 enfants et adolescents à des quantités comprises entre 0,l2 ng et 2,2 ng de ^{210}Po : des altérations transitoires des fonctions hépatiques ainsi qu'une diminution du nombre des cellules sanguines ont été observées dans les mois suivant la contamination.

A partir de données expérimentales, à quantité massique incorporée égale, le polonium 210 a une toxicité aiguë mille fois supérieure à celle du plutonium 239.

Expérimentalement, la toxicité **subaiguë** se traduit par une atteinte rénale s'accompagnant d'hypertension artérielle, une cirrhose hépatique.

Il n'y a pas de preuve (« *inadequate evidence* ») du pouvoir cancérogène du ^{210}Po chez l'homme, bien que la cancérogénicité soit attestée expérimentalement (« *sufficient evidence»)* (conclusions du CIRC en 2001).

Il existe des traitements chélatants dont l'efficacité expérimentale a surtout été évaluée après des intoxications aiguës et la mise en oeuvre rapide du traitement. Différentes molécules ont été testées, et en France le traitement de référence est le BAL (dimercaprol = dimercapto-2,3propanol).

Source : Fiche technique « Le polonium 210 » 29 novembre 2006 www.cea.fr

LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

Comme toutes les installations industrielles après leur phase d'exploitation, les installations nucléaires font l'objet d'opérations de déconstruction, préalablement à une éventuelle libération du site sur lequel elles sont implantées, ou à une réutilisation de celui-ci pour une autre activité.

Le **démantèlement** couvre l'ensemble des activités – techniques et administratives – réalisées après l'arrêt d'une installation nucléaire afin d'atteindre un état final prédéfini. Ces activités, qui peuvent s'étendre sur plusieurs décennies (typiquement : une trentaine d'années) dans le cas d'installations nucléaires complexes (réacteur nucléaire, usine de traitement de combustibles usés) comprennent des opérations de démontage d'équipements, d'assainissement des locaux et des sols, de déconstruction de structures de génie civil, de traitement, conditionnement et d'évacuation de déchets radioactifs et industriels.

La présence de radioéléments résiduels, après déchargement du combustible lors de la mise à l'arrêt d'un réacteur nucléaire, ou évacuation des matières nucléaires dites « de procédé » dans le cas des autres installations, implique un soin particulier dans le démantèlement de l'installation.

Les radioéléments décroissent avec le temps et l'installation devient de moins en moins radioactive. La stratégie de démantèlement consiste à optimiser ce temps de décroissance en le rendant le plus court possible sans exposer le personnel à des débits d'équivalent de dose de radiation importants.

Le démantèlement se fait en **trois étapes** :

- la mise à l'arrêt définitif, avec déchargement du combustible, vidange des circuits, et évacuation des substances dangereuses présentes dans l'installation (matières, déchets d'exploitation, etc.)
- la déconstruction des parties non nucléaires de l'installation.
- le démantèlement total des équipements et bâtiments nucléaires, après une période prédéfinie de décroissance radioactive.

Les déchets générés par ces opérations suivent les filières spécifiques adaptées à leurs caractéristiques :

- le combustible est retraité ; les déchets issus du retraitement sont stockés provisoirement en attente d'une solution définitive
- les déchets faiblement ou très faiblement radioactifs sont stockés sur les sites de l'ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs)
- les déchets conventionnels sont évacués dans les décharges adaptées, ou servent de remblai sur le site

Pendant le démantèlement, la radioprotection est organisée de telle manière que les équivalents de dose soient les plus faibles possibles (principe ALARA).

De par la loi, les exploitants nucléaires doivent évaluer de manière prudente les charges financières de démantèlement de leurs installations nucléaires de base, de gestion des combustibles usés, et de gestion des déchets radioactifs ; ils sont tenus de constituer des provisions financières pour couvrir ces charges, par un portefeuille d'actifs dédié et contrôlé par la Cour des Comptes.

La fiche GAENA N°30 a pour objet de détailler les principes administratifs et techniques du démantèlement, activité dont l'importance va croître ces prochaines décennies avec la mise à l'arrêt définitif des réacteurs électrogènes EDF.

LE DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

1. DÉFINITIONS – ENJEUX – STRATÉGIES

Comme toutes les installations industrielles après leur phase d'exploitation, les installations nucléaires font l'objet d'opérations de démantèlement, préalablement à une éventuelle libération du site sur lequel elles sont implantées ou à une réutilisation de celui-ci pour une autre activité.

1.1. DÉMANTÈLEMENT ET DÉCLASSEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES DE BASE (INB)

Pour l'ASN[1], le terme de **démantèlement** couvre l'ensemble des activités – techniques et administratives – réalisées après l'arrêt d'une installation afin d'atteindre un état final prédéfini.
Ces activités qui peuvent s'étendre sur plusieurs décennies (typiquement : une trentaine d'années) dans le cas d'installations nucléaires complexes (réacteur nucléaire, usine de traitement de combustibles usés) comprennent des opérations de démontage d'équipements, d'assainissement des locaux et des sols, de déconstruction de structures de génie civil, de traitement, conditionnement et d'évacuation de déchets radioactifs et industriels.

Ces opérations doivent être réalisées dans le respect de la réglementation en vigueur pour prévenir les risques et protéger les travailleurs, la population, et l'environnement. A l'issue de son démantèlement, une installation nucléaire peut être déclassée et si elle remplit les conditions pour n'être plus soumise au régime juridique et administratif des INB.

Le **déclassement** permet la levée de tout ou partie des contrôles réglementaires auxquels est soumise l'installation.

EDF utilise le terme de « **déconstruction** » défini comme : « Ensemble des opérations administratives et techniques conduisant dans un délai donné, par une suite programmée de démantèlements successifs, à l'élimination totale d'une installation nucléaire et à la complète réhabilitation du site. »
Le « retour à l'herbe », qui est visé par EDF, comprend des opérations finales classiques, après déclassement de l'installation, donc hors du champ de l'ASN.

1.2. LES DIFFÉRENTES STRATÉGIES DE DÉMANTÈLEMENT

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a défini trois stratégies de démantèlement des installations nucléaires après leur arrêt définitif[2] permettant de s'adapter aux différents cas qui se présentent :

- le *démantèlement différé* : les parties de l'installation contenant des substances radioactives sont maintenues dans un état sûr pendant plusieurs décennies avant que les opérations de démantèlement ne commencent
- le *confinement sûr* : les parties de l'installation contenant des substances radioactives sont placées dans une structure de confinement renforcée durant une période suffisamment longue pour atteindre un niveau d'activité radiologique suffisamment faible pour permettre la libération du site
  NB : pour ces deux stratégies, qui relèvent de la même philosophie de laisser décroître la radioactivité, les parties «conventionnelles » peuvent être démantelées dès l'arrêt de l'installation.
- le *démantèlement immédiat* : dans ce cas, le démantèlement de l'ensemble de l'installation est engagé dès la mise à l'arrêt définitif de l'installation, même si les opérations de démantèlement, du fait de leur complexité, peuvent s'étendre sur une longue durée

[1] *ASN : Autorité de sûreté nucléaire (www.asn.fr)*

[2] *Prescriptions AIEA N° WS-R-5 "Déclassement des installations mettant en œuvre des substances radioactives"*

De nombreux facteurs influent sur la décision d'engager une stratégie de démantèlement ou une autre (voir ci-dessous) ; ainsi, les pratiques diffèrent d'un pays à l'autre.
Pour ce qui concerne la France, l'ASN recommande que les exploitants des INB s'engagent dans des stratégies de démantèlement immédiat.

1.3. ENJEUX STRATÉGIQUES DU DÉMANTÈLEMENT D'UNE INB

Les spécificités de cette activité qui s'étend sur une longue durée sont décrites ci après.

Le démantèlement puis déclassement est un projet de longue durée, qui s'étend sur une trentaine d'années environ.
Les chefs de projet se relaient, de même les inspecteurs de sûreté nucléaire. La transmission des connaissances, la gestion de l'information, la formation continue … doivent être conçues pour traverser les aléas de la vie d'un projet long et complexe.
La connaissance de l'installation se dissipe avec le temps : il est indispensable de commencer les opérations avec une partie de l'équipe d'exploitation ; la tenue à jour des plans et de la documentation est un point important de la gestion du projet.

La gestion financière est fortement dépendante du temps *:*

- l'actualisation financière pousse à différer les dépenses, pour autant qu'on a la garantie de leur maîtrise dans le temps; a contrario, on a un risque d'inflation, dans le cas d'opérations mal maîtrisées sur les plans techniques et organisationnels
- l'entretien d'une installation nucléaire à l'arrêt est coûteux : on a intérêt à atteindre rapidement des niveaux de déclassement suffisants permettant de réduire les coûts de surveillance
- l'exploitant nucléaire doit avoir les moyens financiers d'atteindre dans une durée maîtrisée le niveau de déclassement suivant (phasage des opérations).

Avec le temps, la radioactivité des matériaux décroît, ce qui justifie d'attendre un certain niveau de décroissance avant de commencer les opérations de décontamination et de démantèlement (moins d'irradiation du personnel, déchets moins radioactifs).
On se base souvent sur la période du cobalt-60 (5,3 ans) - produit d'activation majoritaire dans les REP - pour estimer la décroissance des structures activées d'un réacteur. Ces évaluations doivent être précisées par des mesures dès qu'il est possible de les réaliser.
La technologie d'intervention à distance fait continuellement des progrès, ce qui peut justifier d'attendre des innovations prévisibles en robotique.

L'étape limitante dans le démantèlement est la gestion des déchets : la disponibilité des exutoires, la possibilité des transports, les traitements de conditionnement, doivent être garantis avant de démarrer un chantier spécifique. La disponibilité actuelle d'exutoires de déchets ne garantit pas leur disponibilité future, dans une cinquantaine d'années par exemple.

Un déclassement rapide rencontre une meilleure acceptation publique : en effet, différer le démantèlement revient à transférer la charge aux générations futures ; avec le temps, les procédures réglementaires risquent de devenir plus contraignantes.

Le choix d'une stratégie de déclassement plus ou moins précoce après la mise à l'arrêt définitif repose donc sur de nombreux critères. Le critère le plus important est l'existence d'une filière d'évacuation des déchets produits par le démantèlement : sans capacité de reprise dans un site final dédié, inutile de commencer à encombrer le site de colis de déchets qui ne seront pas nécessairement conditionnés conformément aux normes futures.
Les déchets sont, en effet, traités dans le cadre de filières caractérisées par un tri sélectif, alors que le conditionnement doit être conforme aux normes de l'entreposage éventuel, puis du transport pour leur évacuation.

Pour ses opérations de démantèlement et de gestion de déchets, EDF a créé un Centre d'Ingénierie Déconstruction et Environnement (CIDEN) réunissant toutes les compétences nécessaires dans les domaines de la déconstruction et la gestion des déchets.
Ce centre, basé à Lyon, compte plus de 500 salariés qui travaillent sur les techniques de déconstruction et d'assainissement de site. Le CIDEN centralise tous les retours d'expérience tirés des différentes opérations de déconstruction à l'échelon mondial.

L'idéal est que le démantèlement soit prévu à la conception de l'installation et pendant toute la phase d'exploitation (gestion des modifications).

2. LES PHASES ET LES CONDITIONS DU DÉMANTÈLEMENT D'UNE INB [ASN]

2.1. LE PLAN DE DÉMANTÈLEMENT

Conformément au décret de 2007[3], tout exploitant d'une INB établit un plan de démantèlement relatif à cette installation, dès sa création. Ce plan est mis à jour tout au long de la vie de l'installation.
Il présente les modalités envisagées pour le démantèlement de l'installation, mentionne et justifie la stratégie de démantèlement retenue par l'exploitant, précise le délai envisagé entre l'arrêt définitif de fonctionnement et le début des opérations de démantèlement, présente l'évaluation du coût de démantèlement de l'INB et justifie l'état final envisagé pour l'installation après son démantèlement.

2.2. PRÉPARATION À LA MISE A L'ARRÊT DÉFINITIF ET AU DÉMANTÈLEMENT (MAD/DEM)

Les opérations réalisées entre la cession définitive de fonctionnement de l'installation et l'obtention du Décret d'autorisation dit de MAD/DEM doivent être conformes au Décret d'autorisation de création de l'installation ainsi qu'à son référentiel de sûreté d'exploitation, ce qui se limite aux opérations suivantes : évacuation du maximum de substances dangereuses présentes dans l'installation (combustible nucléaire, déchets d'exploitation, représentant la quasi-totalité du terme source), préparation des opérations de démantèlement (formation des équipes, réalisation d'inventaires radiologiques, études d'équipements spéciaux, etc.).

2.3. DÉMANTÈLEMENT

Le Décret d'autorisation de MAD/DEM stipule les opérations qui doivent être autorisées par l'ASN compte tenu des enjeux liés à la sûreté ou à la radioprotection.
Pour les autres, l'ASN recommande la mise en œuvre de systèmes d'autorisations internes validés et contrôlés par elle.

2.4. L'ÉTAT FINAL DES INSTALLATIONS ET LE DÉCLASSEMENT

La totalité des substances dangereuses, y compris non-radioactives, doit avoir été évacuée de l'installation nucléaire, et notamment les déchets générés par le démantèlement.
La décision de déclassement ne peut être prise que si l'état final, tel que visé par l'exploitant, a été atteint et qu'il est conforme aux objectifs visés par le Décret de démantèlement.
Des dispositions doivent être prises afin de conserver la mémoire de la présence d'une ancienne INB sur les parcelles concernées (information des propriétaires successifs). Par ailleurs, en fonction de l'état final atteint, des servitudes d'utilité publiques peuvent être instituées, selon les prévisions d'utilisation ultérieure du site ou des bâtiments.

2.5. L'INFORMATION DU PUBLIC ET DES TRAVAILLEURS

Les demandes d'autorisation de MAD/DEM, tout comme les décrets d'autorisation de création des installations, sont soumises à enquête publique, dans les conditions prévues par le code de l'environnement, avec consultation de la CLI[4].
L'ASN recommande que le CHSCT[5] relevant de l'exploitation de l'installation soit associé aussi en amont que possible à la procédure de demande d'autorisation de MAD/DEM.
Tout au long du démantèlement, l'exploitant prend des dispositions adaptées pour informer le public de l'avancée des opérations, notamment par le relais des CLI, à travers le rapport annuel qui est présenté au CHSCT qui émet un avis sur son contenu.

Le dossier de demande de déclassement fait l'objet d'une consultation de la préfecture et des mairies concernées par le projet, ainsi que de la CLI.
L'exploitant doit notamment présenter dans ce dossier l'état final atteint à l'issue du démantèlement ainsi que l'usage futur envisagé des bâtiments et des terrains.

Si des servitudes d'utilité publique doivent être mises en place, la procédure comprend la réalisation d'une enquête publique qui informe le public sur la base d'un périmètre visé par les servitudes, des mesures de restriction et/ou de surveillance mises en place, des études réalisées au sujet de la pollution des sols, etc.
Le rapport d'enquête publique est présenté au CHSCT qui émet un avis sur son contenu.

---

[3] Décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle au titre de la sûreté nucléaire du transport de substances radioactives

[4] Commission locale d'information

[5] Comité hygiène, sécurité et conditions de travail

3. OBJECTIFS ET PRINCIPES DU DÉMANTÈLEMENT AU CEA

Pour la conduite des opérations d'assainissement et de démantèlement, le CEA s'efforce de satisfaire à trois objectifs :

- la protection des travailleurs, en application du principe « ALARA[6] », par la recherche de la réduction des doses intégrées
- la protection de l'environnement, par la recherche de la réduction du volume et de l'activité des déchets et des effluents radioactifs
- l'optimisation du coût, en effectuant les différentes étapes et opérations de démantèlement aux meilleures conditions économiques, dans le respect de la réglementation en vigueur en France.

Dans ce contexte, le CEA applique les principes suivants :

- il procède sans délai aux travaux d'assainissement radioactif dans le cadre de la cessation définitive d'exploitation, afin de réduire les niveaux de risques au plus tôt et de profiter au mieux de l'expérience des équipes d'exploitation encore nécessaires à ce stade
- en règle générale, il choisit de procéder au démantèlement immédiat lorsque l'installation nécessite des investissements importants pour son maintien sur une période longue ou lorsqu'elle contient des radioéléments à vie longue, tels que le plutonium ou les actinides, cas où il n'y a aucun gain à attendre de la décroissance de la radioactivité
- il peut décider de différer le démantèlement, si l'installation ne contient que des radioéléments à vie courte et peut être efficacement confinée (la décroissance radioactive permettant une réduction des doses et des déchets)
- la déconstruction des structures et du génie civil au-delà de l'élimination des déchets TFA (à très faible activité) n'est pas prise en compte systématiquement, mais en fonction du devenir ultérieur des bâtiments et des sites.

Le démantèlement débute après la déclaration par l'exploitant de la « cessation définitive d'exploitation ».
Il comprend deux phases : la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement proprement dit qui permettent d'accéder aux différents niveaux, I, II et III de l'AIEA.

Pendant la «Cessation Définitive d'Exploitation » (CDE), les matières nucléaires sont retirées ainsi que les déchets et les matières inflammables.
Ces opérations sont autorisées dans le cadre des autorisations habituelles d'exploitation de l'installation.

Viennent ensuite les opérations de « mise à l'arrêt définitif » (MAD) qui démarrent après parution du décret d'autorisation de démantèlement correspondant.
Pour obtenir la publication de ce décret, l'exploitant est tenu de définir clairement l'état final de l'installation, de préciser les étapes du démantèlement ultérieur ainsi que les règles générales d'exploitation pendant les opérations de MAD, de fournir un rapport de sûreté et de procéder à une mise à jour du plan d'urgence interne du site où se trouve l'installation.

Si l'Autorité de sûreté estime que les rejets au cours des opérations de MAD ne seront pas en cohérence avec les rejets autorisés pendant la phase de production, une enquête publique est alors nécessaire en vue d'une nouvelle autorisation de rejet.
Les opérations de MAD concernent principalement le démontage des matériels qui ne sont plus nécessaires à la sûreté de l'installation et le renforcement des barrières de confinement.
Leur achèvement permet d'atteindre le niveau I de démantèlement prescrit par l'AIEA.

Niveau I de démantèlement AIEA : « fermée sous surveillance », l'installation ne contient plus de matières fissiles ni de fluides radioactifs. Ses différentes barrières d'étanchéité sont maintenues en l'état, tandis que les systèmes d'ouverture et d'accès sont verrouillés.
La radioactivité à l'intérieur de l'installation et dans l'environnement ainsi que le bon état de l'installation sont, en permanence, contrôlés.
Les travaux de démantèlement peuvent dès lors être engagés pour atteindre soit le niveau II, soit le niveau III. Là aussi, les travaux sont soumis à un décret d'autorisation.

[6] *As low as reasonably achievable (aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu des contraintes techniques et économiques)*

Niveau II de démantèlement AIEA : le niveau II correspond à une « libération partielle ou conditionnelle de l'installation », dans laquelle la zone confinée est réduite à son minimum, c'est-à-dire qu'il peut exister une ou plusieurs zones dans lesquelles subsiste de la radioactivité à un niveau élevé.
Ces zones sont confinées et scellées de façon à ce qu'aucune personne non autorisée ne puisse y avoir accès. La surveillance de l'environnement est maintenue.

Niveau III de démantèlement AIEA : le niveau III correspond à la « libération totale et inconditionnelle du site» sans qu'aucune surveillance ne soit nécessaire, tous les matériaux ou équipements de radioactivité significative ayant été évacués.

4. TECHNIQUES D'ASSAINISSEMENT ET DE DÉMANTÈLEMENT [CEA]

Il n'existe pas, aujourd'hui, d'obstacle technologique rédhibitoire au démantèlement des installations nucléaires. Ces opérations sont réalisables dans de bonnes conditions de sûreté et de radioprotection même si l'on cherche toujours à optimiser les interventions à réaliser grâce à l'emploi, par exemple, de moyens télé-opérés, ou à la mise en œuvre de nouvelles technologies (chantiers virtuels, etc.) pour leur préparation.

Décontamination : Les techniques de décontamination font appel à des procédés qui peuvent être combinés :

- chimiques (bains, gels solidifiants, mousses décontaminantes*)*
- mécaniques (aspiration, frottis, projection d'eau sous pression)
- thermiques (projection de granulés de glace carbonique à très haute vitesse)
- par laser (cette technique présente les avantages d'être automatisable, pour traiter de grandes surfaces, et de ne produire quasiment pas d'effluents radioactifs).

Découpe : Pour la découpe de l'acier, on utilise des scies alternatives, scies circulaires, disqueuses, chalumeaux oxycoupeurs, jets abrasifs à haute pression, lasers, etc.
La découpe du béton fait appel aux lances thermiques, marteaux piqueurs, câbles diamantés, jets abrasifs à haute pression, ciments expansifs.

5. LA RADIOPROTECTION PENDANT LA DÉCONSTRUCTION

Avant de commencer la déconstruction, un bilan initial du site est réalisé pour caractériser l'état radiologique et chimique du site, le sol et les nappes phréatiques, ainsi que l'environnement : faune, flore, cultures et élevages. Différents scénarios de déconstruction sont étudiés par le CIDEN pour en comparer l'impact sur l'environnement, les rejets et les nuisances associées.

De même pour le personnel, chaque scénario prend en compte les doses estimées auxquelles seront soumis les agents au cours de chaque phase de déconstruction afin de choisir celui le plus conforme au principe ALARA en mettant en œuvre :

- l'optimisation du scénario d'intervention (ordre des opérations, priorités, durées)
- la téléopération, qui permet d'intervenir dans des zones radioactives inaccessibles à l'homme, de réduire les doses des opérateurs, de limiter la pénibilité du travail.

Sont aussi prises en compte les techniques permettant de réduire à la source les rejets chimiques et radioactifs.
Pour limiter les nuisances dues au chantier de déconstruction (bruits, risques chimiques, incendies …), on construit des dispositifs temporaires de protection : murs, enceintes de confinement, bacs de rétention, etc.

6. LES DÉCHETS GÉNÉRÉS PAR LE DÉMANTÈLEMENT [CEA]

6.1. PRINCIPES DE GESTION DES DÉCHETS DU DÉMANTÈLEMENT

Pour parvenir à la maîtrise du flux de déchets, les objectifs opérationnels suivants structurent les activités de gestion des déchets :

À la production :

- Minimiser les volumes de déchets.
- Éviter de produire des déchets sans filière, en prenant en compte, dès l'origine d'un programme, le devenir des déchets qui seront produits lors de son exécution.
- Trier les déchets, en fonction des filières de gestion définies, pour éviter notamment le surclassement des déchets et pour éviter les opérations ultérieures de reprise.

Au niveau du traitement :

- Réduire les volumes par le biais de traitements (compactage, incinération) et de conditionnements appropriés (cimentation).
- Équilibrer le flux de production de déchets avec le flux que l'aval (stockages définitifs de l'ANDRA[7], à défaut – entreposage dans les entrepôts du CEA) peut recevoir.

Au niveau du suivi du flux :

- Établir la cartographie des déchets du CEA, disposer d'un inventaire courant et du flux prévisionnel des déchets produits.
- Anticiper les aléas techniques ou administratifs, pour prévenir la saturation des capacités d'entreposages
- Assurer la traçabilité du traitement des déchets.

Les déchets TFA (Très Faible Activité)
La radioactivité de ces déchets est extrêmement faible (inférieure à 100 Bq/g) et de courte durée de vie. Le centre de stockage des déchets TFA, à Morvilliers, a été ouvert en septembre 2003.

Les déchets de Faible et Moyenne activité, à vie courte (période < 31 ans) (FA/MA – VC)
Ces déchets sont destinés au Centre de Soulaisnes.

Ces principes ont été appliqués au démantèlement des INB du Centre d'études nucléaires de Grenoble (voir les articles afférents sur le site *www.energethique.com*).

6.2. LES DÉCHETS GÉNÉRES PAR LE DÉMANTÈLEMENT ACTUEL DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES

Pour l'ensemble des 9 réacteurs EDF en cours de déconstruction, les masses en jeu sont les suivantes :

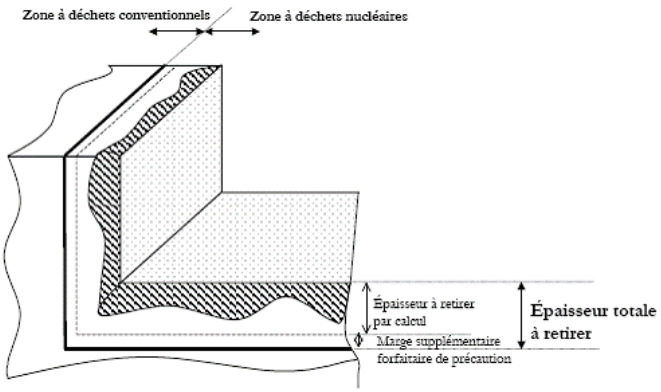
Les **déchets conventionnels** (~ 800 000 tonnes) représentent 75 % des déchets générés par le démantèlement. Ce sont des gravats traditionnels qui resteront sur le site et qui combleront les vides laissés par les fondations et les sous-sols des bâtiments.

Les **déchets radioactifs** (~ 200.000 tonnes) représentent 25 % des déchets générés par le démantèlement de l'installation nucléaire. Ils se classent en cinq catégories :

- les déchets de très faible activité (~128.000 tonnes)
- les déchets de faible et moyenne activité à vie courte (~ 55.000 tonnes). Certains d'entre eux subissent un traitement qui permet une réduction importante du volume total (compactage, incinération ou fusion)
- les déchets de faible activité à vie longue : blocs modérateurs de graphite issus des centrales UNGG (~ 23.000 tonnes), sont actuellement entreposés sur site dans l'attente d'un stockage par l'ANDRA dans des couches d'argile peu profondes[8]
- les déchets de moyenne activité à vie longue (principalement des pièces métalliques du circuit primaire devenues radioactives sous rayonnement neutronique et gamma) seront stockés définitivement dans le centre de stockage géologique de l'ANDRA (loi n°2006-739 du 28 juin 2006)
- le sodium du réacteur à neutrons rapides de Creys Malville, de très faible activité à vie courte, nécessite un traitement compte tenu de la réactivité chimique du sodium. Environ 5.500 tonnes sont transformées en soude (NaOH) grâce à un procédé industriel développé au CEA. La soude ainsi formée est incorporée dans du béton, coulé en blocs pour être entreposés sur le site EDF

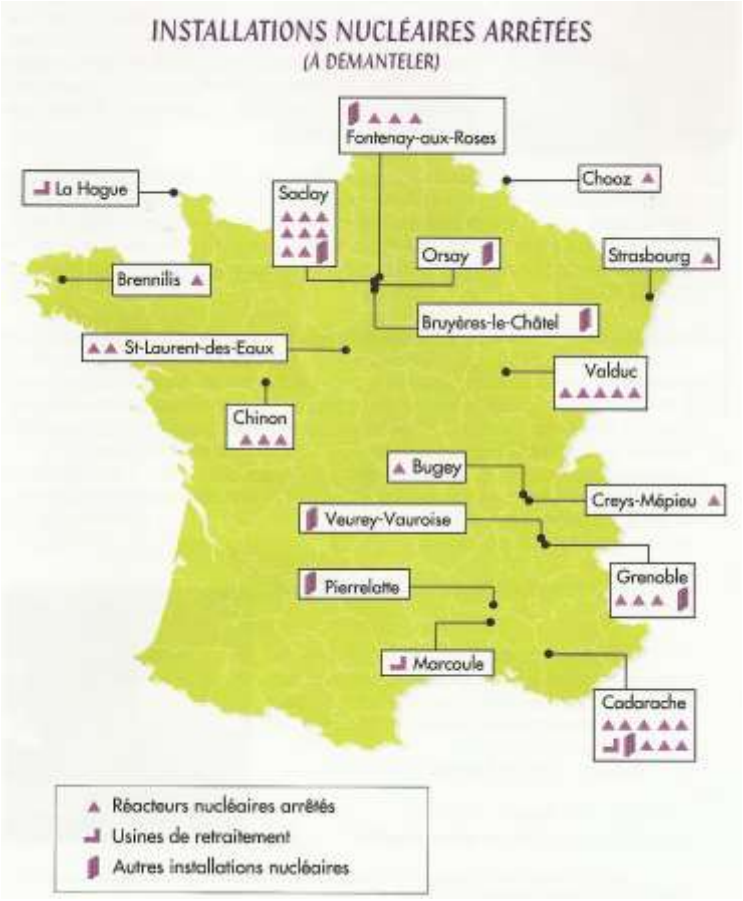
[7] *Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs*

[8] *La loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme, relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, art. 4, prévoit « que le centre de stockage correspondant puisse être mis en service en 2013 »*



L'image ci-contre montre comment est faite la distinction entre les parties radioactives et celles sans radioactivité ajoutée (ou « conventionnelles ») d'un équipement nucléaire à décontaminer avant déconstruction.

7. LES SITES EN COURS DE DÉMANTÈLEMENT



La carte ci-contre montre l'ensemble des opérations en cours en France, sur les sites CEA, EDF, AREVA et CNRS-université.

Le tableau ci-dessous donne les caractéristiques des réacteurs électronucléaires en déconstruction

Réacteurs en déconstruction	Type de réacteur	Date de mise en service	Date de mise à l'arrêt définitif	Puissance nette en MW(e)
Chinon A 1	UNGG	Juin 1963	Avril 1973	70
Chinon A 2	UNGG	Février 1965	Juin 1985	210
Chinon A 3	UNGG	Août 1966	Juin 1990	480
Chooz A	REP	Avril 1967	Octobre 1991	310
Brennilis (EL4)	REL	Août 1967	Juillet 1985	70
Saint Laurent A1	UNGG	Mars 1969	Mai 1992	480
Saint Laurent A2	UNGG	Août 1971	Mai 1992	515
Bugey 1	UNGG	Avril 1972	Mai 1994	540
Creys-Malville	RNR	Janvier 1986	Décembre 1998	1200

UNGG : uranium naturel – graphite – gaz (1ère génération)
REL : réacteur à eau lourde (1ère génération)
REP : réacteur à eau pressurisée (2ème génération)
RNR : réacteur à neutrons rapides (2ème génération)

En 2012, le démantèlement des réacteurs du type UNGG est freiné par l'absence d'un entreposage des déchets graphite irradiés.
Le décret de démantèlement de Brennilis a été annulé par le Conseil d'Etat pour vice de forme.

La mise en service de l'installation de conditionnement et d'entreposage de déchets radioactifs (ICEDA) à Bugey, indispensable pour poursuivre le démantèlement des réacteurs UNGG et REL, a été arrêtée par décision du tribunal administratif, le Plan Local d'Urbanisme ne prévoyant pas ce type d'activité sur un site électronucléaire.

Ce sont donc des décisions administratives - et non techniques - qui sont actuellement un obstacle au déroulement normal des opérations de démantèlement.

8. LE FINANCEMENT DU DÉMANTÈLEMENT

8.1. DISPOSITIONS LÉGALES

La loi [2] fixe les modalités qui permettent de s'assurer de la pérennité et de la disponibilité des fonds au moment requis.
Les exploitants nucléaires doivent évaluer, de manière prudente, les charges de démantèlement de leurs installations nucléaires de base, de gestion des combustibles usés, et de gestion des déchets radioactifs.
Sur la base de ces évaluations de charges, les exploitants doivent constituer des provisions financières et doivent couvrir ces dernières par un portefeuille d'actifs dédié à ces charges.
La prise en compte de ces obligations par les exploitants fait l'objet, de leur part, de communications régulières aux pouvoirs publics et notamment d'un rapport triennal décrivant la situation de l'exploitant vis-à-vis de leurs obligations techniques et financières, dont un résumé est élaboré afin d'informer le public.

L'ASN s'assure, lors de l'examen des rapports triennaux, de la cohérence de la stratégie de démantèlement et de la gestion des combustibles usés et déchets nucléaires, au regard de la sûreté nucléaire, et rend un avis à l'autorité administrative chargée de contrôler le respect de ces dispositions (la Direction générale de l'énergie et du climat).

8.2. LE COÛT DU DÉMANTÈLEMENT DES RÉACTEURS ÉLECTRONUCLÉAIRES

Dès l'origine du programme électronucléaire, EDF a prévu le financement de la déconstruction par les consommateurs qui bénéficient du courant électrique fourni par les réacteurs en fonctionnement.
Ce coût est, depuis la mise en route des premiers réacteurs, intégré dans le prix du kilowattheure facturé.
Le montant des provisions est ajusté chaque année pour compenser l'inflation, sous le contrôle de la Cour des Comptes. Ce prélèvement est de l'ordre de 0,2 c € par kW.h consommé (pour un coût du kW.h actuellement de l'ordre de 13 c€ TTC).

La déconstruction des centrales de première génération, qui doit être terminée en 2025, coûtera 3 milliards d'euros ; cette somme est entièrement provisionnée par EDF.

Dans son rapport de janvier 2012 concernant les coûts de l'énergie nucléaire, la Cour des Comptes a donné les estimations suivantes pour le démantèlement des réacteurs nucléaires français[9] :
Pour les 58 réacteurs du parc actuellement en exploitation et dont la déconstruction débutera au delà de 2020, le coût est estimé à 18,1 milliards d'euros dont la moitié est actuellement provisionnée.
Le devis réactualisé pour les 6 réacteurs UNGG de première génération est de 2,5 milliards d'euros.

Le montant du démantèlement correspond pratiquement au chiffre d'affaire annuel d'EDF (20 milliards d'euros).
Si on estime à 40 ans la durée d'exploitation moyenne des réacteurs participant à 75 % du CA, le coût du démantèlement du nucléaire représente de l'ordre de 3,5 % du chiffre d'affaire généré, aux conditions économiques de 2010.

A

[9] *Voir Fiche d'actualité GAENA N°4 « Les coûts de la filière électronucléaire »*

9. RÉFÉRENCES

[1] Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire
[2] Loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs
[3] Décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle au titre de la sûreté nucléaire du transport de substances radioactives
[4] Prescriptions AIEA no WS-R-5 “Déclassement des installations mettant en œuvre des substances radioactives”

À noter le dossier sur le démantèlement dans le magazine « Repères » de l’IRSN de janvier 2013
http://www.irsn.fr/FR/IRSN/Publications/Magazine-Reperes/archives/Documents/IRSN_Reperes_16_012013.pdf

ANNEXE 1 : LE DÉMANTÈLEMENT DE CHOOZ A [FICHE EDF]

Ce REP de 305 MW a fonctionné 24 ans (de 1967 à 1991) ; son démantèlement préfigure ce que pourra être celui de la filière.

1991 : mise à l’arrêt du réacteur ;
1993 : publication du décret de mise à l’arrêt définitif permettant les premières opérations de démantèlement
1991 - 1999 : fermeture sous surveillance de l’installation

- vidange des tuyauteries
- transfert des éléments combustibles usés vers l’usine de retraitement
- évacuation des déchets d’exploitation
- démantèlement des matériels de la salle des machines.

1999 - 2008 : démantèlement partiel des installations

- démolition de la salle des machines
- démontage, assainissement et démolition des bâtiments nucléaires de la colline
- réhabilitation des vestiaires
- démantèlement des installations des galeries principales.

Avec le retrait du combustible nucléaire et la vidange des circuits, la radioactivité de la centrale a été évacuée à 99,9 %.
2007 : publication du décret de démantèlement complet de l’installation permettant le démantèlement du cœur du réacteur.
2008-2014 : démantèlement des circuits nucléaires (hors cuve)

- découpe du réseau secondaire
- césure du circuit primaire ; extraction et décontamination des générateurs de vapeur
- décontamination du circuit primaire et du pressuriseur.

Prochaines étapes de la déconstruction

Démantèlement de la cuve dans la caverne du réacteur
Après le démantèlement du circuit primaire principal et des ses auxiliaires, les opérations de démantèlement de la cuve du réacteur et de ses structures internes commenceront et s’effectueront en partie sous eau.

Assainissement et réhabilitation du site
Les derniers équipements présents dans la caverne des auxiliaires nucléaires et dans la Station de Traitement des Effluents seront démantelés.
Les bâtiments de la plate-forme extérieure seront alors assainis puis démolis et le site sera entièrement réhabilité.

Surveillance du site
A l’issue de ces opérations, l’installation sera en état de « surveillance » pendant plusieurs années.
Les eaux d’infiltration dans les cavernes seront collectées et contrôlées jusqu’à ce que leur activité ait atteint le niveau réglementaire requis pour le rejet sans contrôle.

EDF vise un démantèlement complet pour 2020.

GAENA
(ex GASN)

Fiche 31 A (Présentation) 26 mars 2014

L'ÉNERGIE ÉOLIENNE

Parc éolien de Plouarzel dans le Finistère

Le petit bâtiment au pied de la première éolienne gère l'ensemble du parc

De tout temps l'homme a exploité le vent comme source d'énergie. Son application à la production d'électricité élargit le domaine d'application de cette énergie mais elle apporte une **contrainte importante : production et consommation doivent s'équilibrer à tout instant.**
Autrefois quand il n'y avait pas de vent le meunier se reposait.

Les grandes éoliennes de puissance, en général de plusieurs mégawatts, sont regroupées en parc éolien de plusieurs machines reliées entre elles et connectées au réseau par l'intermédiaire d'un transformateur qui assure la bonne gestion de la puissance et de la qualité de l'électricité fournies au réseau.

Ces machines peuvent atteindre une centaine de mètres de haut avec une hélice comprise entre 30 et 60 mètres de diamètre.
Elles sont disposées dans les endroits les plus venteux comme les côtes de la Manche et de l'océan Atlantique, le couloir rhodanien avec le mistral et la côte méditerranéenne soumise à la Tramontane.

Il existe maintenant des projets d'éoliennes maritimes, implantées en mer le long des côtes de la Manche entre St Brieuc et le Tréport et sur la côte atlantique entre St Nazaire et le Médoc en Gironde. Actuellement seuls les sites de Courseulles, Fécamp, St Brieuc et St Nazaire sont sélectionnés pour une production entre 2020 et 2030.

Parc d'éoliennes maritimes

Barrow-in-Furness (Angleterre)

Toutefois le vent n'est exploitable en moyenne que 23 % du temps pour les éoliennes terrestres et 40 % du temps pour les éoliennes maritimes ce qui impose de disposer d'une capacité énergétique de substitution.
Elle est en général assurée par des turbines à gaz, ce qui permet une mise à disposition immédiate, mais elle est génératrice de CO_2.

Cette production électrique intermittente et aléatoire peut également intervenir à des moments où l'on n'en a pas besoin,
Il est donc nécessaire d'associer à cette production des moyens de stockage indirect de l'électricité (stockage de l'eau par pompage turbinage, hydrogène par électrolyse, batteries de forte puissance…). De nombreuses investigations sont en cours dans ce domaine.

Actuellement le prix de revient du kW éolien est deux fois plus élevé que le kW nucléaire et, pour satisfaire aux impératifs européens sur les énergies renouvelables,
EDF est dans l'obligation de racheter aux producteurs, l'électricité d'origine éolienne à des tarifs très avantageux.

Les collectivités locales perçoivent également une taxe locale conséquente qui se retrouve sur les factures d'électricité (Contribution au Service Public d'Electricité).

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 31 Ind. 3 du 26 mars 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

GROUPE ARGUMENTAIRE SUR LE NUCLÉAIRE ET LES ENERGIES ALTERNATIVES

L'ÉNERGIE ÉOLIENNE

1. L'ÉNERGIE ÉOLIENNE

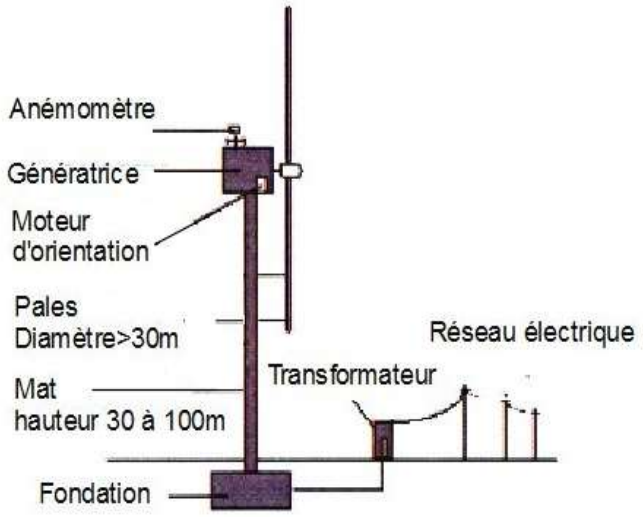
C'est l'énergie tirée du vent au moyen d'un dispositif spécifique. Pendant des siècles, les moulins à vent ont fourni un travail mécanique utilisé pour faire tourner la meule à moudre le grain, pomper l'eau pour l'irrigation, actionner les scieries etc. Une des utilisations les plus typiques a été l'assèchement des polders hollandais. Maintenant l'énergie éolienne s'oriente plus vers la production d'électricité, ce qui élargit son domaine d'application, mais qui demande au système de production électrique à s'adapter à cette production intermittente.

2. PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT ET ORGANISATION

L'hélice fait tourner un générateur électrique par l'intermédiaire d'un multiplicateur de vitesse.
La puissance d'une éolienne est fonction de la surface balayée par l'hélice et de la vitesse du vent.

Pour produire le maximum d'énergie, les éoliennes (ou aérogénérateur) doivent être en permanence face au vent ce qui est réalisé soit par un gouvernail situé à l'arrière, soit par un « servomoteur » commandé par une petite girouette donnant la direction de vent.

On distingue deux types d'éoliennes : les petites éoliennes, jusqu'à quelques kW pour l'électrification de sites isolés, et les éoliennes de puissance de plusieurs MW qui sont en général regroupées en batteries et raccordées au réseau électrique.



Or une éolienne ne fonctionne que lorsque le vent souffle et il est actuellement très difficile et excessivement coûteux de stocker l'électricité.
Un aérogénérateur ne peut donc être utilisé comme seule source d'énergie. Il faut prévoir une autre source complémentaire qui, pour les éoliennes isolées de faible puissance, est en général un générateur du type groupe électrogène.
Les éoliennes de puissance sont regroupées dans des parcs d'éoliennes et reliées au réseau électrique. Ceci présente l'avantage de réduire la longueur des connexions et d'assurer une bonne gestion de la puissance d'appoint fournie au réseau. C'est le réseau qui assurera la gestion de la production et fera appel, si besoin, à d'autres moyens de production (hydraulique et plus généralement turbines à gaz).

3. PERFORMANCES ET DISPONIBILITÉ

Les éoliennes modernes commencent à fonctionner avec un vent de l'ordre de 15 km/h (4,5 m/s) en dessous duquel il est difficile d'assurer une bonne régulation.
A partir de 40 km/h (11 m/s), la vitesse de rotation est stabilisée pour pouvoir fournir un courant de bonne qualité immédiatement utilisable.
C'est particulièrement vrai pour les éoliennes raccordées au réseau qui doivent fournir un courant avec une fréquence constante quelle que soit la vitesse du vent. Ceci est obtenu en régulant la vitesse de rotation grâce à l'orientation des pales.

Lorsque les vents atteignent une vitesse de 90 km/h (25 m/s), les pales sont « mises en drapeau » pour éviter la destruction de la machine.
En effet, à grande vitesse, le phénomène de précession gyroscopique crée des contraintes pouvant entraîner des dégâts sur les pales et les mécanismes.

Afin de récupérer le maximum d'énergie il faut :

- avoir la plus grande surface possible balayée par l'hélice (400 watt/m^2 à la puissance max). Le diamètre des hélices des machines de puissance est fréquemment compris entre 30 et 60 m, soit des puissances crêtes de l'ordre de l'ordre du MW
- situer les machines dans les endroits venteux (en mer et bord de mer, sommet de collines, couloirs venteux pour bénéficier de l'effet Venturi) ; la puissance est proportionnelle au cube de la vitesse du vent
- situer les hélices en haut d'un mât de façon à s'affranchir de l'effet de freinage du vent au niveau du sol (plus de 120 m pour les grosses machines)
- garder un intervalle important entre deux machines pour éviter les pertes de rendements par des turbulences induites.

Les sites éoliens terrestres intéressants en France sont d'abord la façade ouest des côtes de la Manche et de l'Atlantique soumise aux vents d'ouest forts et dominants, la vallée du Rhône avec le Mistral et le Sud-Ouest de la côte méditerranéenne soumis à la Tramontane.
La carte des vents ci-dessous donne la répartition moyenne des vents sur l'ensemble du pays.

Figure 1 : Carte des vents

Pour les éoliennes maritimes, les sites retenus sont, le long des côtes de la Manche entre St Brieuc et le Tréport et sur la côte atlantique entre St Nazaire et le Médoc en Gironde. Actuellement seuls les sites de Courseulles, Fécamp, St Brieuc et St Nazaire sont sélectionnés pour une production entre 2020 et 2030.

Suivant la loi de Betz, une éolienne ne peut récupérer que 60 % de l'énergie reçue. De plus, si on prend en compte l'irrégularité du vent en intensité et en direction, on peut considérer que le facteur de charge est compris entre 12 et 25 % pour les éoliennes terrestres, ce coefficient pouvant atteindre 40 % pour les éoliennes maritimes (voir définition au §4).

L'amélioration de la technologie permet maintenant de construire des aérogénérateurs de forte puissance (jusqu'à 8 MW). Organisées en parc éolien et pour des raisons de sillage tourbillonnaire, ces machines doivent être espacées d'une distance de l'ordre de 7 fois le diamètre de l'hélice dans le sens du vent et 4 fois dans l'axe perpendiculaire au vent ; ainsi la surface utilisée par le MW éolien est très importante (# 10 MW/km^2) par rapport à celle occupée pour toutes les autres énergies, mis à part le solaire évidemment.

4. PROBLÈME DE L'INTERMITTENCE DE LA SOURCE D'ÉNERGIE

La disponibilité d'une machine se traduit par son facteur de charge ou facteur d'utilisation qui est le rapport entre l'énergie électrique effectivement produite sur une période donnée et l'énergie qu'elle aurait produit si elle avait fonctionné à sa puissance nominale durant la même période.

Pour les éoliennes, le facteur de charge est souvent assimilé au *rendement global* qui est le produit du rendement mécanique, du rendement électrique et du rendement aérodynamique, facteur principal sur une longue période.
En France le taux de charge dépend de la situation géographique.

Pour l'éolien terrestre[1], il varie de 19 % en Bourgogne à 31 % en Languedoc-Roussillon, la valeur moyenne installée en France se situant à 23 %.
La carte de la figure 2 donne, par région, en valeur moyenne :

- la puissance installée
- l'énergie produite
- le facteur de charge.

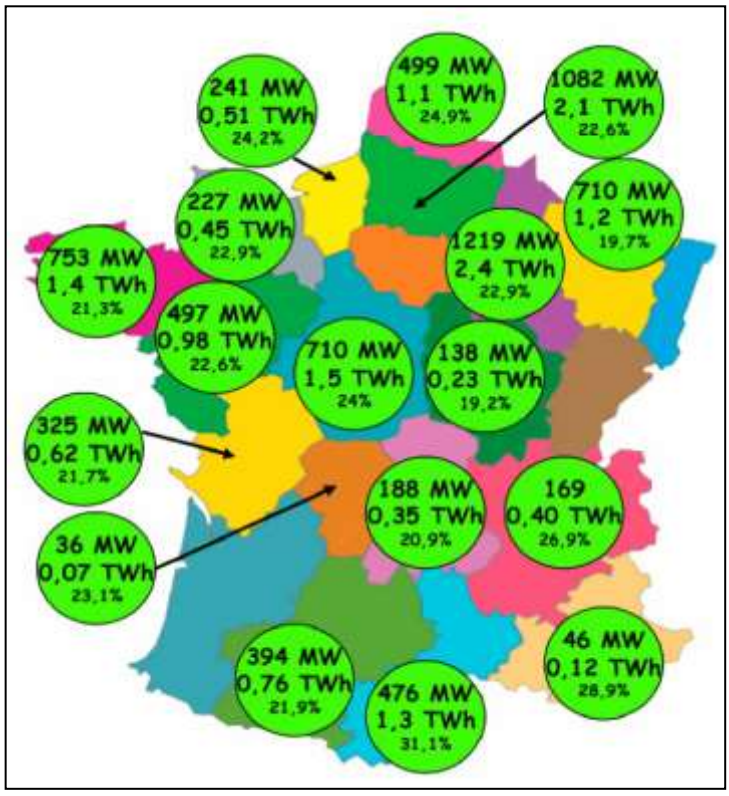


Figure 2 : Carte des performances de l'éolien terrestre

En réalité, une machine tourne près de 70 % du temps mais à une puissance inférieure à la puissance maximale, dite puissance installée (quand la vitesse du vent baisse d'un facteur 2, la puissance diminue d'un facteur 8).
Pour simplifier les estimations on considèrera, qu'en France, la puissance moyenne globale pour l'éolien terrestre correspond à 25 % de la puissance installée, et pour l'éolien maritime à 40 %.
De plus, le vent souffle de façon très intermittente, variable en durée et n'importe quand en heures, jours et saisons.
La disponibilité aléatoire de cette énergie n'est pas compatible avec l'ajustement instantané production/consommation que l'on exige de l'électricité.
Il est donc nécessaire de faire appel à d'autres sources, soit stockées, soit rapidement mises en œuvre.

Pour les utilisateurs indépendants ou les petits réseaux autonomes, l'énergie est fournie par la source principale classique qui fonctionnera les ¾ du temps, l'éolienne n'apportant qu'une énergie d'appoint.
La régulation est relativement aisée entre les deux sources.

[1] *Irlande 29 %, Portugal 26 %, Espagne 24 %, Allemagne 17 %*

Dans le cas de la connexion à un réseau électrique, le problème est plus complexe. A chaque instant (fraction de seconde) l'énergie électrique fournie au réseau par l'ensemble des générateurs en service doit être strictement égale à l'énergie, fluctuant en permanence, de la consommation de centaines de millions d'appareils, lampes, moteurs et autres équipements …

L'énergie électrique consommée en France varie dans le rapport 1 à 2 entre les moyennes d'été et d'hiver, dans le rapport 1 à 4 entre minuit au mois d'août et 6h du soir en décembre. Cela signifie qu'au moment des pointes de consommation, lorsque l'on fait appel à tous les moyens de production, l'énergie éolienne n'est pas forcément disponible. Il faut faire appel à d'autres sources.
Afin de répondre en permanence aux besoins, il est nécessaire de disposer d'une capacité principale de production (française ou étrangère) couvrant la totalité de la demande.
L'éolien doit être considéré comme une source secondaire, permettant d'économiser le plus possible les combustibles fossiles et ainsi réduire les émissions de gaz à effet de serre.
Cette production électrique intermittente et aléatoire peut intervenir à des moments où l'on n'en a pas besoin, le surplus d'énergie peut alors être utilisé pour faire du stockage indirect, le vent n'étant pas stockable.

Quelques exemples de stockage :

- stocker l'énergie sous forme de gaz comprimé[2]
- stocker de l'eau par pompage/turbinage (STEP)[3]
- fabriquer de l'hydrogène par hydrolyse de l'eau (moteurs à hydrogène, piles à combustible)
- stocker l'énergie sous forme électrochimique (batterie NaS de 30 MW).

5. INFLUENCE DES ÉOLIENNES SUR L'ENVIRONNEMENT

Ce sujet est source de polémique entre les partisans et détracteurs de l'éolien. Nous ne ferons ici que soulever le problème sans traiter le fond.
Il touche essentiellement 3 thèmes : l'aspect esthétique et la dégradation du paysage, la santé et le bruit, l'impact sur la faune et les oiseaux.

Il est incontestable qu'à puissance égale l'emprise au sol de l'éolien est considérable par rapport à la plupart des autres sources d'énergie. Compte tenu des distances à respecter pour des problèmes de sillage (§3) la densité de puissance nominale d'un champ d'éoliennes terrestres, dans une zone favorable, est de l'ordre de 10 MW par km^2 soit une production annuelle de 20 GWh par km^2. Ceci ne rend pas le sol inutilisable pour une exploitation agricole mais le bruit généré peut avoir un impact sur la faune locale avec perte de l'habitat pour certaines espèces.
Il est bien sûr souhaitable vis-à-vis de l'homme que les parcs éoliens soient situés loin des habitations. Pour les installations individuelles ou les petites installations locales, elles doivent respecter la législation sur les bruits sans doute plus difficile à appliquer en milieu rural, caractérisé par son calme. Pour la vie aviaire on constate effectivement quelques dégâts. Mais sont-ils plus importants que ceux causés par les lignes électriques ?

Pour les éoliennes maritimes l'inconvénient est lié à la restriction des zones de pêche.

L'aspect esthétique et la dégradation du paysage sont des problèmes très subjectifs laissés à l'appréciation de chacun. Il est toutefois souhaitable de trouver le meilleur compromis entre les endroits énergétiquement rentables et les zones de moindre intérêt sur le plan du patrimoine.

6. LES NOUVEAUX CONCEPTS

Devant le rendement modeste de ce type de machine, les recherches sur l'amélioration des performances se poursuivent.
Deux nouveaux concepts semblent être porteurs de progrès : les éoliennes à effet Magnus et les éoliennes carénées développées par la société Stormblade.
Le but de ces nouvelles machines est d'élargir la plage de fonctionnement pour atteindre régulièrement un facteur de charge de 30 %.

On trouvera dans l'encart en grisé ci-dessous, quelques détails sur le fonctionnement et les avantages de ces différentes machines.

[2] *Les Allemands font des essais de stockage de gaz sous pression dans des anciennes mines de sel*

[3] *En France, la capacité de stockage dans les barrages de montagne est quasiment saturée*

L'effet Magnus a été découvert par Heinrich Gustav Magnus (1802-1870), physicien allemand.
Ce n'est rien d'autre que l'effet que l'on donne à une balle de tennis ou un ballon de football lors de la frappe. En plaçant un cylindre en rotation dans un flux d'air il se crée une force induite, la portance, perpendiculaire à ce flux. Cette portance est proportionnelle à la vitesse de rotation qu'on impose au cylindre et à celle du vent d'où une maîtrise parfaite de la puissance instantanée pour des vitesses de vent situées entre de 30 et 100 km/h. Des cylindres en rotation remplacent les pales. Leur vitesse de rotation est voisine de 3000 tours/min.
Ce projet ne s'applique pour le moment qu'aux éoliennes de petite puissance et les avantages demandent à être évalués (système développé par Mekaro Akita Co au Japon et « Projet étudiant » de génie physique financé par EDF et ANVAR).

La « Stormblade turbine » est basée sur le principe de la turbine du moteur à réaction, ce qui permet d'augmenter la vitesse de rotation du rotor sans avoir à subir le phénomène de précession gyroscopique et de dépasser ainsi la limite physique de la loi de Betz. La plage de vitesse des vents utilisables pourra ainsi doubler, de 11 km/h à 193 km/h, ce qui présente l'avantage d'avoir une production d'électricité plus continue et une puissance maximale plus élevée puisque celle-ci est proportionnelle au cube de la vitesse du vent.
Par contre, la puissance produite est aussi proportionnelle à la surface balayée par les pales et globalement la puissance délivrée reste inférieure à celles des éoliennes conventionnelles. L'avantage demeure sa production plus régulière ; les tests sur prototype donnent un rapport d'efficacité voisin de 3 par rapport aux éoliennes à pales.

7. SPÉCIFICITÉ DES ÉOLIENNES MARITIMES

Les éoliennes maritimes sont implantées en général au large des côtes sur les hauts fonds marins. La profondeur d'eau, qui conditionne l'éloignement de la côte est de 25 à 45 m maximum. Pour les eaux profondes (de 50 à 200 m) se développent des projets d'éoliennes flottantes.

7.1. AVANTAGES

Les gisements éoliens maritimes sont quantitativement meilleurs que les terrestres car le vent est en général plus fort et plus régulier avec une rugosité de la surface de l'eau beaucoup plus faible que celle de la terre.
Ceci conduit à un facteur de charge de l'ordre de 40 %.

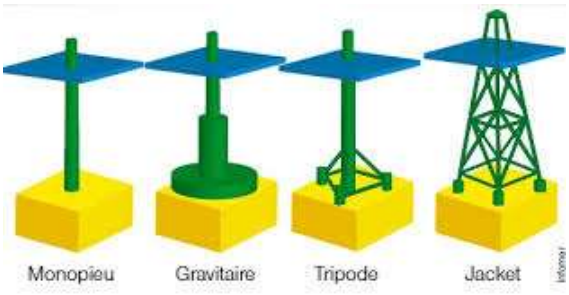
Ces éoliennes, implantées au large sur le domaine public maritime ont en général moins d'impact sur le paysage et peuvent ainsi être beaucoup plus importantes (6 MW).

7.2. INCONVÉNIENTS

L'installation d'éoliennes en mer est nécessairement beaucoup plus coûteuse car elle engendre la mise en œuvre de techniques spécifiques aux travaux en mer et sous-marins (étude des fonds marins, corrosion, résistance aux vents, aux vagues et aux courants, fixation sur le fond marin…). A ceci se rajoute le problème du raccordement électrique coûteux et fragile (liaison en courant continu pour limiter les pertes en ligne).
Le coût d'exploitation est lié essentiellement à la maintenance des machines qui va nécessiter la mise en œuvre de moyens spécifiques et la nécessité d'avoir des machines d'une grande fiabilité pour limiter ces frais.

7.3.LES DIFFÉRENTES TECHNIQUES

Les éoliennes implantées représentent actuellement un parc de plus de 2000 machines installées en Europe soit une puissance crête installée de plus de 6.5 TWc.
Elles sont fixées suivant différentes techniques sur les hauts fonds des plateaux continentaux.



Alstom a installé le prototype de l'Haliade 150 au large d'Ostende (Belgique). Cette éolienne offshore d'une capacité de 6 mégawatts (MW) avec un rotor de 156 m de diamètre est la plus puissante du monde.
En France, elle équipera les champs de Courseulles-sur-Mer (Calvados), Fécamp (Seine-Maritime) et Saint-Nazaire (Loire-Atlantique).
St Nazaire avec 80 éoliennes devrait avoir une production annuelle de 1700 GWh.

Eolienne Haliade 150

Les autres types d'éoliennes sont dits à fondation flottante.
Cette technique va permettre d'élargir la zone d'exploitation de l'énergie éolienne en donnant accès à des zone plus profondes ces machines étant simplement ancrées au fond sous-marins.
Les différents projets sont actuellement en phase de développements technologiques[4]. Un problème significatif pour ces techniques est l'acheminement de la production vers le continent.

Prototype Windfloat au large de Porto (Portugal)

8. COÛT D'UNE INSTALLATION ET RENTABILITÉ

Le prix de revient du kWh éolien est fonction de trois facteurs :

- l'investissement initial
- la fiabilité et la durée de vie de l'équipement
- la régularité du vent sur le lieu d'implantation

Actuellement, pour le terrestre, l'investissement initial est de l'ordre de 1500 € par kW installé. Il englobe le coût des études, des matériels, du raccordement, de l'installation, des frais de mise en route soit 1,5 M€/MW.
Ce matériel étant soumis à de fortes contraintes, la durée de vie moyenne est estimée à 20 à 25 ans avec changement des pales à mi-durée de vie (donnée ADEME).
Pour l'éolien maritime le prix serait de l'ordre de 3 à 3,3 M€/MW sur la base des projets en cours.

Pour l'installateur la rentabilité repose sur les performances donc de l'implantation de chaque machine et sur le prix de rachat du kWh. Actuellement le prix est garanti pendant 15 ans.
Pour le terrestre il est fixé à 8,2 c€/kWh pendant 10 ans et dégressif par la suite.
Pour le maritime il est de 13 c€/kWh pendant 10 ans puis dégressif.
Ces prix sont à comparer au prix du nucléaire qui est actuellement de 5,6 c€/kWh.

Cette aide au rachat de l'électricité est financée par le CSPE (Contribution au Service Public d'Electricité).
Le kWh éolien est donc rentable pour le producteur qui redoit une taxe professionnelle aux communes ou aux communautés de communes, au département et à la région. Pour une éolienne de 1 MW, cela représente par an environ 6000 € pour la commune, 6000 € pour le département et 1200 € pour la région.

9. INTÉRÊT ET LIMITATION DE L'ÉOLIEN

La production électrique était de 550 TWh en 2010 et devrait passer à 575 TWh en 2030 (Voir Fiche GAENA N°4).

Le scénario 50 % de nucléaire conduira alors à 56 TWh d'éolien et photovoltaïque et 60 TWh d'hydraulique représentant les 20 % d'énergie renouvelable souhaitée.
Mais le besoin en 2030 et l'intermittence de ces moyens de production nécessitera de faire fortement appel aux énergies fossiles (turbines à gaz) avec une production de CO_2 de l'ordre de 110 Mt pour 39 actuellement.

[4] Deux Projets sont actuellement développés par les Pôles de Compétitivité Mer de Bretagne, Paca et DCNS

Si l'on ne veut pas, dans l'avenir, augmenter fortement la production de gaz à effet de serre, il sera nécessaire de trouver un bon équilibre entre les différentes sources d'énergie.
Ce compromis pourrait se situer autour de 72 à 75 % de nucléaire et 15 % de renouvelable.

Pour les éoliennes maritimes, qui représentent un meilleur facteur de charge, le problème se situe au niveau des investissements et du coût de la maintenance indispensables compte tenu des contraintes sévères auxquelles seront soumis ces matériels.

La durée de vie de ces installations sera sans doute limitée.

A titre de comparaison et uniquement sur plan investissement de base, pour deux projets d'actualité l'éolien maritime aura une production électrique de l'ordre de 20 % plus faible que l'EPR pour un coût de construction de 20 % plus cher (Voir Fiche GAENA N°4).

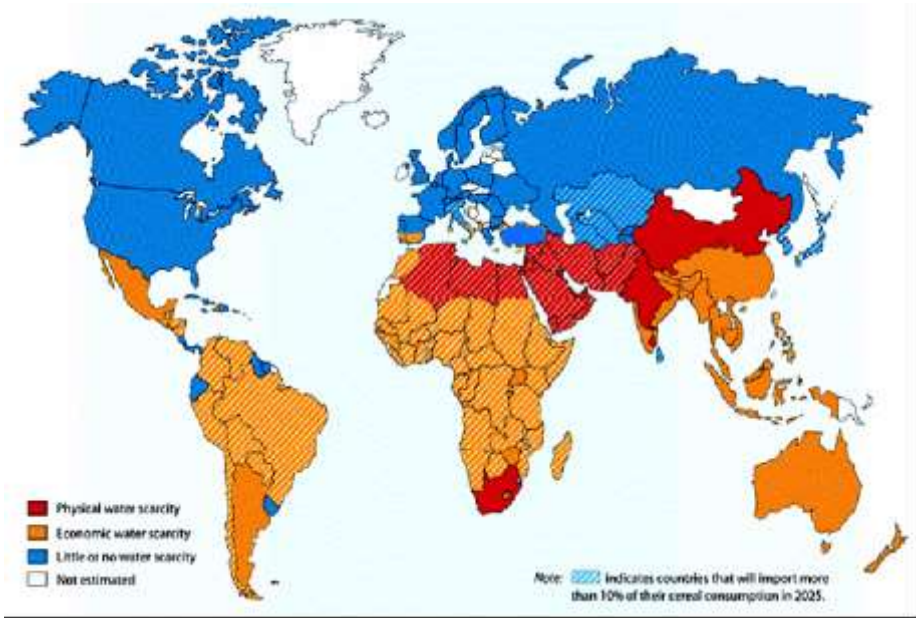
GAENA
(ex GASN)

Fiche 32 A (Présentation) 28 septembre 2011

DESSALEMENT ET RÉACTEURS NUCLÉAIRES

« Aujourd'hui, 1.2 milliard de personnes ne disposent pas d'un accès à une eau potable, 2.5 milliards de personnes vivent sans un assainissement satisfaisant, 2 millions de personnes, surtout des enfants, meurent chaque année de maladies liées à l'eau ou à l'hygiène ».

Dans 20 ans, la population mondiale aura augmenté de 3 milliards d'individus et l'on n'ose penser à la situation (guerres, famines, immigrations massives, ...) que créerait une telle explosion démographique si rien n'est fait pour approvisionner le monde en eau potable et en eau pour l'agriculture.



Régions du monde 2007 en pénurie d'eau

Le dessalement de l'eau de mer peut être une solution attrayante pour subvenir aux besoins en eau des deux tiers environ de la population mondiale.
Les diverses techniques de dessalement sont décrites succinctement dans la fiche jointe.
Le dessalement par les réacteurs nucléaires pourrait être une solution économique et durable pour résoudre ce grave problème, il apparaît comme une solution très compétitive, par rapport aux systèmes à base d'énergies fossiles non seulement pour la production simultanée d'électricité et d'eau potable, mais également pour la minimisation de l'émission des gaz à effet de serre.

Les recherches récentes, menées dans le cadre des diverses collaborations internationales du CEA, indiquent que, grâce aux techniques innovantes, le coût du dessalement effectué à partir de réacteurs nucléaires serait 30 à 60 % inférieur à celui du dessalement obtenu à partir des sources d'énergie d'origine fossile.

Dessalement eau de mer par osmose inverse

Eau potable par filtration membranaire

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608 - 91191 GIF sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 32 Ind. 2 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA
Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

DESSALEMENT ET RÉACTEURS NUCLÉAIRES [1]

1. LA PROBLÉMATIQUE DE L'EAU

L'eau est indispensable pour la vie mais sa disponibilité n'est pas assurée partout. La pénurie d'eau se pose et se posera dans de nombreux pays. Pourtant les réserves d'eau sur le globe terrestre sont immenses.
Elles sont supérieures à 1 milliard de km³ à comparer à une consommation mondiale inférieur à 1 500 km³/an.
La majeure partie de ces réserves (97,5 %) est sous forme d'eaux salines ou saumâtres et sur les 2,5 % disponibles, la plus grande partie (70 %) est sous forme de glace. Ce qui reste est souvent inaccessible : humidité du sol ou nappe profonde. En fin de compte, on estime la fraction d'eau réellement disponible à 75 000 km³.
Par ailleurs les populations ont un accès très inégal à ces ressources. Ainsi le CRN (Comité sur les Ressources Naturelles) [1] estime qu'en 1997, 80 pays étaient en état de pénurie ce qui représente environ 40 % de la population mondiale.
Actuellement, la conséquence directe de cette pénurie est la détérioration de la qualité de l'eau potable qui aggrave l'état de santé des populations. On estime aujourd'hui que cette aggravation est responsable de 2 millions de morts par an dans le monde [2].
La pénurie d'eau s'aggravera dans les années à venir et cette situation empirera si aucun remède n'y est apporté. Ainsi des estimations [3] montrent que pour la région méditerranéenne les besoins en eau dessalée s'élèveront à environ 15 millions de m³ par jour en 2025.
Le dessalement des eaux saumâtres et, a fortiori, de l'eau de mer procure une solution séduisante à cette problématique. C'est pourquoi le marché du dessalement est d'ores et déjà en pleine expansion avec une progression d'environ 7 % par an [3].

2. LES PROCÉDÉS

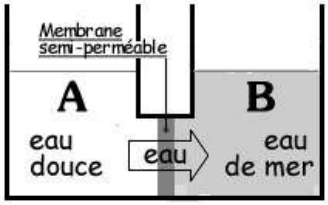
Les procédés de dessalement ayant montré leur fiabilité se divisent en deux grandes familles : l'une utilise l'évaporation, l'autre utilise la séparation par membranes.

2.1. ÉVAPORATION

Il s'agit de chauffer de l'eau brute pour en vaporiser une partie. La vapeur d'eau purifiée ainsi produite est refroidie et condensée pour donner de l'eau douce. La première famille de procédés reproduit en accéléré le cycle naturel de l'eau (l'eau s'évapore des océans, la vapeur d'eau s'accumule dans les nuages et finit par retomber sur terre sous forme d'eau douce).
L'énergie consommée est principalement thermique (fournie à la chaudière) et électrique (pour les pompes de circulation de l'eau de mer). La transformation de l'eau liquide en eau vapeur nécessite beaucoup d'énergie (il faut 7 fois plus d'énergie pour transformer de l'eau liquide en vapeur que pour chauffer l'eau de 20°C à 100°C).

2.2. OSMOSE INVERSE

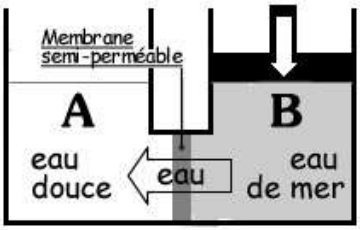
Considérons un système de deux compartiments communiquant à travers une membrane *semi-perméable* (un matériau qui laisse passer le solvant - l'eau dans notre cas - et bloque les sels dissous).
A contient de l'eau douce, B contient de l'eau salée. Au cours du temps, on constate que l'eau migre de A vers B. Ce phénomène naturel, dénommé « osmose », est lié à l'existence d'une pression *interne* au système, dite « pression osmotique », dont la valeur dépend des solutions en présence. Pour le couple 'eau douce/eau de mer', la pression osmotique est voisine de 25 bars.



Osmose

[1] *La base de cette fiche est une conférence de M. Simon Nisan à la SFEN (3)*

Osmose inverse



Le phénomène d'osmose s'établit naturellement.
Mais en revanche si on applique sur le compartiment contenant l'eau salée une pression supérieure à la pression osmotique le processus se fait dans le sens inverse les molécules d'eau passe du coté « eau salée » vers le côté « eau douce » puisque la perméabilité sélective de la membrane empêche la migration des molécules de sel.
Ce processus est dénommé « osmose inverse ». Industriellement, il faut appliquer des pressions de l'ordre de 80 à 100 bars.

3. MISE EN ŒUVRE DES PROCÉDÉS

3.1. DISTILLATION Â EFFETS MULTIPLES

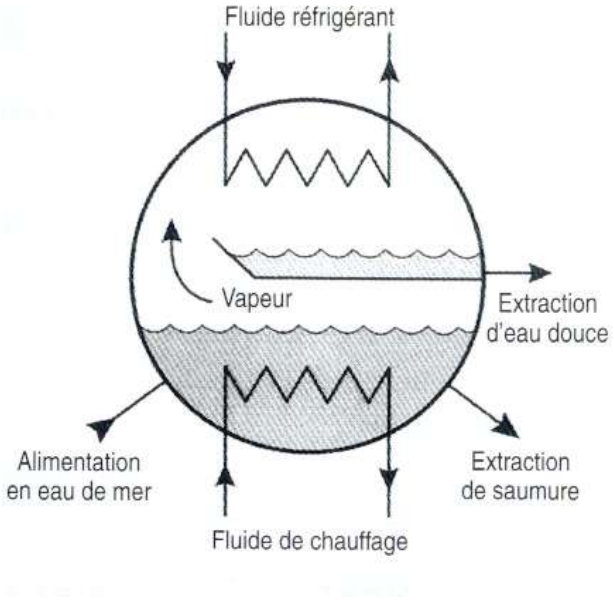


Figure1 : Distillation

La distillation, procédé qui permet de réaliser l'évaporation, est mise en œuvre depuis longtemps sur les navires avec les "bouilleurs marins".
L'eau de mer est chauffée dans une enceinte étanche par un faisceau tubulaire ce qui provoque une évaporation de l'eau, la vapeur est condensée par un autre faisceau tubulaire dans lequel circule de l'eau de mer froide (figure 1).
Industriellement plusieurs évaporateurs sont mis en série. La vapeur produite par un premier évaporateur se condense dans un second, en libérant la chaleur de condensation qui sert à faire bouillir l'eau de mer du second et ainsi de suite. Il est nécessaire de piloter une décroissance de la température et de la pression de vapeur tout au long de la cascade. Le rendement thermique de l'installation est théoriquement égal au nombre d'effets, mais leur augmentation accroît le coût de l'investissement, un optimum est à rechercher
Le procédé par distillation à effets multiples produit à partir d'eau de mer contenant de 35 000 à 45 000 ppm, de l'eau pratiquement pure : 5 à 30 ppm TDS (totalité des sels dissous).

3.2. DISTILLATION PAR DÉTENTES SUCCESSIVES

De l'eau de mer chaude est introduite dans une enceinte sous vide où l'eau est en équilibre avec sa vapeur (figure 2). Si la température de l'eau chaude correspond à une pression de vapeur supérieure à celle de l'enceinte, il y a une vaporisation immédiate par détente (flash).

La vapeur produite est condensée sur un faisceau tubulaire situé dans la partie supérieure de l'enceinte.
Une installation industrielle de distillation flash comprend plusieurs cellules en série. Comme pour le procédé par distillation à effets multiples, la cascade de cellules est sous pression et température décroissante Les procédés par distillation consomment de la vapeur (pour apporter 50 000 à 100 000 kcal/m³) et de l'électricité pour les pompes et les auxiliaires (environ 4 kWh/m³).

Le procédé par détentes successives produit une eau pure à 5 à 25 ppm TDS. Il est adapté pour des installations de très grande capacité, ainsi l'usine de Al Jubail (3) en Arabie Saoudite a une capacité de 900 000 m³/jour. Le procédé de distillation flash représente 62 % de la capacité mondiale installée (4).

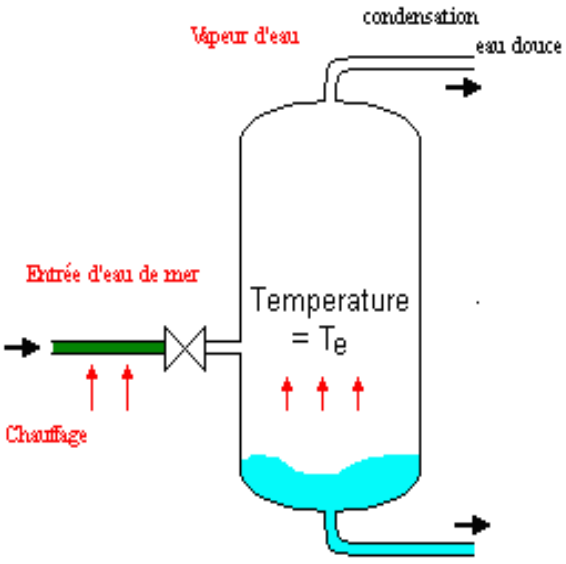


Figure 2 : Distillation flash

3.3. COMPRESSION DE VAPEUR

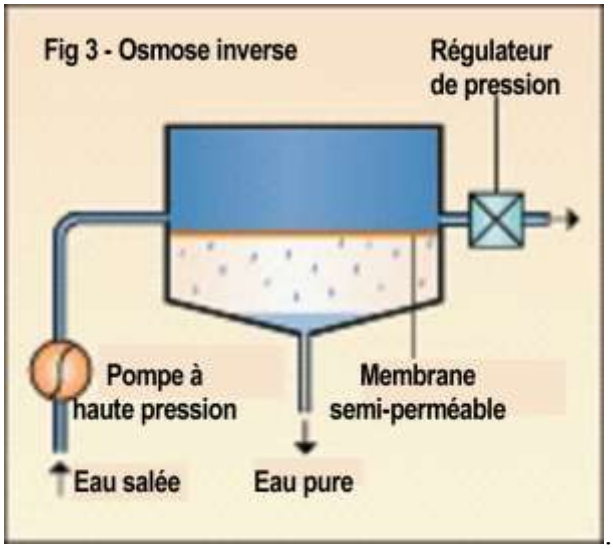
L'eau de mer est portée à ébullition dans une enceinte isolée, la vapeur est aspirée par un compresseur qui élève sa température et sa pression. Cette vapeur est envoyée dans un faisceau tubulaire en bas de l'enceinte, elle se condense en cédant sa chaleur à l'eau de mer qui est portée à ébullition.
L'avantage du procédé est une faible consommation énergétique sous forme mécanique ou électrique (7à 8 kWh/m³, pour des grandes installations). Toutefois la capacité des installations à compression de vapeur est limitée par la taille des compresseurs.

3.4. OSMOSE INVERSE

Une installation industrielle est représentée sur le schéma suivant (figure 3).L'osmose inverse permet d'obtenir de l'eau potable entre 200 et 300 ppm TDS. Le procédé demande un prétraitement de l'eau de mer afin de garder propres les surfaces de membranes.
Des développements récents ont permis de réduire le coût du dessalement par osmose inverse :

- mise au point de membranes spirales
- développement des pompes, turbines, échangeurs de pression qui permettent de récupérer une partie de l'énergie [4]

Actuellement les installations d'osmose inverse consomment environ 3 à 4 kWh/m³.
Ce procédé représente 27 % de la capacité mondiale installée [4].



4. COUPLAGE AVEC LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES

Le choix d'un procédé de dessalement va dépendre du site choisi, de la capacité de l'installation, des conditions spécifiques. De même le choix de la source d'énergie sera influencé par les spécificités du projet. Le dessalement est un processus qui exige beaucoup d'énergie, une stratégie du futur fondée uniquement sur des ressources fossiles n'est pas souhaitable.

Le nucléaire n'émettant pas de gaz nocifs pour l'environnement tels que : CO_2, NO_x, SO_x permet de s'inscrire dans le domaine du développement durable. De plus l'énergie nucléaire est très compétitive, d'un coût 10 à 80 % inférieur [3] à une option conventionnelle de référence (centrale à charbon à lit fluidisé circulant).

Un réacteur peut fournir l'énergie nécessaire aux procédés de dessalement soit sous forme de chaleur (distillation à effets multiples, distillation par détentes successives) soit sous forme électrique (compression de vapeur, osmose inverse), sachant que l'intégration de tout procédé nécessite de l'électricité pour le pompage et d'autres services.

A titre d'exemple un réacteur REP 900 couplé à une installation de dessalement par osmose inverse pourrait produire 5 millions de m³/ jour avec un taux de charge de 90 %.

Dans le cas d'un système à co-génération où une partie de l'énergie est utilisée pour le dessalement, le reste étant consacré à la production d'électricité, le réacteur nucléaire peut fournir de la chaleur dans une gamme large de température ce qui permet une adaptation à tous les procédés.
Des améliorations ont été proposées.
Citons, par exemple, des systèmes hybrides en combinant distillation flash et osmose inverse ou distillation à effets multiples et osmose inverse. Ces systèmes sont particulièrement économiques lorsqu'on a besoin des deux produits : eau potable produite par osmose inverse à 200 à 300 ppm TDS et eau pure produite par distillation.

Le projet européen EURODESAL s'est efforcé de récupérer la chaleur perdue à la source froide. Le rendement thermodynamique de la conversion d'énergie dans un REP est de 30 à 33 %. Les 2/3 de la chaleur produite sont rejetés à la mer ou à la rivière, la température de l'eau sortant du condenseur est de 32°C.
Cette température permet de réduire la viscosité de l'eau et de réduire la pression osmotique. Ces deux effets procurent une réduction du coût du dessalement par osmose inverse d'environ de 7 à 15 % [3].

L'utilisation d'un réacteur à haute température type 4^{e} génération procurerait aux procédés de dessalement une température idéale de l'eau de mer : 80 à 110°C. Cette chaleur est virtuellement gratuite car normalement évacuée à la source froide.

5. EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION DE SYSTÈMES INTÉGRES DESSALEMENT / NUCLÉAIRE

En janvier 2004, la capacité de dessalement d'eau de mer [4] atteignait dans le monde 22 millions de m³/jour.
L'expérience d'exploitation des réacteurs de puissance est importante, environ 13 000 années-réacteurs.
Mais l'expérience du dessalement nucléaire est faible (100 années réacteurs environ).
La capacité de dessalement de ces systèmes est relativement petite (< 2 000 m³/jour).

En ce qui concerne l'utilisation de l'énergie nucléaire, le premier réacteur couplé à une installation de dessalement a été le BN 350, réacteur de 125 MWe à neutrons rapides refroidi au sodium, installé à Aktau sur les bords de la mer Caspienne. Ce réacteur a fonctionné entre 1973 et 1999.

Aujourd'hui, 11 tranches de réacteurs nucléaires REP sont en exploitation au Japon. Ces réacteurs sont couplés à des installations de distillation et d'osmose inverse. Les capacités de production sont comprises entre 1 000 et 2 000 m³/jour. L'eau dessalée est utilisée pour des besoins locaux. Aucun problème technique ou lié à la sûreté n'est signalé jusqu'à ce jour.
L'Inde procède au couplage d'un système hybride distillation par détentes successives/osmose inverse pour produire 2 x 170 MWe et 6 300 m³/ jour d'eau douce.
Un réacteur de 5 MWth couplé au procédé distillation à effets multiples est en opération depuis 1989 en Chine.
Ce pays, par ailleurs, développe un programme de dessalement nucléaire basé sur des réacteurs dédiés proches du projet français THERMOS (Réacteur de 100 MWth dédié au chauffage urbain).
Les Russes proposent des unités de dessalement sur bateau qui fonctionnent suivant des cycles de 2 ans.

6. RÉFÉRENCES

[1] A. Macoun Alleviating Water Shortages-Lessons from the Middle East - The international Desalination and Water Reuse Quarterly vol 10/2 (2000)
[2] A.N.S. Used of Nuclear Energy for desalination Position Statement 62 mars 2005
[3] Simon Nisan Utilisation des réacteurs pour le dessalement de l'eau de mer - Conférence à l'ENS des Arts et Métiers à Aix en Provence le 17/01/2007
[4] Alain Maurel Dessalement de l'eau de mer et des eaux saumâtres et autres procédés non conventionnels d'approvisionnement en eau douce - Ed. 2^{e} ed. 06 2006

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 33 Ind. 1 du 19 décembre 2013

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

SÉCURITÉ NUCLÉAIRE : DE LA NON COMMUNICATION À LA TRANSPARENCE

La communication sur le nucléaire a toujours été délicate et reste un sujet de polémique.
En particulier, en ce qui concerne les informations sur la sécurité et la sûreté des installations nucléaires, l'affectif s'oppose souvent aux arguments rationnels et scientifiques[1] en conduisant à une désinformation plus ou moins grande des populations.

Dans ce contexte, le but de la présente fiche est d'analyser comment, au cours de l'histoire du nucléaire, se sont développés, en France, la manière et les moyens de communiquer sur les problèmes de sécurité nucléaire (on s'est limité aux problèmes de sûreté, de sécurité, des déchets et de la gestion des accidents).

1. LES DÉBUTS DE L'ORGANISATION DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE EN FRANCE

Dès le début du nucléaire, la sécurité a été au cœur des préoccupations des scientifiques.

Frédéric JOLIOT, dans ses brevets décrivant les principes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire, pose déjà le problème des moyens de prévention des accidents.
Ensuite, à sa création en 1945, le CEA (Commissariat à l'Energie Atomique, devenu le Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives) a l'exclusivité du nucléaire en France : pendant une dizaine d'années, il gère avec quelques spécialistes le développement et la sécurité.

En 1957 est créé, au sein du ministère de la santé, le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI).
Fin 1957, le responsable scientifique du CEA, le Haut Commissaire Francis PERRIN, initie une réflexion sur la sécurité nucléaire qui aboutit en Janvier 1960 à la création d'une Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA) qui se réunit tous les trois mois sous la présidence du Haut commissaire.
Un premier groupe d'experts à plein temps est créé : le Groupe technique de sûreté des piles.

Mais le développement de l'industrie nucléaire et le programme électronucléaire d'EDF va modifier le schéma de l'expertise et du contrôle de la sûreté nucléaire, sans, toutefois, en bouleverser les principes.
Le CEA, seul organisme comptant en matière d'expertise nucléaire, ne peut être juge et partie dans l'analyse des nouveaux projets industriels.

Un Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) est créé au sein du ministère de l'industrie : il est responsable de la politique du contrôle de la sûreté nucléaire en France et chargé d'élaborer une réglementation technique. L'autorité gouvernementale en matière de sûreté nucléaire est dévolue au SCSIN, le CEA gardant le rôle d'expertise technique et créant pour ce faire en 1970 un Département de sûreté nucléaire.

À l'époque, on ne parlait pas de communication : il n'y avait qu'une chaîne de télévision et seuls les ministres pouvaient être amenés à s'exprimer.

[1] *Voir, par exemple, la Fiche GASN d'actualité N°2 « Raison contre passion : le procès de Pr Pellerin se conclut par un non-lieu »*

2. L'INSTITUT DE PROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IPSN)

En 1976 est créé au sein du CEA l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) qui regroupe jusqu'à 1500 agents : outre les experts de sûreté du DAS (Département d'Analyse de Sûreté), les spécialistes en radioprotection du CEA au sein du DPHD (Département de Protection de l'Homme et de Dosimétrie).

À partir de la fin des années 70, le SCSIN exerce les activités de contrôle de la sûreté au nom du Ministre de l'industrie en s'appuyant sur l'expertise de l'IPSN.

En effet, l'argument qui prévaut alors en France est la nécessaire compétence technique des experts les plus performants qui se trouvent au sein du CEA, à la différence de ce qui est pratiqué par les Américains qui ont divisé l'Atomic Energy Commission en 2 entités – l'une chargée du développement et l'autre du contrôle.

A cette époque, les rapports des experts, parfois forts critiques vis-à-vis des installations d'EDF, ne sont pas rendus publics.

Alors que le DPHD s'intéresse plus particulièrement à la protection des travailleurs, le SCPRI (qui deviendra en 1994 l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI), a, quant à lui, la mission de protéger le public contre les conséquences sanitaires des rayonnements ionisants : il mène un programme de surveillance de toutes les installations radiologiques et nucléaires de France, y compris des laboratoires du CEA, en réalisant notamment des prélèvements autour des installations.
On a vu, lors de l'accident de Tchernobyl en 1986, qui est arrivé alors qu'en France avait lieu un changement de gouvernement, que le SCPRI (par l'intermédiaire de son Directeur, le Pr Pellerin) n'était pas préparé à répondre aux questions des journalistes.

En parallèle, l'IPSN, dans le cadre de sa mission de gestion de l'information et de communication sur le nucléaire, travaille depuis 1977 sur la composante psycho-sociale du risque et lance des enquêtes auprès du public à partir de 1988 ce qui ne l'empêche toutefois pas de se préoccuper modérément des attentes du public.
Ces enquêtes sont confiées à un institut de sondage (BVA), et les résultats - largement diffusés – font l'objet du baromètre IPSN de la perception des risques et de la sécurité.

Dès 1982, dans le domaine de la communication sur la sûreté nucléaire sur les expériences nucléaires en Polynésie (Mururoa) de nombreuses missions nationales et internationales ont été invitées à examiner le site et son environnement et à procéder entre autre à des intercomparaisons entre laboratoires français et étrangers (voir annexe 1).

3. L'INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IRSN)

Le gouvernement décide en décembre 1998 de faire évoluer l'IPSN vers un organisme séparé du CEA puis réunit l'IPSN et l'OPRI (ex SCPRI) au sein de l'IRSN[2].
La première raison de cette évolution, suscitée après l'accident de Tchernobyl (1986), concerne le contrôle de la sûreté nucléaire en France, conduisant le gouvernement à faire évoluer l'IPSN vers un organisme indépendant du CEA, relevant de plusieurs ministères de tutelle (industrie, santé, environnement).
La deuxième réflexion est de simplifier et de conforter, en les réunissant, les agences de sécurité sanitaires chargées de missions d'expertise et d'information des risques.

Les principales missions de l'IRSN sont désormais les suivantes (www.irsn.fr) :

- réaliser des expertises, en donnant des avis aux pouvoirs publics sur les risques nucléaires et radiologiques
- mener des recherches, pour faire progresser les connaissances et assurer la solidité de l'expertise sur les sujets les plus complexes
- concourir à la surveillance radiologique de l'environnement et des travailleurs, ainsi que des sources d'exposition aux rayonnements.

Dans ses domaines de compétence, l'IRSN a également pour mission de contribuer à l'information du public : *« Le nouvel institut devra être en mesure de répondre aux demandes des administrations, d'organismes publics ou privés, nationaux ou étrangers, mais aussi du public. »*

[2] *Décret 2002-254 du 22 février 2002 en application de la loi n° 2001-398 du 9 mai 2001, article 5.*

La mission de l'IRSN est alors légitimée par sa capacité à répondre aux interrogations émanant de la société.

Cette responsabilité nouvelle suppose un travail pédagogique de hiérarchisation des risques, d'information, de concertation, voire de réflexion commune au sein d'instances prévues à cet effet ou à créer.

Ainsi, l'IRSN a contribué à la création du groupe de travail radio-écologie Nord Cotentin mis en place pour évaluer l'impact des rejets des installations nucléaires du Nord Cotentin et formé de participants d'origines diverses (institutionnels, associatifs, industriels, experts étrangers).
Il a démontré sa capacité à répondre aux missions confiées et aux questions posées par des personnes du public.

Dans la mission de communication de l'IRSN, la transparence doit s'accompagner d'un travail d'interprétation et d'explication. Il ne s'agit pas de donner des informations brutes mais également éclairer leur sens.
L'IRSN met en œuvre ce principe et joue pleinement son rôle en fournissant, en plus des données radio-écologiques accessibles sur son site internet, un support documentaire indispensable à leur compréhension. L'IRSN ne cherche pas à rassurer ou à inquiéter la population, mais à démystifier un sujet souvent source de fantasmes dans l'opinion.

4. L'ANDRA

L'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) est le responsable des déchets radioactifs à long terme en France.
L'ANDRA a été créée en 1979 en tant qu'agence au sein du CEA puis elle est devenue un établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC), indépendant des producteurs de déchets, depuis la loi du 30 décembre 1991.
L'Agence est placée sous la tutelle des ministres chargés de l'énergie, de la recherche et de l'environnement
Ses missions données dans la loi du 28 juin 2006 comportent en particulier :

- la conception, l'implantation, l'exploitation et la surveillance des centres de stockage de déchets radioactifs
- la coordination des recherches et études sur l'entreposage et sur le stockage en couche géologique profonde
- la collecte des déchets radioactifs
- l'assainissement de sites pollués par la radioactivité et dont les responsables sont défaillants
- la publication de l'inventaire national des matières et déchets radioactifs
- l'information du public.

Les deux derniers points attestent de la mission en matière de communication de l'ANDRA.

L'ANDRA a toujours affiché sa volonté de transparence dans la communication et dans la prise en compte des préoccupations sociales.
Pour le futur, elle devra intensifier ses interactions avec les parties prenantes au niveau national (associations et acteurs de la société civile, élus et acteurs territoriaux, experts, régulateurs) notamment afin de mieux anticiper les questions qui émergeront des futurs débats publics.

La Commission Nationale d'Evaluation (CNE) (voir annexe 2), commission indépendante, évalue annuellement l'état d'avancement des recherches et des études relatives à la gestion des matières et des déchets radioactifs.
Un rapport annuel est publié et transmis au gouvernement et au parlement.

Par ailleurs, plusieurs instances contribuent à la concertation sur la politique nationale de gestions des matières et des déchets radioactifs :

- le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN) (voir annexe 3) est chargé d'organiser périodiquement des concertations et des débats concernant la gestion durable des matières et des déchets nucléaires radioactifs
- des représentants des élus, de la société civile et des associations de protection de l'environnement participent au groupe de travail chargé de l'élaboration du plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs
- le comité local d'information et de suivi du laboratoire de Bure est chargé d'une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de recherche sur la gestion des déchets radioactifs et en particulier sur le stockage en couche profonde.

5. LA LOI TSN (TRANSPARENCE ET SÛRETÉ NUCLÉAIRE)

En matière de transparence et de sûreté nucléaire, si la situation s'est considérablement améliorée depuis le début des années 1980, le parlement a adopté le 13 juin 2006 la loi n°2006-686 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite loi TSN).

Il est à noter que la loi donne, pour la première fois, une définition de la « transparence » :
"La transparence en matière nucléaire est l'ensemble des dispositions prises pour garantir le droit du public à une information fiable et accessible dans ce domaine".

Cette loi :

- instaure une autorité de sûreté nucléaire véritablement indépendante du gouvernement car elle n'est plus sous la tutelle des ministères en charge de l'industrie, de l'environnement et de la santé
- traite de l'information du public en matière de sécurité nucléaire :
  - en renforçant le droit à l'information sur l'état de la sûreté des installations nucléaires
  - en instituant le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN) évoqué au chapitre précédent pour faire vivre le débat au niveau national, comme il existe déjà au niveau local avec les CLI
  - en donnant un véritable cadre légal aux commissions locales d'information (CLI)

En application de la loi TSN, le décret 2008-251 du 12 mars 2008 rend obligatoire l'institution d'une CLI auprès de tout site comprenant une ou plusieurs INB (installations nucléaires de base).

LES CLI

Ces commissions sont composées d'élus locaux, de représentants d'associations, de personnalités qualifiées : elles sont chargées d'une mission de suivi d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire vis-à-vis des personnes et de l'environnement pour ce qui concerne les installations du site et elles assurent une large diffusion des résultats de ses travaux sous une forme accessible au plus grand nombre.

En 2000, a été créée l'ANCLI (Association Nationale des Commissions Locales d'Information) pour constituer un réseau d'échange et d'information pour les CLI : bulletins de liaison, site internet, visite de centre nucléaire, organisation de colloques et de formations sont les outils de l'ANCLI pour répondre à la demande des CLI.
De plus, l'ANCLI a un rôle d'interlocuteur avec les ministères et organismes nationaux et internationaux.

Au CEA, des contacts réguliers sont entretenus avec les acteurs locaux (élus, associations, syndicats) par l'intermédiaire des CLI.
Les CLI, structures locales d'information, sont placées auprès des installations nucléaires à l'initiative des conseils généraux avec pour objectif l'information du grand public des activités nucléaires des centres CEA en toute transparence.
Elles disposent des informations transmises par les exploitants et les autorités et ont une double mission :

- le suivi de l'impact de ces installations
- l'information des populations par les moyens qu'elles jugent les plus appropriés

Pour les installations intéressant la défense, ce rôle est dévolu aux commissions d'information (CI) qui sont présidées par le préfet.

Par ailleurs le CEA veille également à organiser autour de ses centres une large diffusion des résultats de surveillance grâce à la publication de bulletins périodiques accessibles au public.

Ainsi pour la surveillance de l'environnement :

- bilan annuel maîtrise des risques au CEA : c'est un bilan en termes de sûreté et sécurité dans les domaines de l'environnement, de la sécurité, de la radioprotection, de la sûreté des installations, des transports, de la gestion de crise….
- rapports de transparence et sécurité nucléaire : depuis Juin 2006 dans le cadre de la loi TSN chaque année doit être établi, par chaque centre civil du CEA un rapport sur les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs dans l'environnement

Toutefois, les rapports des INBS (Installations Nucléaires de Bases Secrètes (Défense)) ne sont pas soumis à une diffusion publique
- le site internet du réseau national de mesure de radioactivité qui met à disposition du public les résultats de surveillance de la radioactivité de l'environnement et des informations relatives à l'impact sanitaire des activités nucléaires sur l'ensemble du territoire national, en s'appuyant sur les mesures faites par des laboratoires d'analyse agréés par l'ASN
- les lettres de l'environnement qui sont des publications destinées au public riverain de chaque centre.

Pour AREVA, les représentants du groupe participent aux instances des CLI. La minimisation des risques relatifs à chacune des installations fait l'objet d'information des riverains et des parties prenantes.

Au cours de ces réunions périodiques les principaux résultats de la surveillance de l'environnement et des informations sur les risques liés aux installations concernées sont commentés.
La participation obligatoire aux CLI est un des moyens de communication faisant partie de l'engagement d'AREVA dans le dialogue et la concertation pour établir une relation de confiance, de réflexion et d'intégration auprès des parties prenantes (associations, riverains, élus locaux, médias…).

Pour mieux répondre aux attentes de ces parties prenantes locales, AREVA :

- met en œuvre auprès de ses sites un exercice de « cartographie des parties prenantes externes locales » qui consiste à confronter les perceptions internes et externes des enjeux de l'activité du site en faisant interviewer les parties prenantes et à des plans d'action à l'international
- poursuit la concertation externe par sa volonté de dialogue en confiant au comité 21, instance de développement durable, la conception et l'animation d'une démarche de concertation avec un panel de parties prenantes externes (tous les 18 mois)
- met à disposition du public dans le cadre d'enquêtes publiques des dossiers d'information concernant des projets liés aux activités industrielles
- participe à des groupes d'experts pluralistes
- participe à des forums nationaux et à des débats publics nationaux (ex : débat public sur la question de la gestion à long terme des déchets radioactifs)

Pour EDF, les CLI assurent une mission d'information des riverains sur l'activité des installations nucléaires.
EDF collabore avec les CLI établies auprès des centrales et leur fournit les informations nécessaires à l'accomplissement de leur mission.

De plus, EDF :

- dialogue avec ses interlocuteurs selon des modalités adaptées à son contexte via la concertation de proximité, des centres d'informations, des partenariats avec les associations
- a engagé, en 2010, un travail de cartographie de ses parties prenantes
- développe les projets de nouveaux moyens de production (EPR…) en concertation étroite avec les associations et les élus : ainsi en 2010 le débat public sur le projet de la centrale type EPR à Penly a donné lieu pendant 4 mois à une douzaine de réunions auxquelles ont participé des centaines de personnes (élus, représentants d'association et de l'administration) pour débattre des enjeux du projet et de ses impacts.

6. L'ASN (AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE)

L'ASN (www.asn.fr) assure, au nom de l'État, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France afin de protéger les travailleurs, les patients, le public, et l'environnement des risques liés à l'utilisation du nucléaire et des rayonnements ionisants.

Elle est chargée de participer à l'information du public, y compris en cas de situation d'urgence. À cet effet, elle dispose de différents supports d'information : sa revue Contrôle, son site internet, ses fiches d'information du public, son centre d'information et de documentation, son rapport annuel qui lui permet de rendre compte au Parlement de ses missions et de l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France.

De plus, l'ASN met en place des actions de participation des parties prenantes (représentants d'associations de protection de l'environnement, d'industriel, d'élus…) à l'élaboration de textes de portée générale et souhaite favoriser l'information du public sur leur élaboration et lui permettre de donner son avis sur leur contenu.

Pour les activités et les installations intéressant la Défense, l'autorité est le Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la Défense (DSND).
Des Commissions locales d'information (CLI) existent pour les sites nucléaires de défense (Brest-Ile Longue, Cherbourg, Toulon) pour traiter les questions relevant de l'impact sur les populations et l'environnement.

7. INFORMATION, CONFIDENTIALITÉ, SECRET : LES LIMITES DE LA TRANSPARENCE

Pourquoi l'industrie nucléaire, qui est astreinte à la transparence par la loi, peut-elle ne pas donner toutes les informations au public ? Cette attitude, qui peut paraître paradoxale, est liée aux deux fonctions qui doivent être assurées : la sécurité et la sûreté.

Bertrand Barré, ancien Directeur des Réacteurs Nucléaires au CEA, a fort bien justifié ces limites à la transparence[3] :

« La sûreté est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation…prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets.
En matière de sûreté, la règle est la transparence et les documents qui la concernent sont accessibles à tout citoyen désireux de se faire sa propre opinion. Il y a bien sûr des caractéristiques de fabrication de certains composants qui sont couverts par le secret industriel banal et dont le manque de détails ne remet pas en cause la démonstration de la sûreté.
Mais la sécurité comporte aussi la protection et la lutte contre la malveillance et le terrorisme.
La divulgation des caractéristiques des systèmes de protection mis en place, et donc, le cas échéant, de leurs points sensibles, risque de faciliter les actions malveillantes et donc de diminuer la sécurité : la transparence serait alors nuisible !
Il est non seulement normal mais essentiel que ce genre de dispositifs et de dispositions restent confidentiels, de même que les mesures de protection des matières nucléaires dont on veut prévenir le détournement. »

On ajoutera que, dans le domaine de la défense, certaines informations tombent dans le domaine du secret défense quand il s'agit de l'intérêt vital du pays et de la non prolifération des armes nucléaires.

8. CONCLUSION

Sur ce sujet où la technique et l'éthique sont indissociables, la conclusion de l'exposé sur le thème « Nucléaire, éthique et information » du Professeur Jean Teillac, Haut Commissaire à l'énergie atomique prononcé le 19 juin 1991 devant la Société française d'énergie nucléaire, reste toujours d'actualité :

«.. Cet antagonisme entre la maîtrise technique du risque et sa perception sociale est particulièrement marqué dans le cas de l'électronucléaire, comme en témoignent les moratoires en vigueur dans plusieurs pays d'Europe.
Cela amène à engager une réflexion sur la communication. Il s'agit plus ici de déontologie en la matière.
Entre brandir l'épouvantail des grandes catastrophes et garantir la sécurité absolue se trouve là encore un passage étroit où réside une dimension éthique.
À la médiatisation au succès facile doit se substituer une démarche pédagogique patiente propice à la réflexion et à l'exercice de la critique.
De par la dimension culturelle et sociale des domaines couverts par le secteur électronucléaire, il y a urgence à ne pas se laisser se former le hiatus entre les scientifiques et le public, hiatus par ailleurs bien présent entre le politique et le technique …
La médiatisation rigoureuse des recherches et des acquis (en particulier ceux relatifs à la sûreté et à la fin du cycle du combustible) est une étape indispensable à une acceptation durable de l'électronucléaire parmi les activités industrielles. C'est la condition implicite pour un passage de la peur à la responsabilité collective…. »

[3] *Jusqu'où aller dans la transparence ? (Bertrand Barré ; 1er octobre 2009 ; http://energie.lexpansion.com/energie-nucleaire/nucleaire-jusqu-ou-aller-dans-la-transparence-_a-32-1929.html)*

BIBLIOGRAPHIE

- L'expertise de la sûreté nucléaire en France (Cyrille Foasso, La revue pour l'histoire du CNRS)
- Le baromètre IPSN (de S. Charron et H. Mansoux, IPSN)
- La création de l'IRSN (dossier de presse IRSN, mars 2002)
- Les atolls de Mururoa (Gérard Martin, Rapport CEA-R-6136)
- Sûreté nucléaire et encadrement des INB (Ministère de l'écologie, du développement durable et de l'énergie, 23 novembre 2009)
- www.cea.fr/le-cea/surete-securite
- www.areva.com/FR/groupe-1267/engagement-dialogue-et-concertation avec toutes les parties prenantes
- rapport-dd-2010.edf.com/fr/la_concertation
- Actions de l'ASN : informer (présentation de l'ASN, 10 décembre 2012)
- Cigeo.com-les différents acteurs de la gestion des déchets radioactifs
- www.AERES-evaluation
- Commissariat à l'énergie atomique (Marie-José Loverini, Gallimard/CEA, 1995)

ANNEXE 1

Dès 1982, une mission scientifique dirigée par H. Tazieff est accueillie en Polynésie, avec notamment Jean Goguel, spécialiste en géologie et le Pr. Pierre Pellerin, spécialiste en radioprotection (rapport de H. Tazieff sur l'ensemble de la mission scientifique en Polynésie Française, juin 1982).

Une des premières expériences de communication internationale sur le nucléaire a lieu, lorsque, pour couper court aux rumeurs et aux critiques de l'étranger, le Président Mitterrand annonce à l'ONU le 28 septembre 1983 que la France autorise des missions scientifiques étrangères sur le site de Mururoa.
Le mois suivant, une délégation de cinq scientifiques d'Asie du Sud-Est (Australie, Nouvelle-Zélande, Nouvelle-Guinée) dirigée par le professeur Atkinson (directeur du National Radiation Laboratory de Christchurch) se rend sur les lieux pour prélever tous les échantillons (poissons, coraux, etc.) nécessaires à leurs études publiées dans un rapport de 160 pages en juillet 1984 [4].

En 1987, la Fondation Cousteau, assistée des scientifiques des laboratoires de l'Ecole Normale Supérieure, réalise à son tour de nombreux prélèvements à Mururoa (mission scientifique de la Calypso sur le site d'expérimentation nucléaire de Mururoa, fondation Cousteau, Paris).

En 1990, une mission de l'AMFPGN (Association des médecins français pour la prévention de la guerre nucléaire) est reçue à Mururoa.

En 1991, une mission internationale est invitée : composée de scientifiques de l'AIEA et des USA, elle a pour but de déterminer, avec le plus grand souci de rigueur scientifique, les niveaux de radioactivité naturelle et artificielle dans l'océan autour des sites d'expérimentation. (Summary of radionuclide intercomparison results inseawater and plankton collected outside Mururoa Atoll–IAEA-ILMR Report n°48).

En 1994, à la demande de la DIRCEN (Direction des centres d'expérimentation nucléaire) sous l'égide de l'AIEA, une intercomparaison portant sur cinq espèces comestibles et représentatives des milieux marins et terrestres se déroule sur l'atoll de Mururoa.
Elle met en œuvre divers laboratoires de renommée internationale (dont le Marine Environment Laboratory (AIEA Monaco), le Lawrence Livermore National Laboratory (USA), l'Australian Radiation Laboratory, le National Radiation Laboratory (New Zeland) est réalisée avec une totale liberté d'action sur le terrain laissée à l'AIEA. (Results of measurements made by SMSBR on samples collected in Mururoa by international scientific delegations – Appl. Radiat. Isot, 47).

Enfin, en 1996-1997, à la fermeture du centre d'essais, l'AIEA réalise une expertise complète qui fait l'objet d'une publication approfondie éditée en 1998. (Situation radiologique sur les atolls de Mururoa et de Fangataufa ; rapport principal, AIEA (Ed), Vienne).

[4] Paris-Match, dans son édition du 12 octobre 1984, sera le seul organe de presse grand public à relater en métropole les résultats de ces études, qui montrent l'innocuité des essais nucléaires en profondeur sur l'environnement, la faune et la flore.

ANNEXE 2

La CNE a été créée par la loi Bataille (31 Décembre 1991) pour suivre et évaluer les recherches sur la gestion des déchets de haute activité et à vie longue.
Cette commission a produit 11 rapports annuels, 1 rapport dédié à la réversibilité et un rapport final de synthèse (2006). En 2006 (loi du 28 juin 2006) la CNE2 succède à la CNE désignée depuis CNE1 pour évaluer annuellement l'état d'avancement des recherches et études relatives à la gestion des matières et déchets radioactifs.
Cette évaluation donne lieu à un rapport annuel destiné au parlement et ensuite rendu public. La commission CNE2 est composée de 12 membres nommés pour 6 ans pour un mandat renouvelable une fois.
La composition est renouvelée par moitié tous les 3 ans. Le président de la commission est élu par ses membres lors du renouvellement.

6 membres dont au moins 2 experts exerçant au niveau international sont désignés par l'Assemblée Nationale et le Sénat (sur proposition de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Techniques (OPECST), 2 personnalités qualifiées désignées par le gouvernement sur proposition de l'académie des sciences morales et politiques, 4 experts scientifiques désignés par le gouvernement sur la proposition de l'académie des sciences.
Tous les membres de la CNE2 exercent leur fonction bénévolement.

ANNEXE 3

Le HCTISN est constitué de 40 membres nommés pour 6 ans par décret :
2 députés désignés par le parlement et 2 sénateurs désignés par le sénat, 6 représentants des CLI, 6 représentants d'associations de protection de l'environnement et d'associations agréées d'usagers du système de santé, 6 représentants de personnes responsables d'activité nucléaires, 6 représentants d'organisations syndicales de salariés représentatives, 6 personnalités choisies en raison de leurs compétences scientifiques, techniques, économiques ou sociales, le président de l'ASN, un représentant de l'IRSN, 4 représentants des ministères intéressés.

Le président du HCTISN est nommé par décret parmi les parlementaires, les représentants des CLI et les personnalités choisis en raison de leurs compétences.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

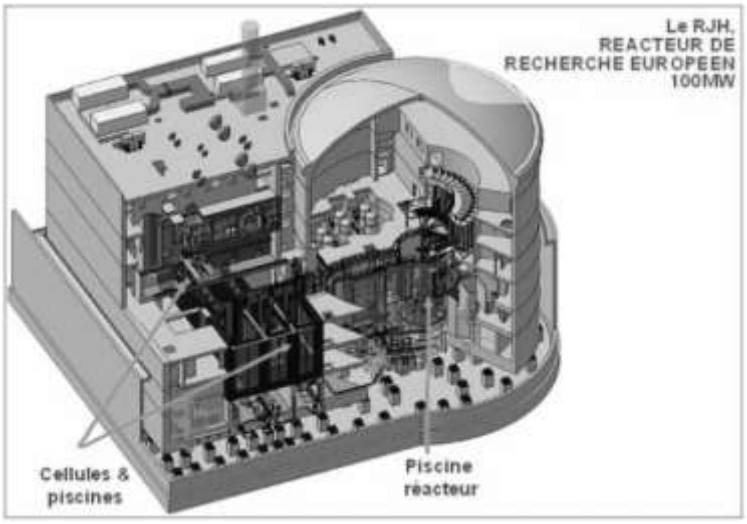
GAENA
(ex GASN)

Fiche 34 A (Présentation) 6 janvier 2014

LE REACTEUR JULES HOROWITZ (RJH)

Le Réacteur Jules HOROWITZ (RJH), du nom d'un pionnier du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), est en cours de construction à CADARACHE.

Il sera un outil puissant et indispensable pour les études sur l'énergie nucléaire, au moment où le recours à ce type d'énergie ne peut qu'augmenter dans le monde dans le contexte actuel : ressources en combustibles fossiles limitées, réduction des rejets de CO2.



Les réacteurs d'irradiation construits en Europe depuis cinquante ans s'arrêtent tour à tour, pour raison d'âge.

Le dernier réacteur français de ce type encore en service est OSIRIS à SACLAY, autorisé à fonctionner jusqu'en 2015.

La nécessité d'un nouveau réacteur d'irradiation s'impose pour étudier les matériaux des centrales existantes, des centrales de 3ème génération en construction (EPR) et pour mettre au point les matériaux innovants des futures centrales de 4ème génération.

L'implantation du réacteur en France se justifie par le rôle de leader mondial de notre pays dans le nucléaire, et à CADARACHE de par le support scientifique et opérationnel du Centre.

Le « Réacteur Jules HOROWITZ » comprend, outre le réacteur d'irradiation, les équipements facilitant le déroulement de multiples expériences simultanées : laboratoires, cellules blindées.

Le réacteur prendra également la suite d'OSIRIS pour la production de radio-isotopes en France, indispensables notamment pour la médecine.

La divergence du RJH est prévue en 2019. Le financement de la construction est assuré à 80 % par la France (CEA, EDF, AREVA).

Beaucoup d'autres pays, d'Europe et du monde entier, font également partie du consortium, pour pouvoir y réaliser leurs expériences.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 34 Ind. 3 du 6 janvier 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE RÉACTEUR JULES HOROWITZ (RJH)

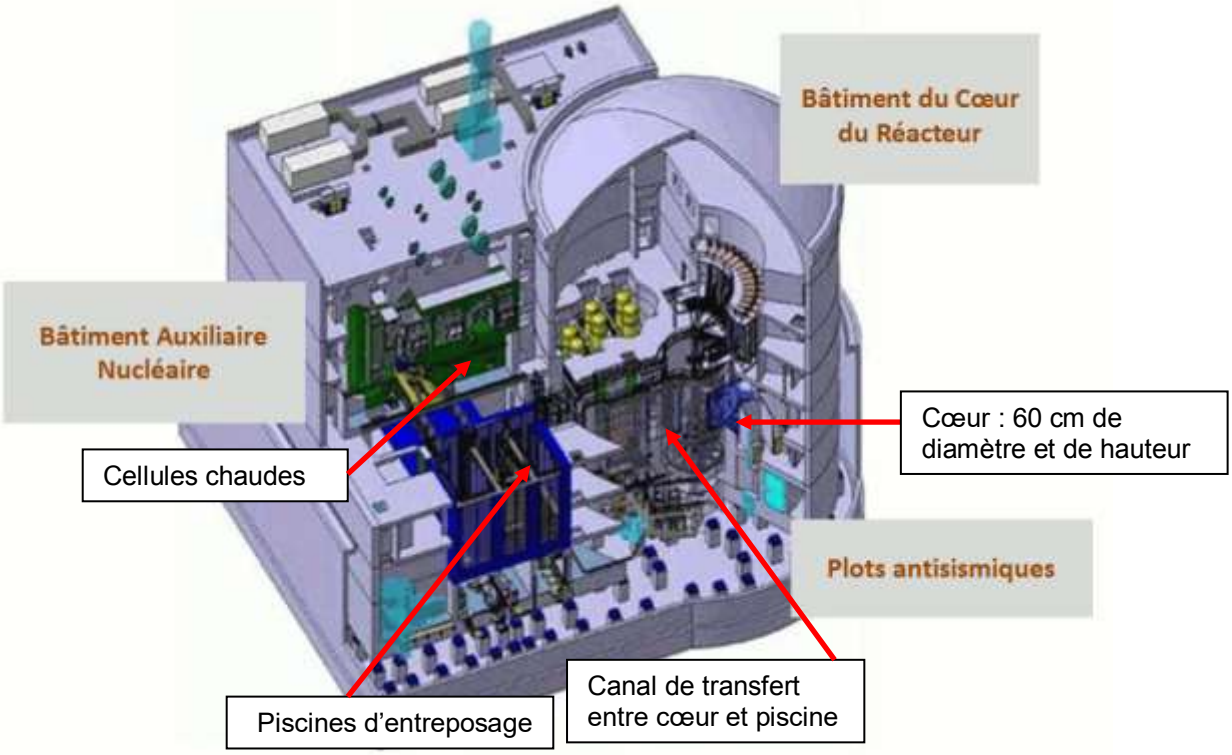
1. INTRODUCTION

Les besoins mondiaux en énergie vont croissant. Les ressources en combustibles fossiles sont limitées.
De plus, il apparaît nécessaire de développer les énergies non génératrices de gaz à effet de serre. Dans ce contexte, il est raisonnable de penser que l'énergie nucléaire continuera d'occuper une place importante pour la satisfaction des besoins de l'industrie et des réseaux électriques (voir fiche GAENA n°2).

L'énergie nucléaire provient des réactions de fission, en attendant une utilisation industrielle des réactions de fusion (voir fiche GAENA n°16). La mise en œuvre du nucléaire de fission s'accompagne, dans une démarche de progrès continu, d'un effort permanent de recherche et développement, afin d'améliorer la sûreté et les performances des installations.

Le réacteur Jules HOROWITZ[1] (RJH) s'inscrit dans cette logique de recherche en soutien d'une meilleure connaissance des REP de 2ème et 3ème génération (voir fiche GAENA n°13), et des réacteurs de 4ème génération (voir fiche GAENA n°4).

Cette fiche présente le rôle du réacteur pour répondre aux besoins des associés français et internationaux, et décrit sommairement l'installation projetée.



Dimensions hors tout : longueur 64,5 m ; largeur 47 m ; hauteur 25,5 m

[1] *Jules HOROWITZ, physicien nucléaire français, fut un des pionniers du CEA pour le développement des réacteurs nucléaires.*

2. POURQUOI LE RÉACTEUR RJH

Fin 2013, la politique énergétique de la France est en cours de définition dans le projet de loi de programmation sur la transition énergétique. Même si les considérations de programmation de l'énergie nucléaire n'y sont pas incluses, nul doute que les réacteurs de 3ème génération (EPR et ATMEA), puis les réacteurs de 4ème génération, devront prendre la suite des REP actuels, à une cadence qui reste à définir en fonction de la durée de vie possible des réacteurs de 2ème génération.

Ces projets de réacteurs nécessitent en permanence des études pour accroître leurs performances, améliorer leur sûreté et prévoir leur comportement notamment en cas de défaillance d'un composant, ou d'accident du cœur. Aux études théoriques faisant appel à de puissants modèles mathématiques, il faut adjoindre obligatoirement des expériences de mise au point et de validation ; une grande partie de celles-ci nécessite l'utilisation de flux de neutrons dans des réacteurs spécialisés.

Les réacteurs électronucléaires permettent d'étudier le vieillissement des matériaux, des équipements, et des éléments combustibles dans des conditions normales de fonctionnement. Compte tenu de leur taille et des contraintes de sûreté et de production, ils ne se prêtent pas à des expériences de courte durée, en dehors du domaine de fonctionnement autorisé.

En France, les réacteurs expérimentaux ÉOLE, MASURCA, MINERVE (Cadarache), de très faible puissance, sont tournés vers les études neutroniques ; ORPHÉE (Saclay) et le RHF de l'ILL (Grenoble), vers les études de physique ; d'autres, comme CABRI et PHÉBUS (Cadarache), sont spécialisés dans les études des conditions accidentelles graves, avec fusion du combustible.

Plusieurs réacteurs d'irradiation (en anglais « Material Test Reactor ») ont été construits depuis cinquante ans dans différents pays européens pour répondre aux besoins nationaux. Ils ont montré toute leur utilité, mais ils sont arrêtés définitivement tour à tour en raison de leur âge[2].

Le dernier réacteur français d'irradiation encore en service est OSIRIS, à SACLAY ; démarré en 1966, sa poursuite d'exploitation a été obtenue en 2011 jusqu'en 2015 (décision du Collège de l'ASN n°2008-DC-0013 du 16 septembre 2008).

Un nouveau réacteur d'irradiation est devenu nécessaire pour disposer de flux neutroniques élevés pendant de longues durées, afin de suivre sous irradiation les comportements d'échantillons de combustibles nucléaires ou de matériaux de structure, et procéder à des essais d'endurance.
Un tel réacteur devrait être capable d'accueillir des dispositifs expérimentaux très variés et présenter une grande souplesse d'utilisation.
Un réacteur d'irradiation moderne s'impose en Europe pour répondre aux besoins expérimentaux, et, compte tenu de l'importance de l'investissement pour sa construction puis pour son exploitation, ce réacteur sera unique dans la Communauté Européenne et devra répondre, par ce fait, aux besoins de différents organismes de recherche.

De façon complémentaire, ce réacteur prendra aussi la suite d'Osiris pour assurer la fourniture des radioéléments utilisés en particulier pour les applications médicales (diagnostics et soins) (voir fiche GAENA n° 24).

Lancé par le CEA en partenariat avec les industriels français EDF et Areva ainsi que l'électricien suédois Vattenfall, le RJH associe au sein d'un consortium les instituts de recherche nucléaire belge, britannique, tchèque, espagnol, finlandais, et, hors d'Europe, les instituts de recherche indien, israélien et japonais.

L'expérience montre que la capacité d'expérimentation d'un réacteur est considérablement accrue si, dès sa réalisation et à proximité immédiate, on y associe les équipements nécessaires à la préparation des expérimentations et, ensuite, à la récupération des échantillons et dispositifs irradiés. De plus, cette disposition réduit le coût de chaque expérience et la durée d'attente pour l'obtention des premiers résultats.

Le choix du Centre de CADARACHE pour l'implantation du RJH résulte :

- de l'importance en Europe du programme nucléaire français
- de l'expérience acquise en France avec les réacteurs de ce type, dont OSIRIS
- des infrastructures du Centre, des services de soutien existants et de la proximité de laboratoires spécialisés pour la préparation des expériences et pour les examens post-irradiations

[2] Pour les nostalgiques, on peut citer, en France, EL2, EL3, PÉGASE, TRITON, MÉLUSINE, SILOË, RAPSODIE ; à l'étranger : BR3 en Belgique, HALDEN en Norvège, LFR à Petten aux Pays-Bas.

La sismicité du site est prise en compte dès les études de conception : les 100.000 tonnes de l'installation reposent sur 193 colonnes munies de patins élastomères, ménageant un espace d'inspection de plus de 2 mètres de haut entre les deux radiers de 1,2 m et 1,5 m respectivement [4].

L'implantation du RJH à Cadarache renforce le pôle régional de compétitivité développé autour des énergies non génératrices de gaz à effet de serre.

3. DESCRIPTION SOMMAIRE

Sous l'appellation RJH, ou plus exactement « INB n°172 », on désigne une installation comprenant le réacteur d'irradiation proprement dit ainsi que les équipements facilitant le déroulement de multiples expériences simultanées.

Le réacteur est de type piscine [2], l'eau déminéralisée servant à la fois de modérateur, d'écran biologique et de réfrigérant. Mais contrairement à Siloë ou à Osiris, le cœur est contenu dans un caisson pressurisé à 20 bars.

Le cœur, chargé avec du combustible contenant de l'uranium enrichi à 20 % (voire un peu plus au démarrage [2]), est compact (hauteur fissile de 60 cm). Dans le cœur, les expériences effectuées sont généralement réservées aux matériaux soumis à des haut flux de neutrons rapides, jusqu'à 5.10^{14} $n.cm^{-2}.s^{-1}$.
Dans le réflecteur, les expériences portent généralement sur les expérimentations de combustible soumis à de hauts flux de neutrons thermiques, jusqu'à 5.10^{14} $n.cm^{-2}.s^{-1}$.
La puissance maximale atteindra 100 MW thermiques[3]. L'évacuation des calories se fera à travers trois circuits (primaire, secondaire, et externe) indépendants.

Le réacteur est placé dans un bâtiment cylindrique (bâtiment réacteur). Une zone de ce bâtiment est constituée par des laboratoires et des casemates spécialisés pour un ou plusieurs types d'expériences qui sont ainsi réalisées simultanément pendant le fonctionnement du réacteur.

On peut citer en particulier :

- un laboratoire de chimie
- un laboratoire d'analyse des produits de fission
- un laboratoire de dosimétrie
- un laboratoire d'analyse par activation
- des moyens d'examens non destructifs (neutronographie, gammamétrie,…).

Un bâtiment contigu (bâtiment des annexes nucléaires) contient un ensemble de cellules chaudes :

- une cellule de transit des radioéléments et éléments combustibles irradiés
- une cellule de démantèlement et d'évacuation des dispositifs d'irradiation
- une cellule recevant les matériaux irradiants bêta/gamma
- une cellule alpha, bêta, gamma, conçue pour recevoir des échantillons fortement dégradés.

Un canal de transfert, en eau, traverse les deux bâtiments, facilitant ainsi les mouvements des dispositifs et échantillons irradiés d'un poste à l'autre de l'installation et limitant les risques radiologiques associés à ces opérations.

Diverses boucles d'essai sont en cours d'élaboration : MADISON, à l'IFE (Norvège), pour l'irradiation d'échantillons de combustible REP et REB en fonctionnement normal ; ADELINE, pour étudier le combustible jusqu'à la rupture de gaine ; LORELEI à l'IAEC (Israël) est destinée aux études de sûreté relatives aux accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) dans les réacteurs à eau légère. Le dispositif statique MICA et la boucle CALIPSO seront adaptés pour les études de combustibles rapides [5].

La conception de cette nouvelle INB répond aux exigences actuelles de sûreté pour les différents types de risques, en situation normale, incidentelle, et accidentelle, y compris de catastrophe relevant des Évaluations Complémentaires de Sûreté (ECS), suite à Fukushima.

[3] *Pour fixer une valeur de comparaison, dans une centrale électro-nucléaire, pour une puissance électrique de 1000 MW, on doit évacuer, suivant les types, de 3000 à 4000 MW thermiques.*

Les documents et actions liés à chaque étape allant de l'établissement du projet à l'exploitation de l'INB 172 sont contrôlés par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), organisme responsable des activités nucléaires en France (voir fiche GASN n°20).

4. DÉROULEMENT DU PROGRAMME

Après le débat public local réalisé à la demande de la Commission Nationale pour le Débat Public, au cours du printemps 2005, et l'enquête publique pour obtenir les autorisations officielles de démarrage des travaux en fin 2006, la construction à été lancée en mars 2007. A ce jour, la divergence est annoncée en 2019 [4].

Le dossier du financement (coût évalué à environ 750 millions d'euros [2]) fixe la participation financière de chacun des organismes concernés. Pour l'investissement, le CEA devrait en assurer 50 %, EDF 20 % et AREVA 10 %, les 20 % restant faisant l'objet de négociations avec les partenaires européens et internationaux. A ce dossier est associée la description précise du mode de fonctionnement des comités scientifiques et financiers gérant les programmes expérimentaux du réacteur et des équipements associés.

La phase de construction de l'installation générera de 100 à 300 emplois directs et de 300 à 1000 emplois indirects suivant les phases du chantier. En phase d'exploitation, près de 150 personnes travailleront sur l'installation.

5. BIBLIOGRAPHIE

[1] RJH et prototype 4ème génération : expérimenter les systèmes du futur. Dossier de presse CEA du 15/03/2007.

[2] Projet Jules Horowitz – http://www.cad.cea.fr/rjh/fr/index.html – comprend les onglets : description-générale ; le site (et les étapes de la construction) ; description générale ; actualités ; dispositifs d'irradiation; radioisotopes médicaux; le projet MTR+13

[3] Réacteur Jules Horowitz – CLIC Dossier : document édité au printemps 2005 par la Commission Locale d'information (CLI) de Cadarache.

[4] Conférence du 19 décembre 2013 de M. l'Administrateur général du CEA

[5] Les dispositifs d'irradiation http://www.cad.cea.fr/rjh/fr/dispositif-irradiation.html

Capacité expérimentale du RJH http://www.cad.cea.fr/rjh/_pdf/3_pptRJH-FR.pdf

Les bâtiments reposent sur des plots anti-sismiques

Vue du chantier en 2011

GAENA
(ex GASN)

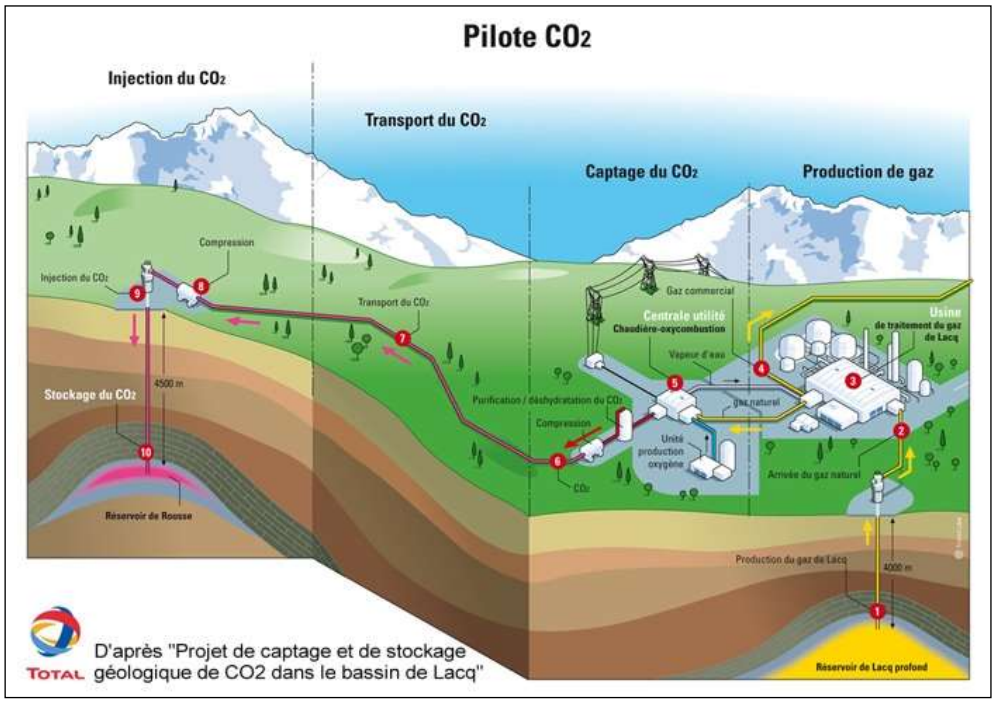
Fiche 35 A (Présentation) 9 avril 2009

LE CAPTAGE-STOCKAGE DU CO_2

La séquestration du CO_2 (le « gaz carbonique ») dans les opérations industrielles utilisant des combustibles fossiles est une possibilité étudiée ces dernières années.
Cette opération permettrait de réduire très sensiblement le volume de CO_2 rejeté dans l'atmosphère et par conséquent de lutter contre le réchauffement climatique tout en utilisant les réserves de combustibles fossiles encore disponibles.
En particulier le charbon, dont les réserves mondiales sont considérables, est brûlé massivement par les pays émergents (la Chine construit 6 centrales à charbon par semaine !).
La France remet en service et construit même de nouvelles centrales à flamme pour compenser la production électrique intermittente des énergies renouvelables (les périodes anti-cycloniques correspondent à l'absence de vent et donc à l'arrêt des éoliennes).

La séquestration du CO_2 est séduisante et promise à un avenir certain. Pour autant, des limites sont à considérer.
Elle ne concerne que la production industrielle de CO_2 soit le tiers des émissions en France.
En sont exclus : les transports routiers, aériens et maritimes, l'habitat encore chauffé par fuel, gaz ou charbon.
La pérennité et la sûreté ne sont pas encore assurées pour beaucoup de zones de stockage.
Les coûts financier et énergétique sont élevés.
Le coût humain de l'extraction de charbon est inacceptable.
Les autres polluants (particules fines, oxydes de soufre et d'azote) ne sont pas éliminés. (Surprenant mais pas dangereux : libérée par la combustion du charbon, la radioactivité près d'une centrale à charbon est largement supérieure à ce qu'elle est au voisinage d'une centrale nucléaire.

Cette opération est coûteuse aux plans énergétique et financier et ne pourra se développer à grande échelle que si des taxes significatives sont imposées aux rejets de CO_2 dans l'atmosphère.



La fiche GAENA N° 35 décrit les procédés utilisés actuellement pour capter le CO_2 et relate les différentes possibilités de stockage souterrain de ce gaz.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608 - 91191 GIF sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 35 Ind. 1 du 9 juin 2017

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE CAPTAGE-STOCKAGE DU CO_2 [1]

1. INTRODUCTION

Le captage-stockage du CO_2 (le dioxyde de carbone appelé couramment Gaz carbonique) pourrait être une solution de transition acceptable pour diminuer les rejets de gaz à effet de serre à l'atmosphère en attendant l'avènement de moyens de production nouveaux sans émission de CO_2.

Le captage et le stockage géologique du CO_2 (CSC, CCS pour Carbon Capture and geological Storage en anglais) consistent à capter ce gaz produit par les installations industrielles avant son rejet à l'atmosphère et à le réinjecter dans des structures géologiques adéquates pour l'y stocker sur des périodes de temps longues.

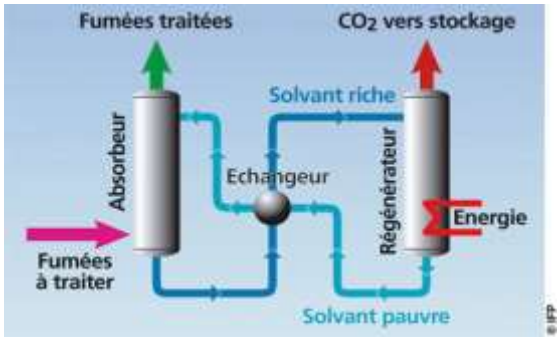
Le captage concerne les installations fixes et centralisées de CO_2, principalement la production d'énergie à partir de combustibles fossiles et l'industrie lourde, à l'exclusion d'une autre source importante de CO_2, les transports. Les volumes concernés sont importants. En effet les émissions de CO_2 d'origine fossile en 2012 étaient de 31,7 Gt (milliards de tonnes) provenant pour près de 50 % de sources stationnaires : une centrale au gaz de 400 MW (million de Watts) émet environ 1 Mt (million de tonnes) de CO_2 par an ; une centrale à charbon pulvérisé sur lignite : 6 Mt de CO_2 par an ; un haut fourneau : 10 Mt par an. On a environ 2 tonnes de CO_2 pour une tonne d'acier par les procédés conventionnels ; une raffinerie de 20 0000 barils produit environ 1,5 Mt de CO_2 par an.

La volonté d'augmenter de façon significative la part d'électricité éolienne et solaire (les énergies renouvelables - EnR – intermittentes ou variables) dans le mix-énergétique afin de limiter la contribution du CO_2 au réchauffement climatique ne peut se comprendre sans une même volonté de développer les moyens de stockage de l'électricité [2], afin de résoudre partiellement le problème de l'intermittence de ces énergies renouvelables.

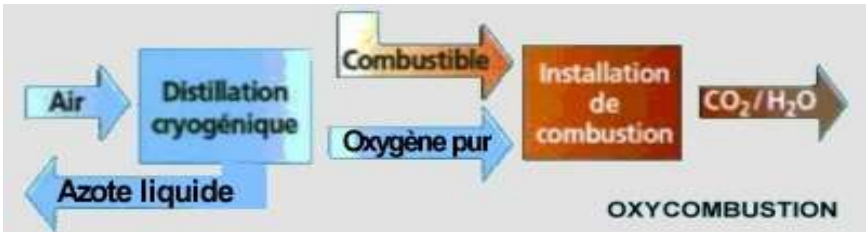
2. LES DIFFÉRENTES ÉTAPES

2.1 LE CAPTAGE

Il y a trois grandes voies de captage du CO_2 :

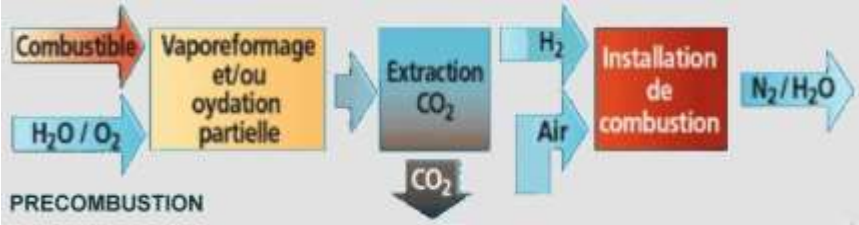


- le **captage post-combustion** dans lequel on extrait le CO_2 dilué dans les fumées de combustion. Il peut s'intégrer aux installations existantes sans trop de modifications. Le procédé le plus couramment utilisé est le captage du CO_2 par un solvant organique et recyclé (dans le schéma, il s'agit de solvant « riche en CO_2 » à l'entrée du régénérateur et « pauvre en CO_2 » à la sortie)
- l'**oxycombustion** consiste à réaliser une combustion à l'oxygène pur :



Avec le recyclage d'une partie du CO_2, l'oxycombustion est bien adaptée à une remise à niveau d'une installation existante

- le **captage pré-combustion** qui vise à extraire le CO_2 à la source en transformant le combustible fossile avant usage en un gaz de synthèse



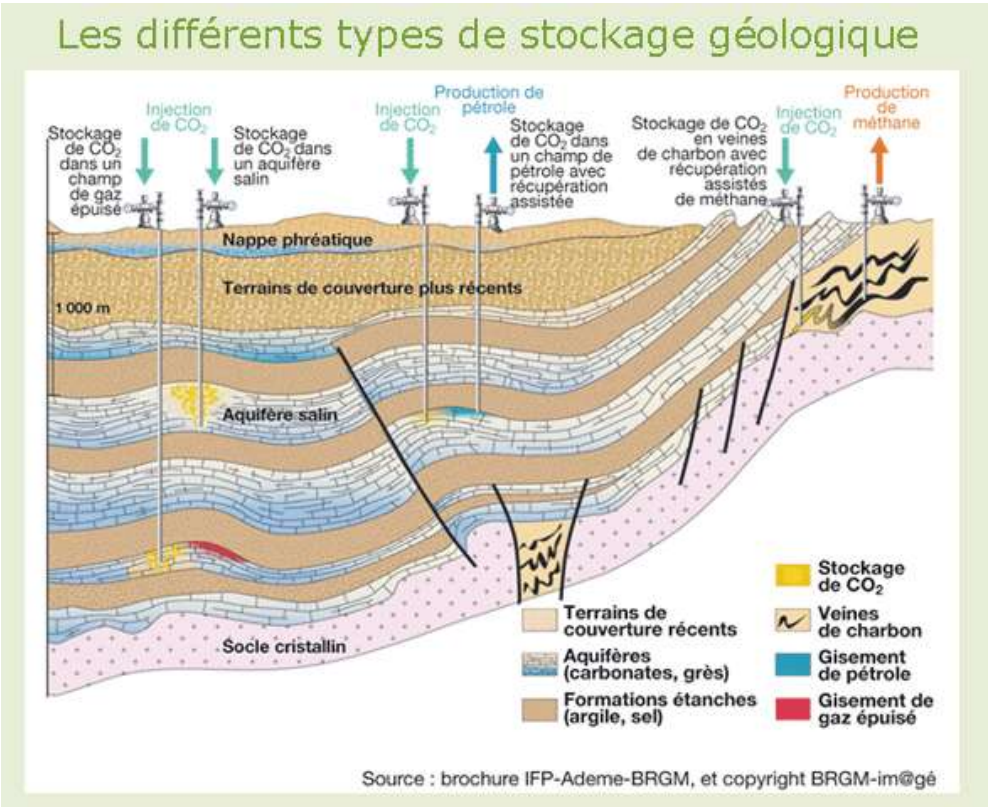
Ici, l'objectif est de capter le carbone avant combustion, lors du processus de fabrication du combustible : il est converti en entrée d'installation en gaz de synthèse, un mélange de monoxyde de carbone (CO) et d'hydrogène. Le CO présent dans le mélange réagit avec l'eau pour former du CO_2 et de l'hydrogène. Le CO_2 est alors séparé de l'hydrogène, lequel peut-être utilisé pour produire de l'énergie (électricité et ou chaleur) sans émission de CO_2.

2.2. LE TRANSPORT

Une fois le CO_2 capté par l'une de ces trois voies, on le comprime ou on le liquéfie selon le mode de transport, par pipeline ou par bateau, pour l'envoyer vers un site de stockage où il est injecté.
Le transport par pipeline n'est intéressant que si le site de stockage n'est pas très éloigné du site de captage.

2.3. LE STOCKAGE

Trois types de stockage géologique sont envisagés.



- **l'injection dans les gisements d'hydrocarbures** – pétrole ou gaz – en fin d'exploitation, avec la possibilité de faire de la récupération de pétrole assistée par injection de CO_2, ce que pratiquent déjà des pétroliers en utilisant du CO_2 provenant surtout de gisements naturels

- **l'injection dans les aquifères salins profonds**
  Ces nappes souterraines d'eau salée sont situées à grandes profondeurs. Elles ne constituent une ressource ni en eau potable, ni en eau d'irrigation. Elles offrent de plus grandes capacités de stockage que les gisements d'hydrocarbures et sont relativement mieux réparties à la surface du globe. Les capacités mondiales de stockage de CO_2 dans ces aquifères profonds seraient extrêmement importantes

- **l'injection dans les veines de charbon** en profitant du fait que le charbon a une affinité encore plus grande pour le gaz carbonique que pour le méthane : il peut en adsorber deux fois plus que de méthane. D'où l'idée de stocker du CO_2 dans le charbon tout en récupérant le méthane qui peut se trouver ainsi libéré. A cause de la faible porosité du charbon, on ne peut obtenir des débits élevés

2.4. LES OPÉRATIONS EN COURS

Un exemple de captage pré-combustion

L'unité de gazéification dans le Dakota du Nord produit du gaz naturel de synthèse à partir de charbon, avec captage du CO_2 formé dans le procédé.
Il s'agit du captage de l'ordre de 1,5 à 2 millions de tonnes de CO_2 par an, qui est envoyé par pipeline pour injection dans un champ pétrolier à 330 km pour faire de la récupération assistée. Ainsi, sur ce projet, on fait les 3 opérations de captage, transport, stockage.

Un exemple de captage post-combustion

EDF au côté d'ALSTOM et avec le soutien de l'ADEME a mené entre 2010 et l'été 2014 un projet de réalisation d'un démonstrateur de recherche basé sur la technologie du captage post-combustion aux amines (Advanced Amines Process AAP).
Ce démonstrateur conçu pour capter 25 tonnes /jour de CO_2 a été testé sur l'unité n°4 de la centrale de production d'électricité au charbon du Havre. Les amines constituent l'une des bases du réactif pour extraire le CO_2 des fumées. Avec 1.900 tonnes de CO_2 captées au terme de son fonctionnement l'ADEME dans une synthèse publique estime que le bilan de ce pilote est très positif [3].

Un exemple de stockage en aquifère salin profond

Le champ de Sleipner opéré par Statoil dans lequel Total est partenaire réalise la séparation du gaz naturel et son injection dans un aquifère profond de la mer du Nord. Cette opération a vu le jour en 1996 et injecte, depuis, un million de tonnes de CO_2 par an.
Il s'agit de la première opération industrielle de stockage géologique de CO_2 à des fins environnementales, pour lutter contre l'effet de serre. Les frais d'injection, considérables, sont compensés par l'existence en Norvège d'une taxe sur les émissions de CO_2 offshore.

Un pilote de démonstration à Lacq [4]

Afin de tester la chaîne complète du processus de captage et stockage du CO_2 depuis l'installation émettrice de CO_2 (une chaudière), jusqu'au stockage souterrain la France a développé un site pilote proche de Lacq.
L'objectif de ce pilote qui a fonctionné de 2010 à 2013 étant de convertir en **oxycombustion** l'une des cinq chaudières de vapeur existantes de la centrale du site de Lacq, de capter et de comprimer le CO_2 émis pour ensuite le transporter par gazoduc sur 27 km et l'injecter dans un réservoir en fin de vie du gisement de gaz de Rousse, à une profondeur de 4 500 m.
Durant la période de fonctionnement 50 000 tonnes de CO_2 seront injectées dans le réservoir, puis le puits a été cimenté pour permettre une longue phase d'observation : mesures sismiques et échantillonnage sont utilisés pour suivre l'évolution et les migrations éventuelles de CO_2.

2.5. UNE NOUVELLE UTILISATION : le projet Méthanation ou le « Power to Gas ».

A ce jour on distingue principalement trois grandes familles technologiques de stockage de l'électricité :

- La première regroupe les Stations de Transfert d'Energie par Pompage (STEP), les CAES (Compressed Air Energy Storage) et les Volants d'Inertie.
  Une STEP se compose de deux réservoirs, on pompe de l'eau du bas vers le haut en heures creuses aux moments où l'on dispose d'électricité (nucléaire ou EnR) et on laisse redescendre cette eau aux heures pleines, entrainant les turbines de production électrique. Les limites de cette idée simple sont très vite atteintes : en France, les dénivelés étant limités, stocker de grandes quantités d'énergie nécessitant forcément de grands lacs artificiels.

  Toutefois c'est la technologie la plus déployée à ce jour, avec plus de 140 GW dans le monde, soit plus de 95 % des capacités de stockage raccordées aux systèmes électriques. Un CAES comprime de l'air pour le stocker ensuite dans des cavités. La récupération de l'énergie se fait par décompression de l'air et passage dans une turbine. Un Volant d'Inertie, ou accumulateur d'énergie cinétique, est une masse en rotation autour d'un axe, associée à un moteur générateur.

- La seconde concerne le stockage chimique dans les batteries qui sont des assemblages d'électrodes positives et négatives entre lesquelles circulent des ions via une substance conductrice appelée « électrolyte ».
  Plusieurs grandes catégories existent et la lithium-ion ressort actuellement comme la technologie dominante. En plus d'un impact écologique non négligeable les progrès des batteries sont lents comme le montre l'histoire de l'automobile électrique (en 1899 un véhicule électrique atteignait les 100 km/h). Aujourd'hui encore, et ceci malgré des progrès récents significatifs, le principal problème de ces voitures est l'autonomie.

- La dernière grande famille consiste à transformer l'énergie électrique en gaz (Power to Gas), sur le papier cette technologie est très prometteuse : ce nouveau procédé industriel utilise de l'électricité « renouvelable » non consommée pour produire, par électrolyse de l'eau, de l'hydrogène qui est ensuite combiné par un processus de méthanation (réaction de Sabatier) à du dioxyde de carbone (CO_2) pour obtenir du méthane de synthèse, aux propriétés identiques à celles du gaz naturel. Cette opération est d'autant plus intéressante qu'elle permet de capter et recycler du CO_2 des fumées d'usines :

  $$CO_{2(g)} + 4H_{2(g)} \text{ <–> } CH_{4(g)} + 2H_2O_{(g)} \ (\Delta H = -165 \text{ kJ/mol})$$

  La réaction de Sabatier, fortement exothermique, a lieu à des températures et des pressions élevées en présence d'un catalyseur solide (du nickel). L'hydrogène ou le méthane de synthèse, après épuration et odorisation (ou dilution), peuvent être ensuite injectés dans les réseaux et systèmes de transport gazier.

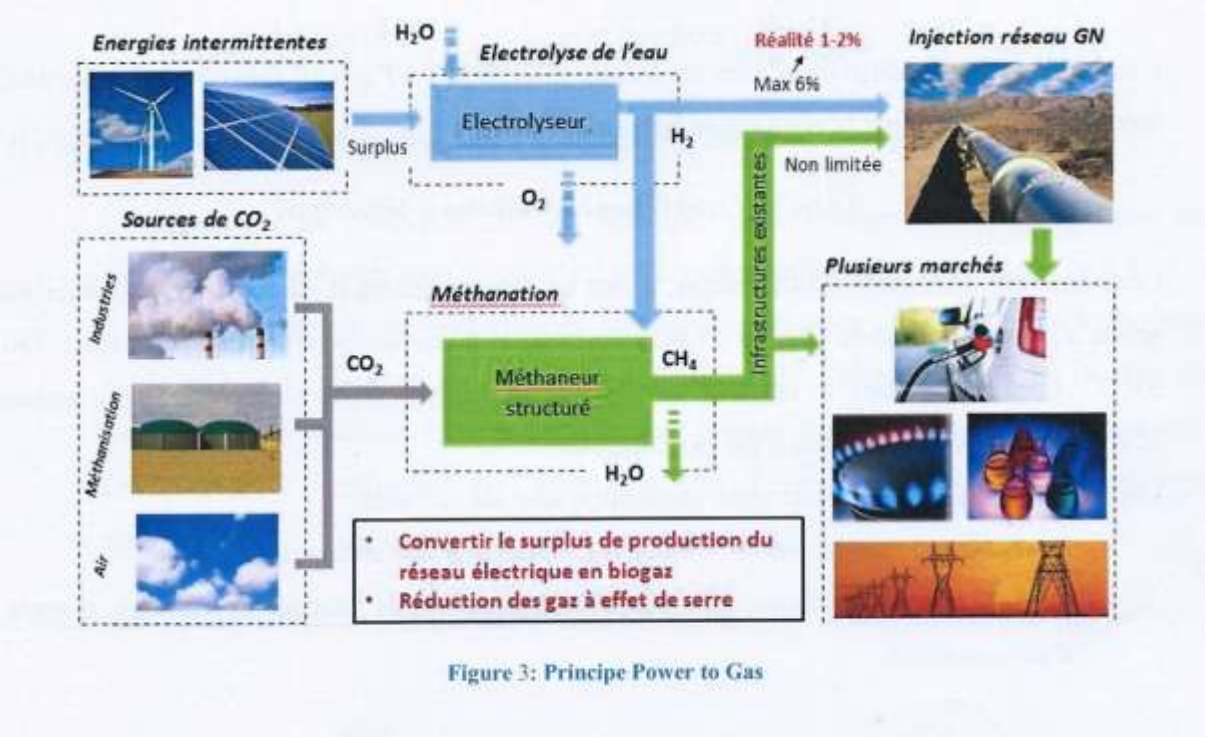


Figure 3: Principe Power to Gas

Au Bourget, dans le cadre de la COP21, GRTgaz l'un des leaders du transport de gaz naturel et ses partenaires industriels ont annoncé officiellement le lancement du premier projet Power to Gas en France raccordé au réseau, baptisé Jupiter 1000 [5] d'une puissance de 1 MWe et d'un montant de 30 M€.
Ce projet de démonstrateur sera implanté dans la zone industrielle de Fos-sur-Mer, il propose une solution innovante et performante pour valoriser les excédents d'électricité renouvelable et recycler le CO_2, une technique séparative de captage post-combustion sera mise en place avec en particulier des performances élevées de captage du CO_2.
Parmi les coopérants de ce projet on trouve la société ATMOSTAT fondée en 1974, implanté à Villejuif, et qui a rejoint en 1995 le groupe ALCEN.

L'expérience acquise par cette société lui permet de se diversifier dans les domaines de l'aéronautique, de l'espace et de l'énergie. La participation d'ATMOSTAT au projet Jupiter 1000 consiste : à concevoir le réacteur (méthaneur), élément clé du système de méthanation qui doit satisfaire à des critères exigeants de sécurité, d'efficacité, de longévité et de modularité, puis à installer une unité de démonstration dans les locaux de la société.

Le projet Jupiter 1000 est ambitieux, il vise à lancer la filière Power to Gas en France. Plus de 15 TWh de gaz par an, c'est ce que pourrait permettre de produire le Power to Gas à l'horizon 2050. On notera qu'une vingtaine de démonstrateur fonctionne déjà en Europe, notamment en Allemagne.

3. CONCLUSION

Le captage-stockage de CO_2 est une opération coûteuse sur le plan énergétique, le rendement est de l'ordre de 20%. La maitrise du procédé à petite échelle (le pilote) ne garantit pas sa réussite à grande échelle.

Il est coûteux au plan financier, le coût total du procédé (captage, compression, transport, stockage) est actuellement de 50 à 100 € la tonne de CO_2 séquestrée, 60 € la tonne en moyenne selon le GIEC (Groupe d'experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat). On estime qu'il double le coût d'investissement, et qu'il augmente d'au moins 40 % les coûts de production.
Il ne sera réalisé à grande échelle que si des taxes significatives sont imposées aux rejets de CO_2 à l'atmosphère, comme c'est le cas dans l'exemple norvégien (champ de Sleipner). Les potentiels de stockage sont importants mais tout de même limités, les questions de droit et d'acceptabilité sociétale sont encore incertaines. Elles ne représentent pas, a priori, des obstacles insurmontables.

La pérennité du stockage du CO_2 en couche profonde est un problème peu discuté alors que celle exigée pour le stockage des déchets nucléaires est supérieure à 100 000 ans. Chaque site devrait faire l'objet d'une étude de caractérisation pour ses capacités de rétention au même titre que ce qui est fait pour les déchets nucléaires. La capacité de rétention du CO_2 devrait être supérieure à 1000 ans.

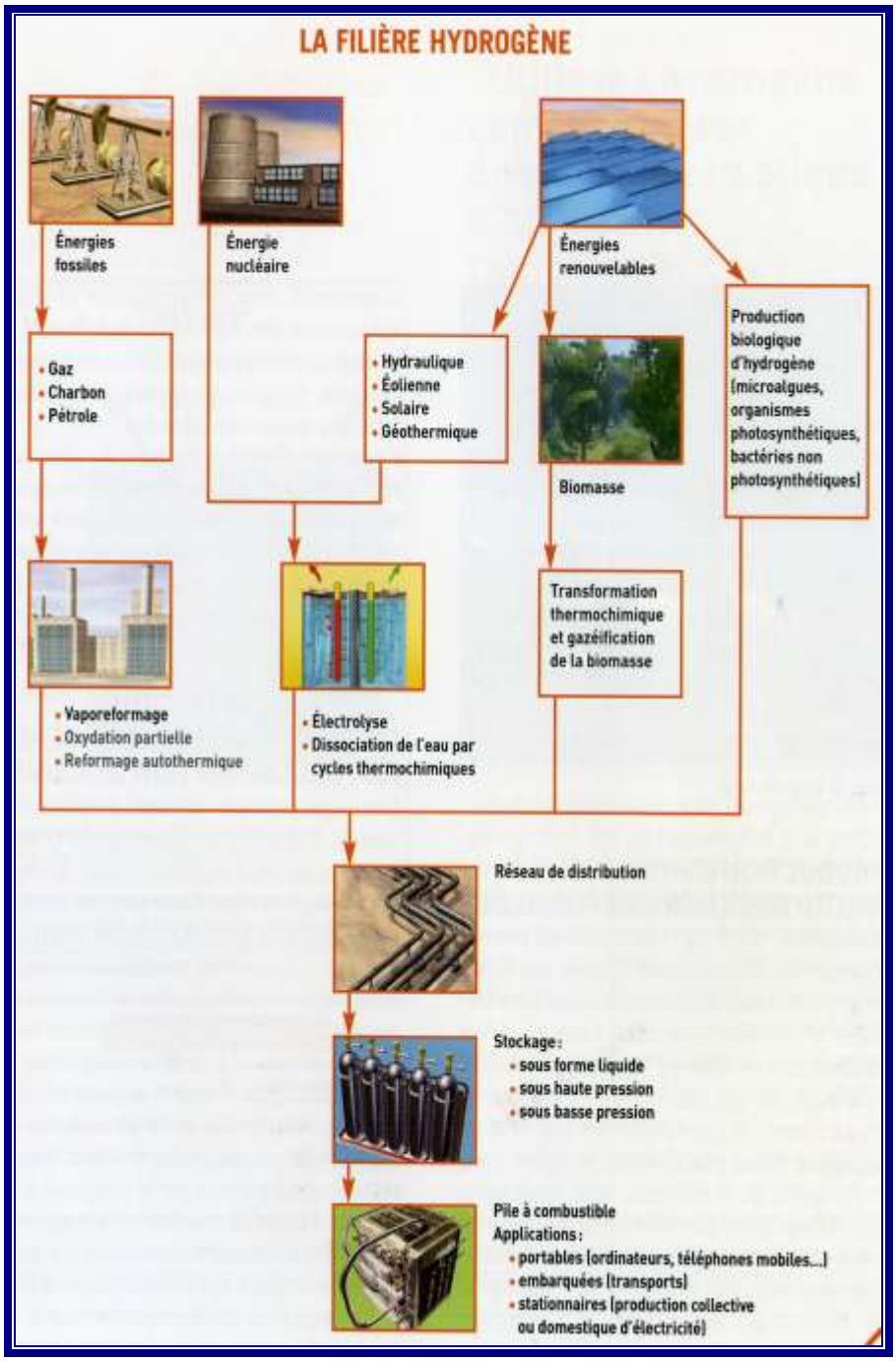
Il est évident qu'une réduction des rejets de CO_2, dus à l'activité humaine, dans l'atmosphère est obtenue de façon plus sûre et moins coûteuse grâce au recours à des sources d'énergie non émettrices de CO_2, en remplacement des combustibles fossiles.

Selon les dernières projections de l'Agence Internationale de l'Energie (AIE) le CSC pourrait contribuer à la hauteur de 13 % à la réduction globale des émissions de CO2 d'origine fossile au niveau mondial à l'horizon 2050, dans le scénario 2°C du réchauffement climatique. Mais à ce jour seulement 50 millions de tonnes de carbone ont été stockées, soit 0,04 % des 120 gigatonnes à atteindre d'ici 2050.

4. RÉFÉRENCES

[1] Ce texte est très largement extrait d'une note de Mme Elisabeth Huffer parue dans le journal du « colloque pré-Grenelle » organisé le 10/10/07 par SLC
[2] Fiche GASN n° 26 du 26 mars 2014 : Stockage de l'énergie électrique. Fiche n° 26
[3] Projet C2A2 Captage de CO2 par Amines avancées : synthèse publique
[4] Le paragraphe « Pilote de Lacq » et le schéma « différents types de stockage » proviennent du site www.total.com
[5] www.jupiter1000.com/accueil.html GRTgaz Communiqué de presse, 2 décembre 2015

L'HYDROGÈNE



Inépuisable, non polluant et intéressant énergétiquement, l'hydrogène semble aujourd'hui paré de toutes les vertus.

Combiné à l'électricité, il devrait permettre de satisfaire les principaux besoins en énergie de l'homme. Face à la pénurie des énergies fossiles qui se profile, l'intérêt de la filière est incontestable.

Les applications seront nombreuses :

- en remplacement des carburants pour les véhicules automobiles et dans le transport aérien
- dans le domaine spatial (où il est déjà utilisé)
- pour le chauffage et l'électricité dans l'habitat
- dans le domaine des appareils portables…

Cependant l'hydrogène n'est pas une source d'énergie primaire comme le pétrole mais un vecteur d'énergie : il faut le produire et le stocker.

Actuellement, les coûts de production sont élevés et le stockage n'est pas parfaitement maîtrisé.

Il existe plusieurs filières de production comme le montre le schéma ci-contre, la production actuelle provenant essentiellement de la filière énergies fossiles, grosse productrice de gaz à effet de serre.

Il est donc nécessaire de développer les deux autres branches : énergie nucléaire et énergie renouvelable pour que l'hydrogène trouve tout son potentiel.

Avant que l'hydrogène n'entre dans notre vie quotidienne, des progrès doivent être faits à chaque étape de cette filière d'énergie : production, transport, stockage et utilisation.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 36 Ind. 3 du 20 septembre 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA
Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'HYDROGÈNE

L'hydrogène est le plus léger de tous les éléments chimiques.
Présents dès les premiers instants de l'univers, les noyaux d'hydrogène ont fusionné pour donner naissance à des noyaux plus lourds et plus complexes.
C'est un élément extrêmement abondant sur notre planète, mais il n'existe pas à l'état isolé, car il est toujours fortement lié, principalement à l'oxygène et au carbone. Il faut rompre l'une ou l'autre de ces liaisons si l'on veut disposer d'hydrogène en tant que matière première ou combustible.

La molécule d'hydrogène (composée de deux atomes) est trois fois plus énergétique que l'essence (120 MJ/kg contre 45 MJ/kg pour l'essence).
Par contre cet élément très léger (0,09 g/l) occupe beaucoup plus de volume que le carburant : pour libérer la même énergie qu'un 1 litre d'essence, il faut 4,6 litres d'hydrogène comprimé à 700 bars.
Il va en résulter des problèmes de stockage sous forme gazeuse et de sécurité car l'hydrogène peut s'enflammer ou exploser au contact de l'air.
Cependant la petite taille de sa molécule lui permet de diffuser très rapidement (quatre fois plus vite que le gaz naturel) ce qui est un facteur favorable à la sécurité.

1. UNE ÉCONOMIE DE L'HYDROGÈNE

A la fin du XIXème siècle, l'hydrogène était le combustible indispensable employé à la fois pour l'éclairage dans les lampes et comme gaz de ville, mélangé à l'oxyde de carbone.
Avec l'avènement de l'industrie du pétrole au XXème siècle, il n'est plus utilisé pour la production d'énergie (sauf dans la propulsion des fusées).
Cependant l'épuisement des ressources fossiles inévitable à terme et le non-rejet de gaz à effet de serre dans la combustion, relancent la filière hydrogène qui, outre son aspect purement combustible et également un moyen de stocker l'électricité en excès issue des filières renouvelables à production aléatoire.

L'hydrogène présente ainsi deux intérêts :

- utilisation de l'hydrogène pour la production d'électricité. Utilisé dans la pile à combustible, il permet de produire de l'électricité n'importe où, n'importe quand
  Cette propriété ouvre de multiples possibilités d'application :
  - dans les transports : les véhicules électriques, alimentés par une pile à combustible, n'émettront plus de gaz à effet de serre
  - dans le domaine des appareils portables (téléphone, ordinateur…), la pile augmentera leur autonomie
  - dans les habitations, comme source de chaleur et d'électricité
  - dans le domaine des énergies renouvelables, dans les sites isolés, en complément du solaire ou de l'éolien dont le fonctionnement est forcément intermittent
- fourniture de l'énergie par combustion (propulsion des fusées), ou en faisant entrer l'hydrogène dans la composition des gaz de synthèse, pour obtenir des carburants plus propres performants.

2. LES MÉTHODES DE PRODUCTION

2.1. ACTION D'UN ACIDE SUR UN MÉTAL

C'est la première méthode qui fut employée de façon industrielle.

2.2. PRODUCTION À PARTIR DE COMBUSTIBLES FOSSILES

2.2.1. Gazéification du charbon

Cette méthode trouve son origine dans la cokéfaction du charbon destiné à alimenter les hauts fourneaux (gaz de ville). Elle nécessite le soufflage d'oxygène pour maintenir la température de combustion du carbone.

2.2.2. Reformage du méthane

95 % de l'hydrogène est actuellement produit par reformage, mais cette technique rejette beaucoup de gaz carbonique dans l'atmosphère

Ces deux techniques nécessitent une purification de l'hydrogène obtenu.

2.2.3. Production par décomposition de l'eau

2.2.3.1. Electrolyse de l'eau

C'est une technique très vorace en électricité mais qui fournit un hydrogène très propre.

2.2.3.2. Dissociation de la molécule d'eau par cycles thermochimiques

La dissociation de l'eau est réalisée à haute température par la mise en œuvre de réactifs chimiques intermédiaires qui sont régénérés dans le cycle.

Les réacteurs nucléaires à haute température, dits « HTR » sont les outils bien adaptés pour fournir la chaleur nécessaire.

On trouvera ci-dessous les détails des réactions chimiques intervenant dans les différents modes de production :

Action d'un acide sur un métal	$Fe + 2\,HCl$	$H_2 + FeCl_2$	
Gazéification du charbon	$C + H_2O$	$CO + H_2$	
Reformage du méthane	$CH_4 + 2\,H_2O$	$CO_2 + 4\,H_2$	
Electrolyse de l'eau	H_2O	$2H^+ + 2e^- + 1/2\,O_2$	
Cycles thermochimiques (exemple d'un des procédés)			
	$CaO + Br_2$	$CaBr_2 + 1/2O_2$	(550 °C)
	$CaBr_2 + H_2O$	$CaO + 2\,HBr$	(775 °C)
	$Fe_3O_4 + 8HBr$	$3\,FeBr_2 + 4\,H_2O + Br_2$	(250 °C)
	$3\,FeBr_2 + 4\,H_2O$	$Fe_3O_4 + 6\,HBr + H_2$	(575 °C)

2.2.4. Production à partir de la biomasse

Constituée de tous les végétaux à la surface de la Terre, la biomasse est une source d'hydrogène potentiellement très importante.

L'hydrogène est produit par gazéification : ce qui permet l'obtention d'un gaz de synthèse ($CO+H_2$) qui, après purification, donne de l'hydrogène.

Cette solution est intéressante car la quantité de CO_2 émise au cours de cette production est à peu près équivalente à celle absorbée par les plantes au cours de leur croissance.

Dans le futur il sera peut être possible de produire de l'hydrogène à partir de bactéries et de micro-algues.

<u>Comparaison des procédés</u>

Le tableau comparatif ci-dessous donne le rendement énergétique et les émissions de polluants pour quelques chaînes de production caractéristiques :

Technique	Energie	Rendement %	Polluants g/kWh-H_2	
			CO_2	NO_x
Electrolyse	Hydraulique	62,5	0	0
	Nucléaire	25* à 36**	0	0
	Charbon	31,5	1,85	1,4
	Eolien et solaire	20 à 25 %	0	0
Gazéification	Charbon	65	1,3	0,9
Reformage	Gaz	50 à 70	0,36	0,13

*** REP ** HTR**

3. DISTRIBUTION ET STOCKAGE DE L'HYDROGÈNE

3.1. DISTRIBUTION

Actuellement l'hydrogène est soit utilisé sur le site même de production, soit distribué par pipelines. Des réseaux de pipelines existent déjà dans plusieurs pays (France, Allemagne, Bénélux) pour l'approvisionnement d'industries chimiques et pétrochimiques.
Pour l'alimentation des véhicules automobiles, la mise au point de stations service ne semble pas poser de problème particulier : il existe déjà des stations pilotes dans le monde, mais il faudra du temps pour que ces stations-service couvrent le monde entier.
En attendant, certains constructeurs automobiles envisagent des carburants contenant de l'hydrogène et non de l'hydrogène seul. Pour cela, l'étape de reformage a lieu à bord du véhicule, mais l'intérêt est alors moindre car le reformage produit du CO_2.

3.2. STOCKAGE

La possibilité de stockage rend l'hydrogène particulièrement attractif par rapport à l'électricité :

3.2.1. Stockage sous forme liquide

Le conditionnement de l'hydrogène sous forme liquide est déjà utilisé dans le domaine spatial.
La liquéfaction à - 253°C permet d'obtenir 5 kg d'hydrogène dans un volume de 70 litres à faible pression (0,5 bar) ce qui autorise des réservoirs multiformes plus faciles à intégrer dans les automobiles par exemple. Cependant, l'hydrogène très volatil a tendance à s'évaporer rapidement (5 % du volume par jour).
Mais pour atteindre la température de liquéfaction, il faut une grande dépense d'énergie ce qui entraine des coûts élevés qui risquent limiter son développement pour des usages courants.

3.2.2. Stockage gazeux sous haute pression

Le stockage de l'hydrogène sous forme gazeuse est une solution prometteuse mais avec de nombreuses contraintes.
En effet l'hydrogène léger, et donc volumineux, doit être comprimé pour réduire l'encombrement des réservoirs.

Actuellement la pression des bouteilles est de 300 bars et l'on vise maintenant des réservoirs pouvant résister à des pressions nominales de 700 bars.
Cependant cette technique de stockage se heurte à deux problèmes : d'une part, la petite taille de la molécule de l'hydrogène induit des risques de fuites à travers les réservoirs, d'autre part, l'hydrogène fragilise certains matériaux en les rendant cassants.
Pour répondre à ces contraintes, des réservoirs en matériaux polymères sont étudiés pour remplacer les réservoirs métalliques actuels.

3.2.3. Stockage sous basse pression

Ce mode de stockage fait l'objet de nombreuses études : il s'agit de stocker l'hydrogène dans certains matériaux carbonés ou dans des alliages métalliques capables d'absorber l'hydrogène (exemple : hydrure de zirconium).
Il est restitué à la demande par effet thermique entretenu.
L'hydrogène sous pression se lie à des cristaux de métal pour former des hydrures métalliques Il se forme ainsi une sorte d'éponge capable de libérer l'hydrogène sous l'effet de la température.

Une grande partie des risques liés à la manipulation de l'hydrogène gazeux (étanchéité, sécurité) serait ainsi éliminée ce qui est particulièrement intéressante pour l'automobile. Des recherches sont également en cours pour stocker l'hydrogène dans la glace (université néerlandaise de Delft).

4. UTILISATION DE L'HYDROGÈNE COMME MOYEN DE STOCKAGE DE L'ÉLECTRICITÉ

L'hydrogène produit par électrolyse peut être utilisé pour reproduire de l'électricité, dans ce cas il constitue un moyen de stockage de l'électricité.
Il existe deux principaux procédés pour produire de l'électricité à partir de l'hydrogène :

- la pile à combustible (PAC)
- la méthanation

Ces deux procédés sont décrits dans la fiche GAENA n°26.

5. LA SÉCURITÉ

Comme de nombreux combustibles, l'hydrogène peut s'enflammer ou exploser au contact de l'air. Cependant il n'est pas plus dangereux que le gaz naturel car la petite taille de sa molécule lui permet de diffuser rapidement et donc de ne pas s'accumuler. En contre partie son stockage est plus difficile.

Cette réputation de dangerosité est essentiellement liée à l'accident du ballon dirigeable HINDENBURG (en 1937) détruit par un incendie dont la cause n'était pas liée à l'hydrogène avec lequel il était gonflé, mais à la nature extrêmement inflammable du vernis qui recouvrait l'enveloppe du ballon.

Rappelons à ce sujet que l'hydrogène était utilisé au début du 20ème siècle dans le gaz de ville en mélange avec l'oxyde de carbone, puis ce mélange a été abandonné non à cause des risques d'explosion dus à l'hydrogène mais des empoisonnements (mortels) causés par l'extrême toxicité de l'oxyde de carbone.
Plus récemment, rappelons que les explosions des bâtiments des réacteurs de Fukushima sont dues à l'hydrogène produit par la réaction métal-eau à haute température.

L'utilisation de l'hydrogène impose donc des dispositifs de sécurité adaptés et la création de normes internationales pour garantir cette sécurité : ainsi dès 1990 l'International Standard Organization (ISO) a créé un comité technique pour élaborer des normes dans les domaines de la production, du stockage, du transport et des applications ; le projet européen (European Integrated Hydrogen Project) fait des propositions de réglementation pour les véhicules à hydrogène et les infrastructures de distribution.

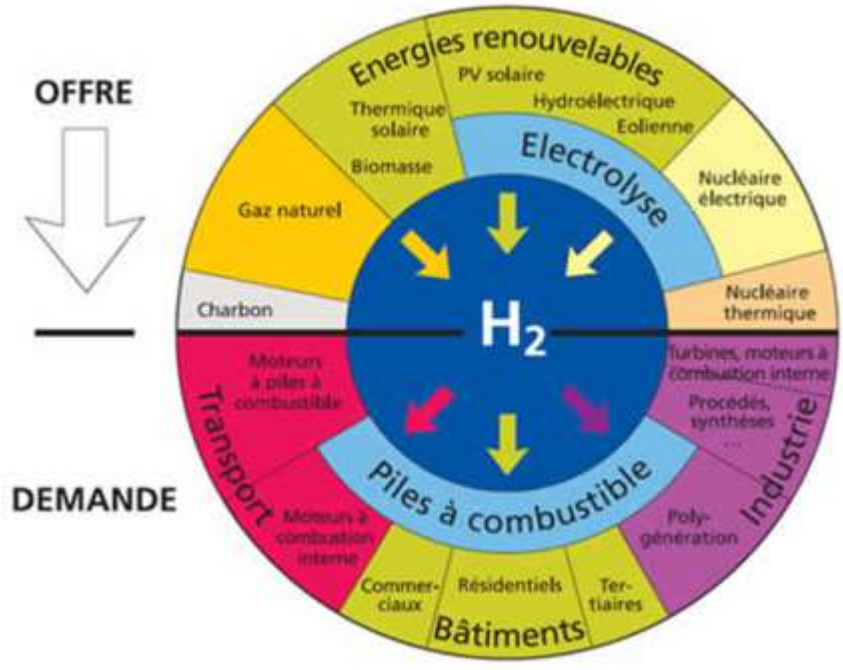
6. CONCLUSION

À l'aube d'une ère énergétique prévue sans énergie carbonée, il est probable que les pays qui feront en premier les bons choix technologiques auront une avance considérable qui leur garantira un développement économique non rattrapable à court terme.

En effet, l'industrie de l'hydrogène est une industrie fortement technologique qui nécessite d'énormes capitaux. L'avance des premiers sera quasi irrattrapable.
Les études sont déjà lancées dans l'aéronautique (BOEING et AIRBUS), dans la fabrication de micro-processeurs (INTEL et AMD) qui sont ainsi pour longtemps à l'abri des nouveaux entrants.
Il en est de même dans les secteurs de l'automobile et de l'industrie pétrolière…

La France se trouve dans une des meilleures positions pour relever le défi du basculement vers la technologie de l'hydrogène. Elle possède, avec son savoir-faire nucléaire, la capacité de produire en masse de l'hydrogène.
Des grands groupes comme TOTAL, SUEZ, GDF, AIR LIQUIDE sont présents, cependant l'essentiel des recherches et applications sur les moteurs à hydrogène se fait outre - Rhin.
Il faut donc que nous favorisions l'innovation trop souvent sacrifiée au nom du principe de précaution.

Le schéma ci dessous présente une synthèse de l'économie de l'hydrogène (Source - RDT info n°42, août 2004).



Bibliographie :

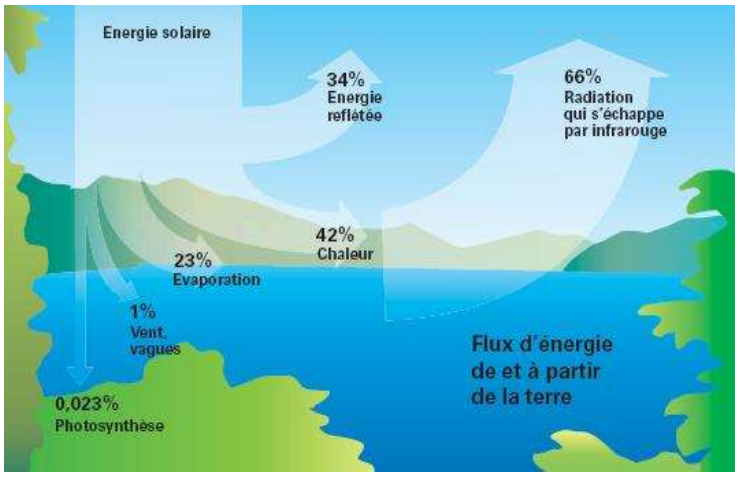
[1] CEA : de la recherche à l'industrie N°12 « L'hydrogène »
[2] France Innovation's (www.france-innovation.fr) : l'alternative hydrogène
[3] AREVA : revue Alternative N°7 / TOTAL (www.total.com) : hydrogène et piles à combustibles

GAENA
(ex GASN)

Fiche 37 A (Présentation) 22 mai 2014

ÉNERGIE SOLAIRE THERMIQUE ET THERMODYNAMIQUE

Le soleil est une énorme boule de gaz chaud qui produit de l'énergie et qui rayonne en permanence.
Il nous transmet une puissance maximale de l'ordre de 1 kW par mètre carré sous forme de lumière visible et de rayonnement infrarouge.
En France, l'énergie solaire incidente annuelle varie entre 1200 et 1800 kWh par m^2, la moyenne étant de 1500 kWh/m^2.

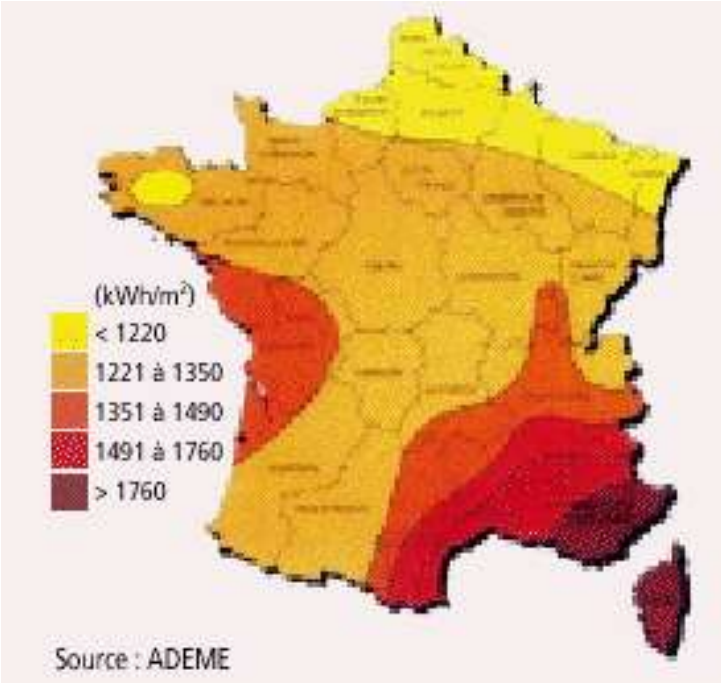


C'est une énergie renouvelable dont l'homme a compris depuis longtemps l'intérêt. Il existe trois façons de convertir directement l'énergie solaire : thermique, thermodynamique et photovoltaïque.

Dans cette fiche, seules sont abordées les deux premiers types d'énergie, l'énergie photovoltaïque étant l'objet de la fiche GAENA N° 28.

L'énergie solaire « thermique » est utilisée principalement pour le chauffage de l'eau ou des locaux, la production de froid et la production d'eau.
L'énergie solaire « thermodynamique » permet d'obtenir une température plus élevée pour produire de l'électricité à partir de turbines

Gisement solaire en kWh/ m^2 et par an



GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 37 Ind. 3 du 22 mai 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

ÉNERGIE SOLAIRE THERMIQUE ET THERMODYNAMIQUE

1. GÉNÉRALITÉS

Le soleil est une gigantesque source d'énergie disponible en permanence : c'est un énorme « four » qui « brûle » de l'hydrogène depuis 4,6 milliards d'années. Quand les atomes d'hydrogène fusionnent, des atomes plus lourds se forment en libérant beaucoup d'énergie sous forme de rayonnement : c'est la fusion nucléaire. Le soleil est donc un immense réacteur nucléaire.

2. FILIÈRES D'EXPLOITATION DE L'ÉNERGIE SOLAIRE

Actuellement il existe 2 voies d'utilisation directe de l'énergie solaire :

- la transformation du rayonnement en chaleur
- la transformation du rayonnement en électricité

Ces transformations ont permis le développement de 3 filières d'exploitation :

- l'énergie solaire thermique : pour la chaleur, le froid et la production d'eau potable
- l'électricité solaire thermodynamique : pour l'électricité
- l'électricité solaire photovoltaïque : pour l'électricité (voir fiche GAENA N° 28)

2.1. ÉNERGIE SOLAIRE THERMIQUE

Dans cette filière il y a plusieurs applications : le chauffage de l'eau sanitaire, le chauffage des locaux, le chauffage des piscines, la production de froid, la purification de l'eau.
L'objectif est ici de transformer en énergie calorifique les rayonnements photoniques solaires.
Pour cela on utilise des « capteurs thermiques » constitués de matériaux fortement absorbants. Ces capteurs absorbent les photons solaires et les transforment en chaleur qui est ensuite transportée vers un réservoir de stockage au moyen d'un liquide ou d'un gaz (appelé « caloporteur »).

Eau chaude et chauffage
De manière pratique le fonctionnement est le suivant : le rayonnement traverse une vitre qui laisse pénétrer la lumière et retient la chaleur (effet de serre, voir fiche GAENA N°14) et est capté par une surface absorbante.
La chaleur ainsi absorbée est ensuite récupérée grâce à un fluide caloporteur circulant sous la surface absorbante. La température du fluide peut alors atteindre 80°C, voire 100°C ; un matériau isolant thermiquement est placé à l'arrière de la surface absorbante pour limiter les pertes calorifiques.
Le caloporteur transmet la chaleur à un ballon d'eau chaude ou à un hydro-accumulateur (ballon tampon absorbeur d'énergie sous forme d'eau chaude) pour la production d'eau chaude sanitaire, ou à un plancher solaire pour le chauffage de la maison (le fluide caloporteur est alors injecté directement dans le plancher des bâtiments entre 25 et 30 °C).

Les développements technologiques en cours semblent ouvrir une voie prometteuse en associant trois fonctions dans le même capteur (en toit face sud) : couverture, production thermique et production électrique.

Quelques valeurs : Une surface de capteur de 4 m^2 suffit pour satisfaire les besoins en eau chaude de 4 personnes et 10 m^2 permettent le chauffage d'une maison sous nos climats. Cependant les appareillages actuellement disponibles sur le marché restent encore onéreux. Il faut espérer que le développement de cette technique conduise rapidement à un retour sur investissement de 2 à 3 ans.

Production de froid
Pour la production de froid un fluide caloporteur enfermé dans des tubes absorbe la chaleur du rayonnement solaire captée par panneaux solaires, la chaleur est ensuite utilisée comme source chaude pour faire fonctionner une machine à absorption de chaleur.
Cette machine dissocie, par ébullition, une solution d'eau et de bromure de lithium. Après refroidissement la recombinaison des deux composants produit du froid par absorption de chaleur.

Production d'eau potable
L'énergie solaire thermique a une autre application possible : la production d'eau potable dans les pays tropicaux ou subtropicaux à partir d'eau saumâtre, salée ou souillée.
Le principe est de distiller l'eau au moyen d'un distillateur solaire (puits solaire, boite solaire, pyramide solaire) ; l'eau sous l'action du soleil s'évapore et se condense sur un support (film plastique, verre …), l'eau ainsi distillée s'écoule vers un circuit de stockage.

2.2. ÉLECTRICITÉ SOLAIRE THERMODYNAMIQUE

L'énergie thermique du soleil permet aussi de produire de l'électricité par voie thermodynamique : la conversion de l'énergie solaire en électricité n'est pas directe mais passe par l'intermédiaire de centrales thermiques solaires de différents types.
Le principe de base utilisé, connu depuis l'antiquité, est l'obtention de température élevée par la concentration du rayonnement solaire, au moyen d'une grande quantité de miroirs réfléchissants (capteurs), en un seul foyer.
Cela rend possible le réchauffement de fluides caloporteurs à des températures allant de 250 à 1 000 °C, ces fluides transportent la chaleur vers un réservoir d'eau, il y a alors production de vapeur d'eau qui entraînera un turboalternateur pour produire de l'électricité comme dans les centrales thermiques conventionnelles.
Le fluide chauffé ayant une certaine inertie thermique la production d'électricité thermodynamique sera moins « saccadée » que la production photovoltaïque. De plus des systèmes de stockage dynamique de la chaleur peuvent être intégrés pour permettre une production d'électricité pendant plusieurs heures sans ensoleillement.

Il existe quatre types de centrales solaires thermodynamiques : les centrales à capteurs cylindro-paraboliques, les centrales à miroirs de Fresnel, les centrales à tour et les centrales à capteurs paraboliques.

<u>Les centrales à capteurs cylindro-paraboliques</u>

Ces centrales utilisent des miroirs cylindro-paraboliques de 100 à 800 m^2 (voir figure 1) qui concentrent les rayons du soleil sur des tubes placés à l'axe focal du concentrateur et dans lequel circule un fluide caloporteur.

Le Concentrateur suit la course du soleil en tournant sur un axe. Le fluide caloporteur (fluide de synthèse) chauffé lors du passage dans les tubes circule à travers une série d'échangeur de chaleur pour produire de la vapeur surchauffée (390 °C).

Un stockage thermique de plusieurs heures dans des sels fondus permet de mieux adapter la production à la demande et de produire de l'électricité en continu de jour et de nuit.

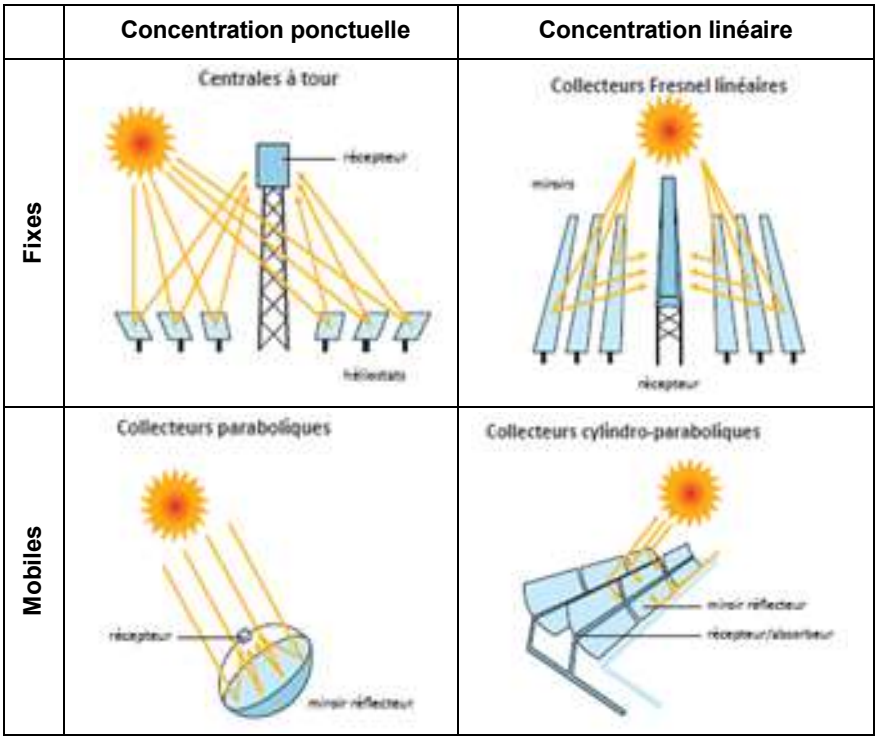
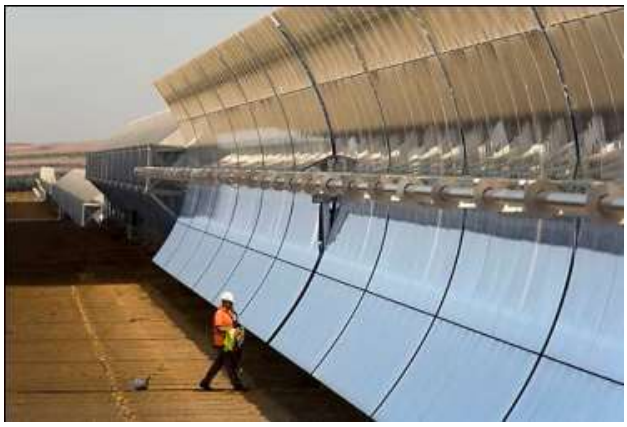


Figure 1 : **<u>Centrales à capteurs cylindro-paraboliques</u>**

Le rendement solaire-électrique maximal est d'environ 25 %. Ce type de centrale représente la majorité des centrales construites (une quarantaine dans le monde, spécialement en Espagne (centrale d'Andasol de Solnova (150 MW) formées chacune de 3 unités (50 MW) et aux USA, centrale de Solana (280 MW, octobre 2013) aucune en France).

En 2013, la centrale Shams1, implantée à Abou Dhabi a commencé à fonctionner elle a une capacité de 100 MW et ses 25 8048 miroirs paraboliques s'étendent sur une superficie de 250 ha. C'est actuellement la plus puissante centrale en service.



Centrale d'Andasol

Centrale Shams 1

Les centrales solaires à miroirs de Fresnel

Dans ce type de centrales, un ensemble de miroirs réflecteurs mobiles captent le rayonnement direct du soleil et le redirige à tout moment vers une cible unique le récepteur. Chacun des miroirs agit selon le principe des lentilles de Fresnel, possède sa propre courbure et une position spécifique afin d'optimiser la réflexion et la concentration du flux solaire.
Le récepteur conserve la chaleur ainsi collectée grâce à un dispositif isolant composé de tubes peint en noir entourés d'une vitre entrainant un effet de serre.

Cette énergie thermique est transférée à un fluide caloporteur (huile, eau, sels fondus) qui peut atteindre 500 °C ; la chaleur peut être stockée.
Le stockage le plus abouti (au CEA-Liten aujourd'hui) consiste à faire passer le fluide caloporteur dans un réservoir thermique où il cède sa chaleur à des matériaux (lits de roches) qui la restituent dans le circuit en cas de passage nuageux ou la nuit.
Il existe peu de centrales de ce type [4] et elles ont des puissances inférieures à 15 MW.
En France Alba Nova 1 (située en Corse) est la première centrale solaire à miroirs de Fresnel de grande puissance avec 12 MW.

Centrale Alba nova

Les centrales à tour

Les centrales à tour à effet de concentration :

Dans une multitude de miroirs orientables (héliostats) suivent le soleil et concentrent l'énergie sur une chaudière unique contenant le fluide caloporteur et située en haut d'une tour.
Le facteur de concentration peut dépasser 1000, ce qui permet d'atteindre des températures de 600 à 1000 °C. L'énergie concentrée sur le receveur est ensuite soit directement génératrice de vapeur entraînant une turbine soit utilisée pour chauffer un fluide caloporteur envoyé dans une chaudière, la vapeur générée actionnant des turbines.

Des centrales industrielles ont été mises en service ces dernières années.

En Espagne (Séville), a été installée une centrale solaire à tour PS10 (en 2008) (115 m de haut), d'une capacité de 11 MW. Elle produit plus de 23 GWh (gigawatts.heure) d'électricité par an et fournit de l'électricité à 5 500 foyers ; c'est la première d'une série dans la même région, elle a été suivie de PS20 (en 2009) de capacité supérieure 22 MW (tour de 165 m de haut) dont le champ de miroirs atteint 85 ha avec de nouveaux aspects techniques conduisant à une meilleure captation du rayon incident.

Enfin, le 13 février 2014 vient d'entrer en service la plus grande centrale solaire thermique du monde, la centrale IVANPAH dans le désert de Mojave (Californie) ; elle est formée de 3 tours de 140 m de haut sur lesquelles 173 500 miroirs héliostats contrôlés par ordinateurs concentrent l'énergie solaire chauffant l'eau située dans les chaudières à 538 °C. La centrale aura une capacité de 392 MW.
L'ensemble occupe 14 km^2 de désert et fourni l'électricité pour 140 000 habitants. L'eau utilisée est en circuit fermé.

Centrales PS10 PS20

Centrale Ivanpah

En France, l'ancienne centrale à tour Thémis (Targasonne, Pyrénées orientales) a repris du service avec le projet PEGASE (EdF/CNRS : Production d'Electricité par turbine à GAz et Energie SolairE).
Ce projet a pour but la mise en place et l'expérimentation d'un prototype de centrale solaire à haut rendement basé sur un cycle hybride à gaz à haute température constitué d'un récepteur solaire à air pressurisé et d'une turbine à gaz de 2 MWe ; un appoint de chaleur par combustion permet de maintenir le fonctionnement de la turbine quelque soit l'ensoleillement.

Pour cela on a remis en état la centrale à tour : une centaine d'héliostats concentrent les rayons de soleil sur la tour de 101 m de haut, là où circule l'air comprimé qui entraîne une turbine partiellement assistée par une combustion de gaz afin d'augmenter la température et assurer la production d'électricité pendant les périodes de moindre ensoleillement.

Ce concept expérimenté représente l'un des types de centrale solaire de troisième génération.
Si l'on veut augmenter les rendements énergétiques, des voies sont ouvertes avec les composants des caloporteurs, l'optimisation des miroirs et du revêtement sélectif. On envisage ainsi un potentiel d'amélioration de 20 à 30 %.

Centrale Themis

Les centrales à tour à effet de cheminée :

Les rayons solaires ne sont plus ici concentrés sur un récepteur : l'air est chauffé par effet de serre par une surface de captage solaire formée d'une couverture transparente (verre, plastique) au centre de laquelle s'élève une tour très haute (voir figure 2).
L'air chauffé monte ainsi dans la tour ; la différence de température entre la partie basse et la partie haute de la tour provoque, par effet de convexion, un déplacement continu de l'air qui permet à des turbines (placées à la base de la tour) de produire de l'électricité.

Centrale Manzanares

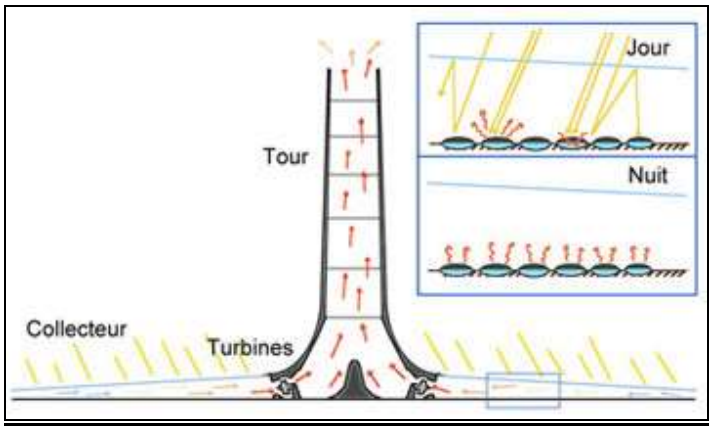


Figure 2 : Principe d'une centrale à effet de cheminée

Le principal avantage de ce système est qu'il peut fonctionner sans discontinuer en utilisant le rayonnement du soleil le jour et la chaleur emmagasinée dans le sol la nuit.
Un prototype de 194 m de haut, sur une surface de captation de 46 000 m^2, d'une puissance de 50 kW a fonctionné en Espagne (Manzanares) entre 1981 et 1989 il a été arrêté à cause d'un coût trop élevé du kilowatt-heure.

Aujourd'hui le projet le plus ambitieux est australien (projet Buronga) dans le désert de New South Wells. La tour atteindrait environ 1000 m et 70 m de diamètre, la surface occupée par la « serre » serait de 5 km^2 ; la puissance électrique attendue est de 200 MW mais ce projet qui aurait dû démarrer en 2010 se heurte à des problèmes de financement.

Les centrales à capteurs paraboliques

Dans ce type de centrale, une parabole s'orientant automatiquement concentre le rayonnement en son foyer qui est le récepteur du système : il s'agit le plus souvent d'une enceinte fermée contenant un gaz qui est monté en température par l'effet de concentration.

Cela actionne un moteur qui convertit l'énergie thermique en énergie mécanique

Aujourd'hui une seule centrale industrielle de ce type fonctionne (depuis 2010) la centrale de Maricopa (USA), elle a une puissance de 1,5 MW et deux sont en projet en Espagne.

Centrale de Maricopa

Le projet européen DESERTEC, lancé par des industriels Allemands le 13 Juillet 2009, doit utiliser cette filière : des dizaines de centrales solaires tout autour du SAHARA enverront une partie de leur électricité vers l'Europe.
La technologie sera classique : des séries de miroirs paraboliques capables de suivre la course du soleil concentrent la lumière vers une structure cylindrique échauffant un fluide jusqu'à 400° C.

La chaleur est alors transmise à un circuit d'eau transformé en vapeur et faisant tourner des turbines. L'électricité produite sera acheminée par des câbles enfouis dans le sol ou sous marin pour traverser la méditerranée.

Cette technologie de coût très élevé n'est pas adaptée à une production de masse, par contre c'est la seule qui puisse être mise en œuvre dans des sites isolés de petites tailles.

3. STOCKAGE

Le stockage d'énergie est un atout majeur de certaines technologies solaires thermodynamiques. Cela leur permet de fonctionner en continu. En effet une centrale solaire thermodynamique ne produit de l'électricité que lorsqu'il y a du soleil, le stockage permet donc à cette même centrale de produire pendant les périodes d'ensoleillement faibles ou nulles.

Plusieurs procédés de stockage peuvent être utilisés ; par exemple :

Le stockage à sels fondus : dans ce cas au lieu d'utiliser l'eau comme fluide caloporteur on utilise des sels fondus placés à l'intérieur d'un tube récepteur.
Le rayonnement concentré chauffe les sels fondus jusqu'à 550 °C qui sont ensuite stockés dans un réservoir. Quand c'est nécessaire les sels fondus chauds passent par un échangeur thermique pour fournir la vapeur nécessaire à la production d'électricité puis retournent dans le réservoir froid.
Le système à sels fondus a été utilisé pour la première fois dans une centrale de taille commerciale à la centrale de Gemasolar, en Espagne, (puissance 19,9 MW, entrée en service : octobre 2011) permettant le record de production d'électricité 24 heures sur 24 pendant 36 jours consécutifs.

Le stockage sur lit de roche : ce procédé (étudié au CEA) consiste à faire passer le fluide caloporteur dans un réservoir thermique vertical contenant un lit de roches (cailloux, galets) ; le fluide chauffe progressivement le lit de roches de haut en bas.
Le lit de roche conserve la chaleur pour la réinjecter dans le circuit en cas de passage nuageux ou la nuit.
Le fluide caloporteur qui sort froid du réservoir est ensuite renvoyé vers le récepteur pour être de nouveau chauffé. Cette capacité de chauffage permet un fonctionnement continu de la centrale.

4. CONCLUSION

L'énergie solaire thermique est aujourd'hui bien maîtrisée en termes technologiques et économiques et a l'avantage d'être propre, abondante et gratuite mais elle est intermittente puisqu'elle dépend de l'ensoleillement.

Pour le chauffage elle est stockée dans un cumulus mais l'appoint d'autres formes d'énergie est nécessaire pour les périodes climatiques les plus défavorables.

L'électricité produite grâce à l'énergie solaire thermodynamique devrait être compétitive économiquement face aux énergies fossiles d'ici 10 à 15 ans. La durée de vie d'une installation est estimée entre 25 et 40 ans ; certaines technologies de la concentration bénéficient déjà d'un retour d'expérience important.
La production d'électricité par centrale solaire thermodynamique a l'avantage, par rapport à celle produite par la filière photovoltaïque qui produit directement l'électricité, d'être moins saccadée du fait de l'inertie thermique du fluide chauffé.

De plus, des systèmes de stockage dynamique de la chaleur peuvent être intégrés aux installations prolongeant alors la génération d'électricité plusieurs heures après la disparition du rayonnement solaire.

Du point de vue du coût la centrale à parabole est de la filière la plus chère 10 à 14 Euros/We contre 2,8 à 3,5 pour le cylindro-parabolique et 3 à 4 pour les centrales à tour.

A titre d'exemple donnons la comparaison en termes de puissance et d'énergie électrique entre les trois filières éolienne, solaire thermodynamique et nucléaire, par unité productrice :

- une grande centrale éolienne récente : puissance = 5 MW, énergie = 16 GWh/an
- une centrale solaire thermodynamique type Andasol : puissance = 50 MW, énergie = 182 GWh/an
- un réacteur nucléaire de Flamanville : puissance = 1300 MW, énergie = 9000 GWh/an

Enfin l'utilisation de la chaleur résiduelle après génération électrique pour produire de l'eau dessalée ou du froid augmente l'intérêt des installations solaires thermodynamiques.

Bibliographie :

[1] CEA de la recherche à l'industrie, Clefs CEA n°49/50/51
[2] CEA jeunes : l'énergie (les docs des incollables)
[3] ADEME
[4] 13ème journées internationales de thermiques d'ALBI (Ecole des Mines), août 2007 *(un nouveau concept de centrale solaire thermodynamique basé sur un récepteur à lit fluidisé*. 12ème rencontres scientifiques de la région Centre
[5] Syndicat des énergies renouvelables (www.enr.fr)
[6] Deserteg.org
[7] Connaissance des Energies (CDE)

LE RADIUM

1. PRÉAMBULE

La découverte du radium par Pierre et Marie Curie (1898), initiée par les travaux d'Henri Becquerel sur la découverte de la radioactivité (1896), et la découverte des rayons X par Roentgen (1895), sont à l'origine de la radiochimie, de la radiologie et de la radiothérapie. Ce sont, à l'aube du XX^{ème} siècle, trois découvertes majeures dans le domaine des sciences et de la médecine.

Le radium a donc été LE radioisotope de la première moitié du XX^{ème} siècle.
Régulièrement, des campagnes de récupération des objets qui en contiennent, ou de recensement de sites concernés par son usage, ont encore lieu. Il fait régulièrement polémique dans la réhabilitation des sites miniers et dans l'usage des stériles de minerais d'uranium.

2. CARACTÉRISTIQUES DU RADIUM

Élément chimique de numéro atomique 88, famille des alcalino-terreux, le radium doit son nom à son fort rayonnement mis en évidence par le couple Curie.
Le radium se trouve dans les familles radioactives de l'uranium-238 (^{226}Ra) et du thorium-232 (^{224}Ra), radioéléments naturels présents sur la Terre depuis sa création. Tout comme le potassium-40, ils sont encore présents grâce à leur très longue période radioactive.

Le radium-226 est un radioélément naturel issu au cinquième rang d'une succession de transitions spontanées à partir de l'uranium-238 ; dans cette chaîne qui en comprend 15, il est lui-même le « père » de 9 éléments aboutissant au plomb-206 stable.
De ce fait, le radium n'existe pas à l'état pur car il se combine rapidement et se met à l'équilibre avec ses descendants, dont le premier d'entre eux est un gaz rare, le radon-222. On trouve le radium sous forme de sels (bromure, chlorure, sulfate).

Le radium pur est un émetteur alpha (4784 et 4602 keV[1]), et gamma de faible énergie (186 keV[1]). Sa période radioactive est de 1622 ans.
Il est fortement radiotoxique, particulièrement pour les os pour sa fixation liée à son comportement métabolique similaire au calcium et donc pour la moelle osseuse où se trouvent les tissus sanguiformateurs.
Son potentiel d'irradiation augmente fortement du fait du rayonnement gamma de forte énergie de ses descendants plomb-214 et bismuth-214. Sa constante gamma[2] est de 0,22 mSv/GBq à 1m.

Le radium a longtemps servi d'étalon de radioactivité. L'unité historique d'activité est le curie (Ci), correspondant à l'activité d'un gramme de radium-226, soit 37 milliards de désintégrations par seconde ; elle a été remplacée en 1985 par le becquerel (Bq), qui correspond à 1 désintégration par seconde ou 1 transition spontanée par seconde.

[1] keV : kilo électron-volt, unité exprimant l'énergie du rayonnement (1 keV = 1,6.10^{-16} J)

[2] La constante γ quantifie l'impact sur l'homme de la source de rayonnement γ en terme de débit de dose

3. HISTORIQUE

Après la découverte de la radioactivité par Becquerel, ce sont les travaux de Pierre et Marie Curie et de leur équipe qui ont conduit en 1898 à la découverte du polonium, puis du radium. Il leur faudra plus de 4 ans pour isoler 0,1 g de sels de radium (1902) en partant de plusieurs tonnes de pechblende, un des minerais d'uranium.
La difficulté de son extraction lui confère une valeur marchande très élevée ; en 1904, le gramme de radium vaut 750 000 francs–or.
Cette même année 1904, le prix Nobel de physique leur est attribué, partagé avec H. Becquerel.
En 1906, Pierre Curie meurt accidentellement et Marie poursuit ses travaux avec Gustave Bémont et Henri Debierne.
Le radium pur ne sera isolé qu'une seule fois par Marie Curie, tant est grande la difficulté de cette opération.

En médecine, dès 1908, on procède avec succès à des applications de radium sur des lésions cutanées. Le prix Nobel de chimie est attribué à Marie Curie en 1911.
Au nom de la science, les Curie ont refusé de déposer un brevet sur leur procédé; la production de radium est lancée dans plusieurs pays, principalement aux USA.

En 1921, Marie Curie, ne pouvant plus acheter ce radium pour ses travaux, se verra offrir un gramme par des femmes américaines (valeur du g : 100 000 $ soit environ 1,5 M€).

En 1923 la société belge Union Minière du Haut Katanga découvre des minerais riches au Zaïre, ce qui provoque la baisse des cours et donc une plus grande disponibilité.
Le radium sera le principal radioélément utilisé pendant la première moitié du XX^{ème} siècle, loin devant les autres radioéléments naturels, jusqu'à ce qu'on découvre l'intérêt de l'uranium.

4. PRODUCTION DU RADIUM

L'extraction du radium se fait par une longue succession d'opérations chimiques.
La première est l'attaque acide du minerai d'uranium broyé ; puis, par plusieurs phases de précipitations, cristallisations et purifications, on aboutit au radium sous forme de sels, principalement chlorure et bromure.

En France, le radium sera produit principalement par trois usines de traitement : la SCPC à Paris, l'usine Armet de Lisle à Nogent sur Marne, et l'usine H. de Rothschild à l'Isle St Denis.
Plusieurs établissements se spécialiseront dans le conditionnement et la distribution du radium comme l'usine Danne à Gif-sur-Yvette et la société Franco-Belge du Radium à Paris.
En 1939, 40 ans après sa découverte, le stock de radium français est estimé à 51 g (51 g = 51 Ci).

Produits contenant du radium
Société Franco-Belge de Radiothérapie

Paradoxalement, l'uranium était considéré comme présentant peu d'intérêt en regard du radium ; on sait aujourd'hui l'importance de ce métal, et le radium est devenu un sous-produit inutile.
En 1990, le potentiel radium résiduel est estimé à 120 Ci.

5. UTILISATIONS DU RADIUM

5.1. LE RADIUM MÉDICAL

C'est sans conteste l'utilisation la plus importante, la mieux maîtrisée, et aussi la plus justifiée. Elle est d'abord nommée radiumthérapie, puis curiethérapie, et finalement radiothérapie
Grâce à son conditionnement étalonné sous forme de tubes, d'aiguilles ou d'applicateurs, les radiologues puis les radiothérapeutes vont s'en servir avec succès pour le traitement des tumeurs cancéreuses et pour le traitement d'affections cutanées.

Les sels de radium sont scellés sous petits tubes de verre que l'on introduit dans des tubes de métal. Dès 1914, ce sont des tubes d'acier, puis vers 1920 des tubes de platine et d'or.
Les aiguilles sont chargées de 1 à 2 mg, les tubes de 5 à 10 mg, ceux ci pouvant être empilés dans des gaines pour augmenter la dose à délivrer.
Pour les affections cutanées, on se sert d'applicateurs où le sel de radium est conditionné à plat sous une pastille de monel ou inclus dans une céramique.
En recherche, on s'en servira pour stériliser des cultures de cellules.
On estime à 50 g le stock de radium médical.

5.2. LE RADIUM DANS L'INDUSTRIE

Les deux utilisations principales dans ce domaine sont les peintures radioluminescentes et les paratonnerres à tête ionisante.
Les sels de radium associés à du sulfure de zinc émettent une faible lumière continue par le phénomène de radiofluorescence.
Mélangés à un vernis, ils constituent une peinture qui, appliquée sur des cadrans, permet la vision nocturne.
Ainsi, dès les années 1910-1920, l'industrie horlogère va utiliser ces peintures pour enduire les aiguilles et les chiffres des cadrans de montres, de réveils et de pendules.
Les militaires, les avionneurs, les armateurs aussi vont utiliser cette particularité pour le balisage des instruments de navigation ou de balisage nocturne.
En 1924, aux USA, l'utilisation de ces peintures appliquées par des ouvrières avec des pinceaux affinés avec la bouche conduira à la mise en évidence d'une des premières maladies professionnelles, l'ostéosarcome de la mâchoire.
Utilisé jusqu'en 1966, le radium sera remplacé par le tritium.

Le principe du paratonnerre à tête ionisante est imaginé par Szilard, puis breveté en 1914. C'est en 1932 qu'apparaissent en France les premiers paratonnerres à tête ionisante.
Partant du phénomène d'ionisation des gaz, mis en évidence par Henri Becquerel, on équipe les paratonnerres de pastilles en céramique imprégnées, avant cuisson, de radium en solution acide.
L'ionisation créée dans l'air autour de la pointe par le rayonnement favorise la décharge électrique, et est supposée favoriser la décharge de foudre.
Le radium sera remplacé par l'américium-241 dans les années 1970. Mais la statistique ne montre pas de réel passage préférentiel de la foudre par cette méthode. La commercialisation de ces modèles est interdite depuis 1987[3].
On estime à 50 000 le nombre de paratonnerres ionisants vendus en France, dont quelques milliers hors métropole. Ils équipent la majorité des bâtiments publics, préfectures, hôpitaux, casernes, églises.

5.3. LES AUTRES USAGES

Sur le même principe d'ionisation des gaz, on s'est servi avec succès du radium (ionotron) pour éliminer les charges d'électricité statique sur les machines à rotation dans l'imprimerie, la papeterie et l'industrie textile, et pour équiper les premiers détecteurs de fumée.
Le radium a servi pendant de longues années comme source d'étalonnage grâce à ses émissions α, β, γ et à sa stabilité dans le temps relative à sa longue période.
Avant l'apparition dans les années 1950 des radionucléides artificiels, le radium a servi de source pour les premières radiographies industrielles (gammagraphies).

5.4. BILAN RADIUM

Il est difficile à établir car il n'y avait pas de comptabilité des matières avant 1950. Le bilan du radium commercialisé en France, toutes activités confondues, hors industrie minière, conduit à une estimation de 120 g, dont 50 g pour le médical, 50 g pour les paratonnerres et de 10 à 20 g pour les peintures et les sources diffuses.

6. LES DÉRIVES

[3] *Arrêté du 11/10/83, modifié 22/07/86*

Au cours des années 1920-1930, profitant de la réputation du radium dans le domaine médical, des fabricants de produits pharmaceutiques diffusent de nombreux produits dérivés du radium aux vertus quasi miraculeuses, non avérées médicalement.

C'est ainsi que vont apparaître les émanateurs de radon, des pommades, des compresses, des cataplasmes, des ampoules et même des potions buvables, de la laine pour layette et des compléments alimentaires pour le bétail !
Pendant longtemps, on vantera les mérites des eaux thermales radioactives.
Une des plus dramatiques dérives est celle de ce riche américain jeune et sportif qui pour améliorer ses performance absorba pendant plusieurs années une potion miracle qui causa sa mort.
Toutefois, beaucoup de ces produits dérivés s'avèreront peu ou pas chargés en radium.

7. L'ABANDON DU RADIUM

En 1934, Irène et Frédéric Joliot découvrent la radioactivité artificielle, qui montre qu'on peut créer des radionucléides non présents dans la nature, et reçoivent le prix Nobel de chimie en 1935.
Cette même année, E. Fermi et son équipe, puis O. Hahn en 1939, découvrent la fission des atomes lourds qui va conduire à la divergence de la première pile atomique par Fermi en 1942.
Parallèlement, Lawrence et Livingstone, en 1930 aux USA, inventent le cyclotron, accélérateur de particules pour bombarder des cibles et provoquer des réactions nucléaires.

Frédéric Joliot construit le premier cyclotron européen en 1939 au Collège de France.
Après la seconde guerre mondiale, la production de radionucléides artificiels s'intensifie grâce à ces découvertes, et on dispose dès lors d'un catalogue important de produits de fission et d'activation qui facilite leur commercialisation.

Progressivement, dès 1960, on abandonne le radium au profit de ces nouveaux radionucléides comme le cobalt-60, le césium-137, l'iode-131, l'iridium-192.
Cependant, de nombreux radiologues conserveront leur précieux radium pour des applications spécifiques.

8. LA COLLECTE DES OBJETS AU RADIUM

A la suite de l'abandon de l'usage du radium, les autorités se sont inquiétées du devenir de ces sources et ont mis en place une collecte du radium à usage médical dans un premier temps, puis de tous les objets au radium, y compris les paratonnerres.
C'est l'ANDRA (Agence Nationale pour la gestion des Déchets RadioActifs) qui est chargée de cette mission de collecte et de stockage.
Toutefois, cette mission a un coût qui pose le problème de son financement.

9. LES SITES POLLUÉS

Définition : site dont le sol ou les bâtiments ont été contaminés par une activité impliquant des substances radioactives, que celle-ci soit ou ait été exercée sur les sites en question ou au voisinage.

La mise en évidence d'une contamination des sols de plusieurs sites où a été manipulé le radium a conduit à l'établissement d'un inventaire des sites potentiellement pollués.
Cet inventaire est mené depuis 1996 par l'ANDRA, dans le cadre de ses missions, mis à jour et édité régulièrement.
Les principaux sites concernés sont :

- les établissements historiques de recherche : Institut du radium
- les usines et ateliers d'extraction et de concentration : Nogent-sur-Marne, Isle Saint Denis
- les ateliers de raffinage et de conditionnement : Gif-sur-Yvette
- les ateliers de fabrication et d'utilisation de peintures luminescentes : Beauchamp
- les sites miniers

Les déchets induits par l'assainissement de ces sites sont en règle générale de faible ou de très faible activité, mais les volumes concernés peuvent être importants.

10. LE STOCKAGE DES DÉCHETS RADIFÈRES

C'est une mission qui revient à l'ANDRA pour ce qui concerne les objets et les terres issues de l'assainissement. Les résidus miniers ne sont pas inclus.
Un des problèmes du stockage de ces déchets concerne la maîtrise des rejets du gaz radon, bien que celui-ci soit présent partout dans notre environnement, à des concentrations variables selon son degré de confinement.
Certains scientifiques avaient pensé que l'on pourrait valoriser le radium sous certaines de ses formes, mais cette idée n'a pas eu de suite.

11. CONCLUSION

Après avoir connu plus de 50 années de reconnaissance et même de prestige, après avoir été pendant un temps la matière la plus chère du monde, jusqu'à 200 000 fois plus cher que l'or, le radium est aujourd'hui un élément tombé en désuétude, dont l'utilité n'est plus reconnue, soumis à une élimination pour laquelle il faut payer.
Il fait pourtant partie de la grande histoire française de la radioactivité et de ses applications tant médicales qu'industrielles.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

ORGANISATION MISE EN PLACE POUR LES ENTREPRISES PRESTATAIRES DE LA MAINTENANCE DU PARC NUCLÉAIRE FRANCAIS

1. PRÉAMBULE

Les donneurs d'ordre du nucléaire en France (EDF, AREVA, CEA….) font appel pour de multiples raisons à des entreprises prestataires spécialisées pour réaliser certains travaux de maintenance, des travaux d'intervention ou des travaux mettant en œuvre des appareils émettant des rayonnements ionisants.

Le Code du Travail (art R 4451-122/123/124) indique que les entreprises qui assurent ces travaux, dont la liste est établie par arrêté, ne peuvent les réaliser qu'après avoir obtenu un certificat de qualification justifiant de leur capacité à accomplir ces travaux sous rayonnements ionisants.
L'objet de cette fiche qui a été extraite de la note d'information « Les entreprises prestataires de la maintenance du parc nucléaire » (Réf. 1) est de présenter les modalités d'organisation qu'EDF, en tant que principal donneur d'ordre national, a mis en place pour entretenir le parc nucléaire français.

Dès le démarrage de son programme nucléaire, EDF a fait le choix de confier à des entreprises extérieures la majeure partie des interventions saisonnières en arrêt de tranche.
Elles sont aujourd'hui des partenaires et acteurs incontournables de la maintenance des centrales nucléaires. Le professionnalisme, la capacité de mobilisation et les compétences spécialisées de ces entreprises sont la garantie d'une maintenance de qualité.
En matière de prévention, l'entreprise applique exactement le même régime aux intervenants extérieurs qu'à ses propres salariés de maintenance. Tous sont donc soumis aux mêmes conditions d'intervention, bénéficient d'une même protection vis-à-vis des risques, de formations identiques et d'un même suivi médical, quel que soit leur statut.

2. LE RECOURS À DES PRESTATAIRES EXTÉRIEURS : UN CHOIX INDUSTRIEL

Si un réacteur nucléaire fonctionne en continu, il est nécessaire de l'arrêter tous les 12 ou 18 mois (selon le type de réacteur) pour recharger son combustible et réaliser la maintenance de toutes les installations.
Il existe trois types d'arrêts programmés :

- l'arrêt pour simple rechargement (ASR) du combustible
- la visite partielle (VP) consacrée à la fois au rechargement du combustible et à un important programme périodique de maintenance
- la visite décennale (VD) qui inclut, en plus du programme de la VP, des contrôles approfondis et réglementaires des principaux composants que sont la cuve du réacteur, le circuit primaire et l'enceinte du bâtiment réacteur

Chaque année, quelque 20 000 salariés extérieurs sont ainsi mobilisés pour ces travaux dont 17 500 interviennent en zone nucléaire. Ils travaillent aux côtés des 9 500 salariés d'EDF qui assurent la maintenance quotidienne des unités en fonctionnement, la préparation, le pilotage et la vérification de la bonne exécution des interventions durant les arrêts programmés pour maintenance.

2.1. L'APPEL À LA SOUS-TRAITANCE RÉPOND À PLUSIEURS BESOINS

– Le recours à des compétences pointues et rares
Les opérations de maintenance réalisées lors des arrêts de réacteur font appel à des compétences rares dans des métiers tels que la chaudronnerie, la robinetterie, la réparation, l'expertise.
Seuls des constructeurs et des entreprises spécialisées, peuvent mettre à disposition ces compétences spécialisées, acquises et entretenues en permanence.

Ceci ne s'oppose pas cependant à ce qu'une part minoritaire de ces opérations puisse être dans certains cas réalisée par des équipes dédiées EDF. Garder une part de maîtrise d'œuvre permet en effet de garantir que les compétences permettant à EDF d'exercer sa responsabilité de maîtrise d'ouvrage (rédaction des cahiers des charges, définition et mise en œuvre des programmes de surveillance, notamment) sont bien entretenues et pérennisées.

EDF a fait historiquement ce choix pour des interventions spécialisées telles que la maintenance sur site des groupes de moto-pompes primaires, la maintenance sur site des groupes diesel de secours, les épreuves hydrauliques du circuit primaire principal, la maintenance du groupe turbo-alternateur et la maintenance des soupapes de sécurité des pressuriseurs.
Plus récemment, un risque de perte de maîtrise a été identifié dans certains domaines sensibles tels que la maintenance sur site de la robinetterie ou les opérations de soudage-chaudronnerie. EDF a donc décidé de réinternaliser une partie de ces activités.
Une force de 200 robinetiers est ainsi en cours de gréement et les études sont en cours pour étendre ces dispositions aux activités de chaudronnerie-soudage.

– La forte saisonnalité des arrêts de tranches et donc le besoin d'absorber les pics de charge
Les arrêts de réacteurs sont réalisés pour la plupart, sur une période de 8 mois, entre mars et octobre, période pendant laquelle la demande en électricité est la moins forte.
Cette saisonnalité demande, dans des délais courts, un apport très important de main d'œuvre qualifiée.
Ainsi, une visite décennale nécessite l'intervention de plus de 1000 salariés dans les différents métiers.
Seules des entreprises spécialisées peuvent mobiliser très rapidement les compétences nécessaires pour répondre à ce challenge mais aussi leur proposer, en dehors de cette période de travail pour EDF, des missions dans d'autres entreprises.

– L'appel à une main d'œuvre spécialisée hors et en arrêt de tranche
EDF ne sous-traite pas, en effet, à des « salariés prestataires » mais à des entreprises prestataires.

Pour exercer leurs activités, investir dans la formation de leur personnel au bénéfice de la sûreté tout en ayant une activité leur assurant un minimum de rentabilité, ces entreprises ont besoin de visibilité, de contrats longs, mais aussi d'une certaine forme de lissage de leur activité, faute de quoi le personnel formé et professionnalisé pourrait être en sous-activité importante en dehors des arrêts de tranches.
Leur confier à la fois un certain volume de l'activité tranche en marche et la préparation des activités d'arrêts permet de répondre en partie à cette problématique.
Par ailleurs, le fait que les entreprises disposent de salariés présents avec les techniciens EDF, est particulièrement utile durant les phases d'arrêt de tranche pour un travail fluide et de qualité, au bénéfice des entreprises, d'EDF et de la sûreté des installations.

Ces liens sont particulièrement importants lorsque les activités sont en interface avec le pilotage des arrêts de tranche, ce qui est notamment le cas pour les activités de logistique.
Les opérations de logistique en zone contrôlée, en effet, font appel à des entreprises spécialisées présentes sur les sites et dont les équipes sont renforcées pendant les périodes d'arrêt de tranche.
Ces opérations consistent principalement à préparer la logistique des chantiers, avant que les autres corps de métier n'interviennent. Elles comprennent des activités comme le nettoyage, la décontamination, le montage et démontage d'échafaudage, la pose et la dépose de calorifuges.

Pour ce qui concerne l'ingénierie, le cœur de métier est constitué par les activités d'ingénierie et de maîtrise d'ouvrage qui se déclinent en études, prescription, surveillance et coordination des réalisations.
Une certaine sous-traitance de complément existe pour ces activités, essentiellement pour renforcer des équipes lors des arrêts de tranche (y compris leurs préparations et leurs bilans).
Les autres activités et en particulier celles de montage sont systématiquement confiées à des entreprises spécialisées.

3. UN PROCESSUS DE SÉLECTION ET D'HOMOLOGATION RIGOUREUX

Le système d'homologation des entreprises s'appuie sur plusieurs domaines de qualification dont :

- la compétence technique
- l'organisation de la qualité
- la prise en compte de la sûreté, de la sécurité, de la radioprotection
- le retour d'expérience sur les prestations confiées

En 2010, cette qualification concernait 500 entreprises.

Une certification pour travailler en zone nucléaire
Depuis janvier 2001, la réglementation impose à toutes les entreprises prestataires travaillant régulièrement sur les installations, en zone nucléaire, d'avoir obtenu la certification **CEFRI « E** » (Comité français de certification des Entreprises pour la Formation et le suivi des personnes travaillant sous Rayonnements Ionisants) qui inclue une exigence de management de la radioprotection (Réf 2).

Cette volonté de disposer de toutes les garanties montrant que les salariés remplissent toutes les conditions de travail en zone nucléaire a été étendue aux ETT (Entreprises de Travail Temporaire).
Ces entreprises doivent avoir obtenu la certification **CEFRI "I"** ainsi que le label appelé « Charte M » qui atteste que les intérimaires disposent de la qualification, de l'expérience professionnelle et de la formation nécessaires pour intervenir en centrale nucléaire (Réf 3).

La surveillance des niveaux de sous-traitance
Certaines grandes entreprises prestataires font elles-mêmes appel à des sous-traitants, essentiellement pour répondre à des chantiers complexes qui demandent de rassembler des compétences très spécifiques.
C'est notamment le cas des prestations intégrées qui demandent de rassembler des corps de métiers différents. Il s'agit d'une sous-traitance appelée « en cascade ».
Une entreprise prestataire qui souhaite confier une activité à un sous-traitant doit auparavant demander l'autorisation. Elle doit être reconnue apte à sous-traiter, à répercuter l'intégralité des exigences et à effectuer les contrôles de ses sous-traitants.

4. UN CURSUS DE FORMATION OBLIGATOIRE POUR LES SALARIÉS

Des formations adaptées
Avant de travailler dans une centrale nucléaire, quel que soit son métier, tout intervenant extérieur bénéficie d'un cursus de trois – pour certains de quatre – formations obligatoires, adaptées aux interventions qu'il aura à mener, le formant aux règles de l'assurance qualité, de la sûreté et de la radioprotection :

- **une formation à la prévention des risques et à la radioprotection** de cinq jours qui concerne, depuis 1993, l'ensemble des intervenants travaillant en zone contrôlée. Une remise à niveau est obligatoire tous les 3 ans (Réf 4 et 5).
- **une formation "Habilitation Nucléaire"**, d'un à deux jours, exigée depuis 1984 pour toute personne organisant, contrôlant ou exerçant des activités dites « à qualité surveillée », qualification donnée à de nombreuses activités techniques en centrale nucléaire.
- **une formation "Qualité Sûreté Prestataires" (QSP)** de 5 jours est obligatoire depuis 1992 pour tout intervenant travaillant sur du matériel important pour la sûreté (appelé IPS) et dans un environnement proche. Cette formation est valide trois ans. Un stage de recyclage est réalisé sur trois jours.
- **une formation de perfectionnement en radioprotection** destinée aux personnels encadrant des intervenants ou à toutes les personnes qui interviennent dans les métiers sensibles de la radioprotection.
- Ces formations et le contrôle des connaissances associé, sont réalisés par une vingtaine d'organismes de formation extérieurs à EDF ; ils sont certifiés par le Comité français de certification des Entreprises pour la Formation et le suivi des personnes travaillant sous Rayonnements Ionisants (CEFRI) (Réf 4 et 5).

5. RADIOPROTECTION ET SÉCURITÉ : MÊMES CONDITIONS POUR TOUS

Sur les sites nucléaires d'EDF, tous les intervenants, qu'ils soient salariés d'entreprises extérieures ou d'EDF, disposent des mêmes conditions de travail.
Les différences d'exposition aux rayonnements ionisants sont naturellement liées au métier exercé et non pas au statut des salariés. Ainsi, les salariés de maintenance d'EDF et salariés extérieurs bénéficient des mêmes conditions de radioprotection et de suivi médical et sont soumis aux mêmes exigences de préparation, de prévention et de contrôle. Ils sont formés et bénéficient d'informations similaires sur les risques encourus.

Un suivi étroit des chantiers
D'ores et déjà, la certification CEFRI des entreprises constitue une garantie que les entreprises prestataires ont bien pris en compte les enjeux de radioprotection et qu'elles ont intégré la nécessité d'une analyse préalable des conditions d'intervention.

- sur les chantiers, chaque intervenant reçoit un dosimètre électronique dont le port est obligatoire – ce que vérifie le chargé de surveillance des travaux. Les appareils sont collectés et contrôlés à chaque sortie de zone
- les portiques de contrôle de la radioprotection (appelés C1 et C2), installés en sortie de zone nucléaire, et le portique dit « C3 » placé en sortie de site, constituent une chaîne complète de contrôle pour s'assurer de l'absence de contamination externe corporelle et vestimentaire des intervenants
- le contrôle anthropogammamétrique, obligatoire pour tous les salariés qui arrivent et qui quittent une centrale nucléaire, vérifie l'absence de contamination interne

Tous les mois, l'IRSN (Institut de radioprotection et de Sûreté Nucléaire) collecte, analyse et archive le relevé des dosimètres passifs de chaque intervenant ; ce relevé est transmis au Médecin de Travail de l'employeur.

L'exploitant fournit aux entreprises, y compris celles de travail temporaire, un accès à la dosimétrie active de leurs salariés pour mieux planifier leurs interventions et disposer rapidement d'alertes.

Enfin, dans le cadre de la Charte de progrès et de développement durable, EDF et les entreprises prestataires ont mis en œuvre un plan d'actions visant à mieux organiser les chantiers, recenser de façon détaillée toutes les sources de rayonnement, développer des outils de protection supplémentaires, et enfin, développer une meilleure rotation entre les interventions en zone contrôlée et zone non contrôlée.

Dosimétrie
La réglementation française en vigueur depuis 2005 fixe la limite annuelle réglementaire à ne pas dépasser à 20 mSv sur 12 mois glissants pour tous les travailleurs du nucléaire.
[NB : Le millisievert (mSv) est l'unité qui permet de mesurer l'effet d'un rayonnement ionisant sur une partie du corps humain ou sa totalité. La dose naturelle moyenne en France est de 2,4 mSv].

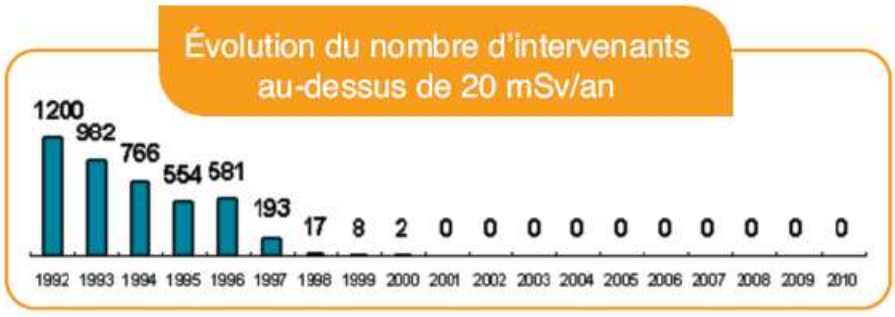
La dose moyenne annuelle par intervenant (EDF et prestataire) est inférieure au dixième de la limite annuelle réglementaire (1,19 mSv en 2010).

La réglementation française est ainsi plus sévère que les recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) qui depuis 1990 fixe cette limite à 100 mSv sur 5 ans, et qui est celle reprise par la directive européenne (Euratom 96/29).
L'objectif que s'est fixé EDF est qu'aucun intervenant ne dépasse 16 mSv par an. Dès que la dosimétrie d'un intervenant atteint 16 mSv, un dispositif de concertation est déclenché.
En accord avec son employeur et le médecin du travail, le salarié se voit proposer des travaux moins exposés

Les résultats positifs des actions pour réduire la dosimétrie

Ces efforts engagés par EDF, et partagés par les entreprises prestataires, se sont traduits par une réduction notable et régulière de la dosimétrie individuelle et collective.

Depuis 2001, aucune personne n'a dépassé les 20 mSv/an, et depuis 2004, aucune n'a dépassé 18 mSv/an.



Dosimétrie par métier (EDF et prestataires) en mSv
Les métiers repérés comme les plus exposés aux rayonnements ionisants (calorifugeurs, soudeurs, mécaniciens et personnel de logistique nucléaire) font l'objet d'un suivi particulier pour abaisser leur dosimétrie. En 2009, parmi ces spécialités 10 personnes avaient dépassé le seuil de 16 mSv.
En 2010, parmi ces spécialités, 3 personnes ont dépassé le seuil de 16 mSv tout en restant inférieur à 18 mSv donc en dessous du seuil réglementaire fixé à 20 mSv.

Dosimétrie par métier (EDF et prestataires) en mSv
En considérant les catégories : Calorifugeur, Soudeur qualité, Mécanique-chaudronnerie ; Contrôle technique-inspection ; Electricité-automatisme - Servitude-échafaudage

Spécialités \ Année	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	Remarques
Calorifugeur	55,86	454,32	53,84	53,60	53,31	53,09	53,20	2,88	
Base 100 en 2003	100	74	66	61	56	53	55	49	Baisse continue ; facteur #2
Soudeur qualité	53,08	452,65	52,75	52,32	51,77	51,86	51,89	1,68	
Base 100 en 2003	100	86	89	75	57	60	61	55	Baisse continue ; facteur #2
Mécanique, chaudronnerie	52,93	452,48	52,47	52,22	52,08	52,09	51,94	1,61	
Base 100 en 2003	100	85	84	76	71	71	66	55	Baisse continue ; facteur #2
Contrôle technique, inspection	52,01	451,85	51,99	52,03	51,95	52,12	51,99	1,79	Quasi - constant
Electricité, automatisme	50,87	450,89	51,03	50,86	51,01	51,05	51,03	0,92	Quasi - constant

Le tableau montre qu'entre 2003 et 2010, les doses prises par les métiers des agents EDF (contrôle technique & inspection, électricité & automatisme) sont quasiment stables, tandis que celles des métiers sous-traités (calorifugeage, soudage, mécanique & chaudronnerie) ont diminué de moitié.

Des mesures particulières pour les intérimaires et les contrats à durée déterminée

La radioprotection des travailleurs intérimaires et sous contrat à durée déterminée (CDD), qui représentent 16 % des intervenants extérieurs, a été considérablement renforcée :

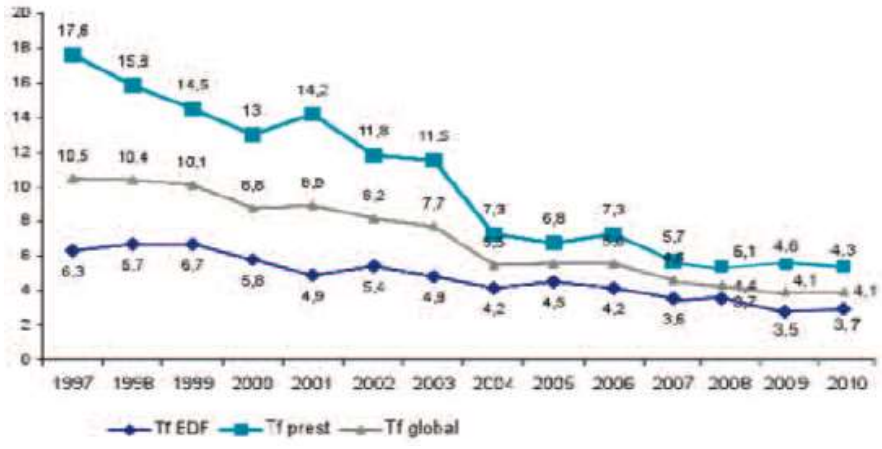
- ces travailleurs ne sont plus autorisés à intervenir en zone « orange », zone où le débit de dose est supérieur à 2 mSv / heure,
- ils bénéficient également d'une disposition particulière appelée « Pro rata temporis » qui fixe une limite de dose proportionnelle à la durée du contrat de travail. Grâce à cette obligation, la dosimétrie déjà reçue par un intérimaire n'a pas d'influence sur la dose qu'il peut encore recevoir lors d'un nouveau contrat. Ceci supprime donc la possibilité d'une discrimination par la dose reçue.

Les intervenants sous contrats à durée de chantier (CDC), ayant moins de 6 mois d'ancienneté dans leur entreprise, sont soumis aux mêmes règles (interdiction d'accès aux zones « orange » que les travailleurs intérimaires ou en contrat à durée déterminé.

La sécurité classique en constante progression

Des efforts constants de prévention des risques ont permis de diminuer régulièrement le taux de fréquence des accidents du travail qui est passé de 14,3 accidents par millions d'heures travaillées en 1992 à 4,1 en 2010 pour l'ensemble du personnel travaillant sur les centrales nucléaires.

Mais alors qu'entre 1997 et 2010 le graphique montre une diminution d'un facteur 1,8 pour les salariés d'EDF, la chute est spectaculaire pour les entreprises prestataires (facteur 4).



Le ratio des accidents prestataire/EDF est tombé de 2,8 en 1997 à 1,2 ces dernières années.
La majorité des accidents constatés est due à des chutes de plain-pied, à des chocs ou à des douleurs liées à des opérations de manutention. Très peu d'accidents sont liés aux risques industriels (telles que des brûlures provoquées par la vapeur, des électrocutions, etc.).

Cette amélioration des résultats depuis dix ans est le fruit de nombreuses actions de formation à la prévention des risques et de sensibilisation des intervenants, mais aussi de mesures prises par EDF et les entreprises sur les chantiers.

La présente politique est conforme aux dispositions d'encadrement de la sous-traitance imposée par le Gouvernement.

6. BIBLIOGRAPHIE

Ref 1 : Note d'information de mai 2011 « Les entreprises prestataires de la maintenance du parc nucléaire » ; http://energie.edf.com/fichiers/fckeditor/Commun/En_Direct_Centrales/Nucleaire/General/Notes_Info/note_entreprise_prestataire_2011.pdf

Références accessibles via http://www.cefri.fr :
Ref 2 : SPE-E-0400 indice 18 du 15/12/2010 Spécifications « E » du CEFRI concernant les entreprises employant du personnel de Cat. A ou B travaillant dans les installations nucléaires

Ref 3 : SPE-I-0401 indice 9 : Spécification "I" du CEFRI concernant les entreprises de travail temporaire mettant à disposition du personnel de catégorie A ou B travaillant dans les Installations Nucléaires

Ref 4 : REG-C-0206 indice 10 : Cahier des charges du CEFRI pour la formation du personnel de catégorie A ou B travaillant dans les Installations Nucléaires

Ref 5 : SPE-F-0402 indice 17 : Spécification "F" du CEFRI concernant les organismes de formation à la prévention des risques du personnel de catégorie A ou B travaillant dans les Installations Nucléaires

ANNEXE
Quelques chiffres de l'année 2010

Les emplois

- **9 500 salariés** d'EDF en charge de la maintenance, sur **23 000** travaillant pour la division production nucléaire et la division ingénierie nucléaire d'EDF.
- près de **20 000 intervenants** extérieurs dont **17 500 travaillant** en zone nucléaire contrôlée.
- les **salariés étrangers** représentent 6% des salariés prestataires.

La formation
340 000 heures dispensées en formations obligatoires par 20 organismes certifiés ou agréés.

Durée des arrêts de tranche
3 à 6 semaines par chantier entre mars et octobre

Les entreprises prestataires
Les industriels
6 grands groupes nationaux réalisent 60% du chiffre d'affaires de la maintenance sous-traitée : Alstom, Areva, Bouygues, Suez, Vinci, Groupe Onet.

Les principales entreprises de travail temporaire
Adecco, Adia, Crit Interim, Manpower, Onepi, VediorBis.

Les entreprises étrangères intervenant nationalement sur le parc
Westinghouse, Siemens.

Les entreprises sélectionnées par EDF
Près de 500 entreprises de service sont qualifiées pour répondre aux appels d'offre. Chaque année, de nouvelles entreprises sont qualifiées et quelques retraits de qualification ont lieu.

GAENA
(ex GASN)

Fiche 40 A (Présentation) 30 juin 2010

QU'EST CE QUE LA BIOMASSE ?

La biomasse est l'ensemble des matières organiques non fossiles, issues du vivant, d'origine végétale ou animale.
Elle peut être utilisée sous forme d'énergie (bois énergie, biogaz, biocarburant) ou sous forme de compost pour amender les terres agricoles.
La biomasse provient, soit de cultures spécifiques (oléagineux), soit de résidus divers agricoles, forestiers, industriels et ménagers.

La biomasse ne sera considérée comme une source d'énergie renouvelable que si on la laisse se régénérer dans les mêmes proportions qu'elle est utilisée.

La biomasse énergie
La biomasse énergie est la biomasse utilisée à des fins énergétiques. On va la retrouver sous forme de chaleur par combustion directe (bois énergie), de biogaz et de biocarburant.

La filière « *Bois énergie* » a été la première source énergétique du monde. Elle constitue encore actuellement près de 14 % des ressources énergétiques mondiales

Exploitation de la biomasse forestière :
Photo Colloque biomasse énergie Canada

Le biogaz est extrait de la biomasse

- soit par méthanisation de déchets fermentescibles provenant essentiellement des ordures ménagères, des déchets de l'industrie alimentaire, des déchets verts
- soit par gazéification qui est le résultat d'une précombustion incomplète du bois en présence d'un mélange de vapeur d'eau et d'oxygène.

Le biocarburant est un combustible liquide obtenu à partir de végétaux, qu'ils soient cultivés ou non. Il existe trois générations de carburant, la première génération correspond essentiellement aux biocarburants actuels avec :

- la filière alcool (bioéthanol et biobuthanol additif dans l'essence E85, l'ETBE utilisé en remplacement du plomb
- la filière huile avec les biodiesels obtenus par pressage des graines d'oléagineux, tournesol, colza, soja, palme, etc.

La deuxième génération est basée sur la transformation de la lignine et de la cellulose des plantes en sucre grâce aux enzymes produits par une bactérie. Cette filière permet de transformer en alcool de nombreux résidus non encore exploités (bois, paille, etc.).

La troisième génération fait l'objet de recherche sur des algues très riches en huile (algocarburant).

Biomasse hydrogène
La biomasse est également une source importante d'hydrogène. Actuellement il est obtenu par gazéification du bois à haute température. Il existe également d'autres axes de recherche, dont le principe repose sur la photo fermentation. C'est l'utilisation de bactéries et de micro algues en présence de lumière.

Bilan
La raréfaction des énergies fossiles fait que l'avenir se tourne vers la valorisation énergétique de la biomasse. Dans l'émission des gaz à effet de serre elle constitue un bilan équilibrée puisqu'elle ne restitue en CO2 que ce qu'elle a absorbé. Si les performances des biocarburants de première génération apportent un bilan mitigé, l'utilisation de la lignine des plantes, la culture de plantes spécifiques n'interférant pas avec la production alimentaire et l'utilisation de bactéries pour la transformation de la matière première sont des filières prometteuses pour l'avenir qui repose toutefois sur une gestion équilibrée de la biomasse.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 40 Ind. 1 du 30 juin 2010

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

QU'EST-CE QUE LA BIOMASSE ?

La biomasse regroupe l'ensemble des matières organiques non fossiles, issues du vivant d'origine végétale ou animale. Elle peut être utilisée soit sous forme d'énergie (bois énergie, biogaz, biocarburant) [1] soit sous forme de compost pour amender les terres agricoles.
Cette matière organique provient plus ou moins directement des plantes qui, par l'intermédiaire de la chlorophylle et de la photosynthèse, captent et stockent l'énergie solaire. Par opposition aux combustibles fossiles qui ne peuvent être transformés en énergie utilisable qu'après plusieurs centaines de milliers d'années, la biomasse peut être utilisée immédiatement et en continu si elle est bien gérée.

1. ORIGINE DE LA BIOMASSE

Elle provient essentiellement, soit de cultures spécifiques (oléagineux), soit de résidus et de cultures agricoles (paille, maïs, canne à sucre…), de déchets végétaux du secteur forestier (élagage et nettoyage des forêts…), des déchets industriels (scieries, papeteries…) et autres déchets industriels, ménagers et agricoles (ordures ménagères, fumiers …).
La biomasse ne sera considérée comme une source d'énergie renouvelable que si elle se régénère dans les mêmes proportions qu'elle est utilisée.

2. LA BIOMASSE-ÉNERGIE

La biomasse énergie est la biomasse utilisée à des fins énergétiques. On va la retrouver sous forme de chaleur par combustion directe (bois énergie), de biogaz et de biocarburant.

2.1. BOIS ÉNERGIE

La filière « Bois énergie » a été la première source énergétique du monde. Elle constitue encore actuellement près de 14 % des ressources énergétiques mondiales [2]. Le bois comme source de chauffage est utilisé chez les particuliers dans les poêles et les chaudières et dans les chaufferies des ensembles industriels ou d'habitats [3] collectifs. On le trouve sous forme de bûches traditionnelles, de granulés (recomposition de la sciure et de copeaux) et de bois déchiqueté propre en petits morceaux ou plaquettes.
Les inconvénients sont essentiellement liés à l'émission de particules fines.
Le tableau ci-dessous compare les émissions polluantes du bois avec les combustibles les plus courants, mazout et gaz naturel. Les valeurs sont données en mg/MJ (1 Joule = 0,240 calorie).

Combustible	SO_2	NOx	COV	CO	CO_2	Poussières
Mazout	140	40	10	50	7 800	5
Gaz naturel	0 (*)	40	5	50	5 200	0
Bûches	10	42	9	366	0 (**)	100 à 200
Copeaux	10	10	2	100	0 (*)	15 à 30

SO2 Dioxyde de soufre, NOx Oxyde d'azote, COV Composés organiques volatils,
CO Monoxyde de carbone, CO2 Dioxyde de carbone

Remarques :
(*) Les gaz naturels contenant du soufre sont en général désoufrés à la production
(**) Pour les bûches et les copeaux l'émission de CO_2 est prise à zéro car on considère que le CO_2 rejeté correspond au CO_2 absorbé.

[1] *Bien que les gaz lorsqu'ils sont utilisés dans les moteurs soient aussi des carburants, on réservera le nom de biocarburants aux composés liquides*

[2] *On associe au bois la combustion du fumier*

[3] *Techniques surtout développées dans les pays nordiques (Finlande, Canada)*

Cette énergie est une bonne valorisation des chablis résultant des dernières tempêtes. Dix stères de plaquettes de bois ou 4m^3 de granulés de bois équivalent à 900 litres de fioul.

2.2. BIOGAZ

Le biogaz est extrait de la biomasse de deux façons :

- par méthanisation de déchets fermentescibles
- par gazéification

La **méthanisation** c'est la décomposition anaérobie (réaction en l'absence d'oxygène) de produits organiques. Ces produits proviennent pour une grande part, des ordures ménagères, des déchets de l'industrie alimentaire, des déchets verts, des boues des stations d'épuration, des graisses, des déjections animales lisier et fumier. Suivant sa provenance, le biogaz est constitué de :

60 à 68 % de Méthane (CH_4)
26 à 33 % de Dioxyde de Carbone (CO_2)
1 % Azote (N)
5 à 6% d'eau (H_2O)

À volume égal il produit 2 fois moins de calories que le gaz naturel.

La **gazéification** est basée sur une précombustion incomplète du bois qui conduit à un gaz composé :

- à 40 % d'oxyde de Carbone[4] (CO) et d'hydrogène, qui constituent le gaz combustible pouvant être utilisé dans un moteur
- à 50 % d'azote (N_2) et de gaz carbonique, mélange incombustible
- de nitrogènes, de goudrons et de cendres formées lors de la pyrolyse (décomposition chimique par chauffage) du bois

La gazéification du bois s'obtient en présence d'un mélange de vapeur d'eau et d'oxygène.
Ce procédé, réalisé dans un Gazogène[5] à faible température et faible pression, conduit à un gaz pauvre à faible pouvoir calorifique. Le rendement machine ne dépasse pas 15 % (> 40 % pour un diesel actuel).
Les procédés modernes de gazéification à l'oxygène à haute température et haute pression conduisent, après épuration à un gaz propre et plus énergétique utilisé pour la production d'électricité. Mais cela nécessite un contrôle du processus de gazéification complexe et des investissements onéreux.

2.3. BIOCARBURANTS

On appelle biocarburant un combustible liquide obtenu à partir de végétaux, qu'ils soient cultivés ou non.
On distinguera 3 générations :

- les biocarburants de 1ère génération (agrocarburant) qui correspondent essentiellement aux biocarburants actuels
- les biocarburants de 2ème génération, génération qui est un axe de recherche pour l'utilisation de la lignine et de la cellulose des végétaux
- les biocarburants de 3ème génération (algocarburant), carburants fabriqués à partir de micro algues

2.3.1. Les biocarburants de première génération.

Il existe deux filières :

- la filière alcool qui fournit des additifs à l'essence actuelle
- la filière huile et dérivés qui conduit au biodiesel

La filière alcool
Cette fabrication se fait à partir de la biomasse riche en sucre et en amidon tels que la canne à sucre, la betterave sucrière, le maïs, le blé.

[4] Oxyde de Carbone est un gaz dangereux dans un local clos et à l'origine de nombreux accidents en période hivernale dus au mauvais fonctionnement des poêles à bois

[5] Le principe du gazogène a été inventé en 1801par le Français LEBON. Il s'est surtout développé en période de pénurie

On trouve :

- le **bioéthanol** qui est obtenu par fermentation du sucre réalisée par des levures. Ce carburant peut remplacer totalement l'essence; il est plus couramment employé comme additif (E85)
- le **biobutanol** obtenu par fermentation du sucre par une bactérie (fermentation acétonobutylique). Il a une valeur énergétique plus élevée que l'éthanol et s'avère également être moins corrosif. C'est également un additif à l'essence comme l'E85
- l'**ETBE** (ethyl-tertio-butyl-éther) n'est pas, à proprement dit un carburant. C'est un dérivé de l'éthanol qui est utilisé comme additif à l'essence en remplacement du plomb
- le **méthanol** dit alcool de bois, pour sa part ne provient pas du sucre. Il est obtenu essentiellement à partir du méthane et d'une succession de réactions chimiques en présence de catalyseurs. Mélangé à l'essence et au protoxyde d'azote c'est un carburant très puissant utilisé dans les moteurs suralimentés et l'aéromodélisme. Cependant c'est un composant très toxique pour l'homme

Le tableau ci-dessous donne comparativement la densité d'énergie fournie par chaque type de carburant.

Carburant	Essence	Fioul	Butanol	Ethanol	Méthanol
Densité d'énergie (MJ/L)	32	36	29,2	19,6	16

1 MJ = 238.84kcal

La filière huile
Les huiles sont obtenues par pressage des graines d'oléagineux, tournesol, colza, soja, palme, etc.
En France l'essentiel de la production provient du colza. Le biodiesel est obtenu soit par transestérification par un alcool (méthanol ou éthanol), soit par hydrogénation.
La transestérification est un procédé chimique qui consiste à séparer le glycérol[6] et l'ester qui est alors directement utilisable dans les moteurs diesel. Avec le méthanol on obtient de l'Ester Méthylique d'Huile Végétale (EMHV.) avec l'éthanol de l'Ester Ethyle d'huile végétale (EEHV).
L'hydrogénation consiste à remplacer le méthanol par l'hydrogène ce qui a l'avantage de ne pas produire de glycérine.
Ces huiles sont rarement utilisées seules car elles ont une viscosité assez importante.
Le biodiésel est lui-même le plus souvent incorporé au gazole dans des proportions de 5 à 30 % pour donner ce qu'on appelle du diester. Le biodiesel seul nécessite quelques adaptations du moteur car il est plus corrosif que le gazole et dégrade les joints en caoutchouc.

2.3.2. Les biocarburants de 2 ème génération

Cette filière fait encore l'objet de nombreuses recherches.

Un premier axe est basé sur la transformation de la lignine et de la cellulose des plantes en sucre, donc en éthanol, ce qui permettra la transformation en alcool, de nombreux résidus non encore exploités (bois, paille etc.). Cette transformation est possible grâce aux enzymes produits par une bactérie que l'on trouve dans le tube digestif des termites.

Le deuxième axe s'oriente vers la culture de plantes spécifiques :

- ***Ulva latulca***, la laitue de mer ou ***Ulve,*** culture en bordure de mer
- ***Jatropha curcas****,* qui pousse en zone aride et qui peut produire en moyenne 400 à 500 litres d'huile par hectare et par an
- ***Pongamia pinnata*** qui est un arbre à huile, à croissance rapide, très résistant à la sécheresse. Il pousse sur des sols difficiles, voire salés

2.3.3. Les biocarburants de 3 ème génération

Cette filière consiste à mettre au point un procédé pour la fabrication de biocarburants à partir des algues dont certaines espèces, comme la ***Chlorella vulgaris,*** sont très riches en huile.
Ce sont les algocarburants. Le rendement à l'hectare de cette production est très supérieur à celui des oléagineux terrestres et la croissance des algues peut être favorisée par l'injection de CO_2 provenant par exemple de la fabrication de l'éthanol.
Des essais de ce carburant comme remplacement du kérosène dans les moteurs d'avion ont été réalisés avec succès.

[6] *La glycérine en brûlant libère de l'acroléine, molécule hautement cancérigène*

3. BIOMASSE ET HYDROGÈNE

La biomasse est également une source importante d'hydrogène.
Il est obtenu le plus couramment par gazéification du bois à haute température (séchage, broyage, injection dans le four avec de la vapeur d'eau, carbonisation à 800°C) qui permet d'obtenir un gaz de synthèse (CO, H_2, CH_4). Ce gaz, après purification, donne de l'Hydrogène.
Il existe également d'autres axes de recherche, dont le principe repose sur la photo fermentation. C'est l'utilisation de bactéries et de micro algues sous l'action de la lumière.

4. BILAN ET PERSPECTIVES

La raréfaction des énergies fossiles, le réchauffement climatique lié au dégagement des gaz à effet de serre essentiellement lié à la consommation de ces énergies fossiles font que l'avenir se tourne vers la valorisation énergétique de la biomasse.
Rappelons que le bois fût la première source d'énergie. Mais compte tenu des enjeux, l'importance de la demande risque de peser sur les ressources de biomasse.

Les agrocarburants représentent une source supplémentaire de carburant, favorable à l'indépendance énergétique, un débouché agricole et une activité agro-industrielle nouvelle, particulièrement intéressants en période de crise économique.
Mais ces biocarburants de première génération, qui demandent les moyens de la production agricole intensive en termes d'engrais et de produits phytosanitaires sont de plus en plus critiqués car ils risquent de provoquer la hausse des prix alimentaires et sont une menace à la biodiversité (déforestation, menace sur les zones protégées, …).
Des études montrent également qu'une terre nouvellement mise en culture perd son stock de carbone, qui ne sera renouvelé que petit-à-petit au fur et à mesure de la croissance des plantes et mettra plusieurs dizaines d'années à se reconstituer ce qui peut conduire à un bilan CO_2 globalement négatif.

Les biocarburants de seconde génération basés sur la transformation de la lignine et de la cellulose des plantes ou la culture d'espèces spécifiques sont plus prometteurs car :

- ils présentent un meilleur équilibre en termes de gaz à effet de serre
- ils utilisent une plus grande quantité de matière première de biomasse à faible coût
- et n'interfèrent pas avec la production alimentaire

Le développement des algocarburants à partir de certaines espèces d'algues très riches en huile et fortes consommatrices de CO2 est un gage d'avenir comme la production d'hydrogène par photofermentation issue de la combinaison de bactéries, micro algues et lumière.

Même si les coûts actuels d'exploitation de la biomasse ne permettent pas encore de concurrencer des sources d'énergie de masse il devient urgent de rendre cohérentes les stratégies de développement des différents maillons de cette filière car son avenir dépend de sa bonne gestion.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 41 Ind. 1 du 25 février 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA CONTAMINATION RADIOACTIVE INTERNE

Définition :
C'est l'introduction involontaire dans l'organisme d'une substance radioactive qui n'existe pas déjà « à l'état naturel » dans le corps (Ex. potassium K 40, carbone C 14, tritium T, rubidium Rb 87).
La contamination volontaire de l'organisme est utilisée en médecine à des fins diagnostiques ou thérapeutiques, en utilisant des molécules diverses (cétones, acides aminés, hormones..), marquées par des radionucléides d'origine artificielle (ex. phosphore P 32, iode I 131).

1. PERSONNES EXPOSÉES

Les personnes exposées à un risque de contamination radioactive sont :

- les travailleurs de l'industrie nucléaire
- les personnels des services médicaux utilisant des substances radioactives en sources non scellées
- le public en général, du fait des expérimentations nucléaires ou en cas d'accidents nucléaires importants.

2. VOIES D'ENTRÉES

La contamination interne est consécutive à une pénétration dans le corps de radionucléides :

- par voie externe à travers une peau saine (ex. tritium) ou lésée (ex. contamination par une blessure due à un objet contaminé)
- par voie respiratoire (inhalation d'aérosols contaminés)
- par voie digestive (ingestion d'aliments contaminés).

3. LES ÉTAPES D'UNE CONTAMINATION INTERNE

On peut distinguer cinq étapes :

- l'**incorporation** et ses modalités (inhalation, ingestion, etc.…) est le fait du prélèvement par l'organisme d'une quantité de radioactivité dans le milieu extérieur sous forme de composé chimique d'un radionucléide
- le **dépôt** au niveau de la porte d'entrée correspond à la quantité incorporée sauf dans le cas de l'appareil respiratoire où une partie est exhalée et la peau
- le **transfert** par épuration de la porte d'entrée et absorption de tout ou partie du dépôt dans le sang, la lymphe et les liquides extracellulaires (secteurs systémiques)
- la **distribution** et la **rétention** dans les organes et les tissus. Selon le radionucléide, la rétention peut se faire dans un organe, qui devient l'organe cible, ou dans le corps entier
- l'élimination et l'**excrétion** du radiotoxique, soit par voie directe (filtration rénale) soit par voie indirecte à l'inverse de l'étape 4, par remise en circulation à partir des tissus, après inversion des concentrations dans les tissus et dans le sang

4. BASES PHYSICO-CHIMIQUES RÉGISSANT LA CONTAMINATION INTERNE

En approximation grossière, les radionucléides peuvent se classer en éléments transférables et non transférables, bien qu'il n'y ait pas de solution de continuité entre ces deux catégories.

4.1. ÉLÉMENTS TRANSFÉRABLES

Les éléments dits « transférables » sont solubles en milieu biologique et sont donc susceptibles de diffuser dans l'organisme. En général, ils sont déjà présents dans l'organisme soit sous forme d'un isotope stable (iode par exemple) soit d'un analogue chimique (ex. Cs peut remplacer K ou Sr, Ra peut remplacer Ca), ce qui permet de prévoir leur métabolisme et leur fixation dans les tissus et les organes du corps.
Ils se répartissent en deux grandes familles, avec des comportements métaboliques différents :

- les Alcalins : Na, Cs, K, etc. … qui se répartissent dans l'organisme entier
- les Alcalino-terreux : Ca, Sr, Ba, etc. qui se concentrent au niveau du squelette

D'autres éléments n'appartiennent pas à ces familles et ont un comportement qui leur est particulier : C, tritium, gaz rares, iode.

4.2. ÉLÉMENTS NON TRANSFÉRABLES

Ces éléments s'opposent point par point aux précédents, ils n'existent pas naturellement dans l'organisme et n'ont pas d'homologues naturels.
Il peut s'agir :

- soit de substances insolubles à tout pH, tels que certains métaux ou certains oxydes calcinés à haute température qui ne diffusent pratiquement pas dans l'organisme et dont l'organe de rétention sera la porte d'entrée (ex : PuO_2)
- soit de substances solubles seulement à pH acide, comme certains sels qui s'hydrolysent avec l'augmentation du pH pour donner naissance à des hydroxydes qui polymérisent sur place. Pour ceux là, les organes de rétention seront, en plus de la porte d'entrée, le foie et l'os (ex : $^{239}Pu(NO_3)_4$)

A noter qu'il peut y avoir une faible fraction absorbée au début. Ensuite, l'absorption est sous la dépendance de la dégradation des polymères par le milieu vivant. Elle est toujours très lente.

En résumé : même en cas de contamination par un produit non transférable, une partie du contaminant peut être transférée. A signaler également la possibilité de contamination par des mélanges de produits transférables et non transférables.

5. ÉVALUATION DE LA QUANTITÉ INCORPORÉE

Elle peut être calculée, selon le radionucléide incorporé par des méthodes :

- directes (ex : anthropogammamétrie)
- indirectes : dosage du (des) radionucléide(s) dans des prélèvements biologiques : sang, urine, selles, sécrétions nasales, air expiré …

Les méthodes indirectes sont réservées aux radionucléides indécelables par mesure directe .La nature des prélèvements dans lesquels sera mesurée la quantité du (ou des) radionucléides présents est fonction de la porte d'entrée et de la nature chimique de l'élément contaminant. L'évaluation de la quantité incorporée à partir des méthodes indirectes est possible grâce à l'utilisation de modèles expérimentaux et issus de données humaines décrivant l'épuration du contaminant par l'organisme en fonction de la porte d'entrée.

6. ÉVALUATION DE LA DOSE ENGAGÉE

L'évaluation de la quantité incorporée permet de calculer la dose engagée.
Cette dose représente le total de l'énergie qui sera transférée à l'organisme ou à l'organe cible pendant la rétention du contaminant, jusqu'à son élimination naturelle complète ou jusqu'à la fin des émissions radioactives.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

L'évaluation de cette dose doit prendre en compte :

- les caractéristiques radiologiques du contaminant (principales émissions, types, énergie en KV, période radioactive)
- la nature chimique de l'élément contaminant
- la période biologique : c'est le temps au bout duquel la moitié de la masse d'un élément a été éliminée de l'organisme ou de l'organe cible par des processus physiologiques

On en déduit ainsi la **période effective** : temps au bout duquel la moitié de la masse d'un radioélément a été éliminée de l'organe critique ou de l'organisme, à la fois par désintégration et par le processus radiologique.

La relation entre les valeurs de ces différentes périodes est la suivante : 1/Te = 1/Tp + 1/Tb
(Te : Période effective ; Tp : Période physique ; Tb : Période biologique).

On peut ainsi évaluer :

- la dose engagée (en Gy) qui est la dose physique
- l'équivalent de dose engagée (en Sv) pondérée par un facteur de qualité du rayonnement
- l'équivalent de dose efficace (en Sv) : équivalent de dose qui, reçu de façon homogène au corps entier, entrainerait les mêmes dommages tardifs (effets cancérogènes par exemple) que l'ensemble des irradiations partielles reçues par un même sujet; par l'introduction d'un facteur de pondération tenant compte de ce risque

7. PRINCIPES DES TRAITEMENTS DES CONTAMINATIONS INTERNES

Les principes du traitement des contaminations radioactives internes ont été fondés sur des données métaboliques associées à des bases physicochimiques.

Principe général :
Il faut **:**

- **empêcher l'entrée du contaminant dans l'organisme à partir de la porte d'entrée**
- **et, s'il y a eu contamination interne, accélérer ou favoriser l'élimination du contaminant**

Pour les radionucléides transférables :

- le traitement local (au niveau de la porte d'entrée), le plus précoce possible, doit entraîner une **in solubilisation** du contaminant afin de limiter sa diffusion
- le traitement général doit entrainer une saturation de l'organe de dépôt pour l'empêcher de fixer le contaminant radioactif, quand cela est possible (ex : Iode stable pour la thyroïde)

Pour les radionucléides non transférables :

- le traitement local fait appel à l'utilisation d'un produit chélateur rapidement éliminé (ex : DTPA) formant un complexe avec le contaminant permettant son élimination rapide
- le traitement général n'est actif que pendant le séjour du contaminant dans le sang et dans les liquides extracellulaires. Le délai dont on dispose pour piéger la partie qui peut être complexée est de courte durée. Il est donc indispensable d'agir vite

Cas particuliers :

- eau tritiée : accélération du turn-over de l'eau
- iode : blocage rapide de la thyroïde
- il existe des thérapeutiques particulières pour : le strontium, le césium

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche 42 A (Présentation) 10 mai 2011

L'ÉPIDÉMIOLOGIE ET SON APPLICATION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

A partir d'une enquête sanitaire, **l'épidémiologie** est la science qui étudie la fréquence et la localisation des maladies dans le temps et l'espace, d'une fraction d'une population (appelée cohorte), et tente de déterminer le rôle des différents facteurs de risque qui déterminent l'apparition de ces maladies, en nombre et en fréquence.

Les résultats obtenus sont comparés à ce que l'on observe dans une population beaucoup plus large, nationale, européenne voir mondiale, exposée simplement à la radioactivité naturelle et médicale et pouvant être considérée comme représentative de la normalité. Cette référence représente en quelque sorte le bruit de fond normal où « naturel » de la fréquence de ces pathologies.
En effet, nous nous bornons à présenter cette science pour ce qui concerne les problèmes sanitaires pouvant être liés à la présence de radioactivité, donc touchant essentiellement certaines pathologies cancéreuses, telles, par exemple, les cancers du poumon ou de la thyroïde, et les leucémies.

La fiche 42 expose brièvement les diverses méthodologies employées : cohortes historiques quand elles reconstituent le passé, prospectives quand elles s'attachent à suivre une cohorte depuis la mise en présence avec l'agent pathogène, cas témoin lorsque la cohorte est trop réduite pour pouvoir appliquer des méthodes statistiques.
Si la description de l'état sanitaire d'une fraction de la population ne présente pas de difficulté particulière, il en va tout autrement de déterminer la cause d'un éventuel excès de cas d'apparition de la maladie par rapport à ce qui est considéré comme la normalité.

Cette recherche ne doit pas préjuger de la cause de cet excès, comme c'est souvent le cas pour des personnes ayant été exposées à la radioactivité, car les pathologies cancéreuses sont multifactorielles. Le cancer du poumon par exemple, qui peut être radio induit, est très fréquent chez les personnes exposées au risque du tabac.
Il faut donc à la fois que ces enquêtes ne soient pas biaisées, par un parti pris ou par une analyse trop réductrice des causes possibles des pathologies observées, surtout quand les résultats sont proches du bruit de fond naturel.

Une seule enquête ne permet généralement pas de conclure, il est nécessaire de disposer d'un faisceau de résultats concordants pour émettre une conclusion.

Il est utile d'insister sur la fragilité des résultats obtenus dans les enquêtes cas témoin, elles ne peuvent être qu'un indicateur pour orienter les recherches.

Dans le cas de la radioactivité, il est illusoire de rechercher, sur une cohorte, une cause possible pour des expositions inférieures à la radioactivité naturelle et à celle résultant des diagnostics médicaux, car l'ensemble de la population y est confronté, c'est à dire dans la gamme allant de 3 à 10 mSv par an.

Pour ce qu'il est convenu d'appeler les faibles doses, l'épidémiologie ne peut apporter de réponse. La recherche a porté sur les populations les plus exposées à la radioactivité naturelle (Kérala, Brésil, Iran) soit dans la gamme (10 à 100 mSv par an) sans pouvoir mettre en évidence un effet délétère de leur exposition à la radioactivité.
La réponse ne peut être apportée que par les résultats des recherches menées en biologie cellulaire.

Pour les tenants du nucléaire, les faibles doses ne sont pas nuisibles et pourraient même avoir une action bénéfique en activant les mécanismes de réparation de l'ADN.
Pour les opposants, on ne peut garantir l'innocuité des faibles doses, toute dose même très faible serait dangereuse.

Quoi qu'il en soit, nous subissons la radioactivité naturelle et nous n'envisageons pas de changer de lieu de résidence pour diminuer notre exposition de quelques mSv.
Nous sommes donc en face, si ce risque existe, d'un risque résiduel accepté, comme celui d'un cachet d'aspirine unique pris dans une année.

La fiche 42 présente un large panorama, bien que non exclusif, d'enquêtes épidémiologiques concernant de nombreuses cohortes de personnes exposées.
La cohorte des personnes exposées à des doses significatives à Hiroshima et Nagasaki, la plus complète, fait apparaître l'absence de conséquences, de nature génétique, chez leurs descendants.

L'ÉPIDÉMIOLOGIE ET SON APPLICATION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

L'épidémiologie, de par ses racines grecques, est au sens littéral « La science de ce qui s'abat sur le peuple ». A partir d'une enquête sanitaire, c'est la science qui étudie la fréquence et la localisation des maladies dans le temps et l'espace, d'une fraction d'une population, et tente de déterminer le rôle des différents facteurs qui déterminent l'apparition de ces maladies.
La première démarche épidémiologique semble avoir pris naissance lors d'une épidémie de choléra à Londres en 1854 où un médecin remarquant que le quartier le plus touché était alimenté par une eau prélevée près de l'exutoire d'égouts fit stopper cette alimentation, ce qui permit d'enrayer l'épidémie.
Plus près de nous, en 1981 à Madrid, lors de la survenue d'une épidémie de syndrome respiratoire, les épidémiologistes montrèrent que la cause en était l'utilisation d'une huile frelatée toxique.
Comme pour l'amiante, ils ont aidé puissamment à la quantification du risque tabagique.

Cette science a donc fait preuve d'une utilité certaine, à la fois dans la description de l'état sanitaire d'une population et des risques pouvant être engendrés par divers produits ou actions pathogènes sur l'organisme humain, jouant un rôle d'alerte.
Sans entrer dans les arcanes d'une technique complexe, après un tour d'horizon, nécessairement réducteur, permettant de définir les types d'études, l'expression des résultats et les problèmes auxquels elle est confrontée; nous observerons, en annexe, l'action et les réponses qu'elle peut apporter de l'impact sanitaire des rayonnements ionisants sur les travailleurs et les populations.

1. LES FACTEURS DE RISQUE

Ce sont les paramètres qui sont considérés comme étant les causes possibles des désordres sanitaires relevés dans la population étudiée. On dit qu'un facteur est cause d'une maladie si une modification de sa fréquence (ou de sa valeur moyenne s'il est quantifiable) entraîne une modification de la fréquence de cette maladie.
On distingue :

- les risques de nature déterministe
- ce sont les risques pour lequel l'effet est observable dans un délai très court et pour lequel il existe une proportionnalité entre la dose et l'effet, par exemple les brûlures du premier, deuxième ou troisième degré
- les risques de nature aléatoire.

Ils sont parfois appelés probabilistes ou stochastiques : par exemple l'action sur un seul élément de l'ADN peut entraîner ou pas une carcérogènèse.
C'est comme en informatique, la réponse est un ou zéro, il n'y a pas proportionnalité. Les délais entre l'exposition et l'apparition de la maladie sont généralement longs, plusieurs années ou décennies. D'une manière générale, les risques peuvent donc être de nature déterministe, probabiliste, ou être une superposition des deux.

2. L'ÉPIDÉMIOLOGIE DESCRIPTIVE

Dans un premier temps l'épidémiologie va s'attacher à décrire l'état sanitaire d'un sous ensemble d'une population que l'on appelle cohorte et il va chercher à comparer les résultats obtenus en terme de mortalité, de morbidité (c'est à dire d'apparition de pathologies telles, par exemple, les cancers solides et les leucémies) avec une référence de normalité qui peut être une moyenne régionale, nationale ou mondiale (référence OMS).

La recherche de cette normalité qui va permettre d'établir une référence pose déjà problème. On va l'appeler le bruit de fond naturel ou d'apparition dite spontanée pour un sexe déterminé et une tranche d'âge ou une pyramide des âges comparable.

Pour mettre en évidence des taux d'apparition de pathologies cancéreuses dont l'apparition spontanée se chiffre en quelques cas (leucémies) à quelques dizaines de cas (cancers du sein ou de la prostate) pour 100 000 personnes, il est recherché des cohortes de grande dimension, et pour de telles cohortes il est difficile quelles restent cohérentes (environnement géographique, nutrition, habitudes de vie, origine ethnique, etc..) avec l'échantillon étudié.

Rien qu'en France l'espérance de vie n'est pas la même d'une région à l'autre, et au plan mondial, il est connu que les cas d'apparition spontanée des cancers du colon ou de l'œsophage sont par exemple très différents entre le Japon et l'Europe. L'épidémiologie descriptive est rapide à réaliser et peu onéreuse.

3. L'ÉPIDÉMIOLOGIE ANALYTIQUE

Dans un second temps, l'épidémiologie va s'attacher à rechercher des liens causals des pathologies observées. Dans ce cas, elle doit éviter de préjuger des causes en essayant de faire une analyse la plus large possible des différentes raisons qui peuvent conduire à un éventuel excès observé.

Elle doit éviter de focaliser sur un seul agent pathogène, comme c'est souvent le cas avec la radioactivité car, par un choix orienté dans le temps ou l'espace géographique, il est possible de trouver ce que l'on cherche à démontrer. Une seule étude ne permet pas de conclure à un lien causal.

Pour mettre en évidence de manière indiscutable le lien entre tabagisme et cancer du poumon, de nombreuses études ont été nécessaires afin de corréler le nombre de cigarettes fumées avec la morbidité constatée. L'épidémiologie analytique nécessite des moyens d'investigation importants, les résultats sont longs à obtenir. Le coût est donc beaucoup plus élevé, de l'ordre de dix fois celui d'une l'enquête descriptive.

4. LES DIFFÉRENTES ÉTUDES ÀCARACTÈRE SANITAIRE OU ÉPIDÉMIOLOGIQUES

On peut déjà distinguer deux catégories bien distinctes :

- les études de mortalité ; les résultats concernant les personnes exposées sont souvent, au plan mondial, comparées avec un indicateur le Standardised Mortality Ratio (SMR)
- les études de morbidité (dite encore d'incidence). Il est beaucoup plus difficile de recueillir des données fiables sur l'incidence. En France, le collationnement de ces données est encore loin de couvrir l'ensemble du territoire national

Elles peuvent être :

- historiques quand elles remontent dans le temps avec toutes les difficultés pour reconstituer les conditions dans lesquelles la cohorte a été exposée dans le passé à des agents pathogènes
- Contemporaines ou prospectives en suivant sur plusieurs années, ou décennies, l'apparition d'une pathologie dans une cohorte de personnes exposées

Par ailleurs, en l'absence d'une cohorte de dimension suffisante, l'étude va porter sur un nombre restreint d'individus, elle sera dite cas témoin.
La comparaison sera faite entre quelques sujets ayant développé une maladie déterminée, avec des personnes proches ayant des habitudes de vie et un environnement comparable et qui en sont exempts.
Par rapport aux études de cohorte, qui sont des études sur la durée, cette méthode rétrospective plus succincte, donne des résultats rapidement, mais le choix des témoins et l'appréciation des expositions des malades et des témoins est délicate.

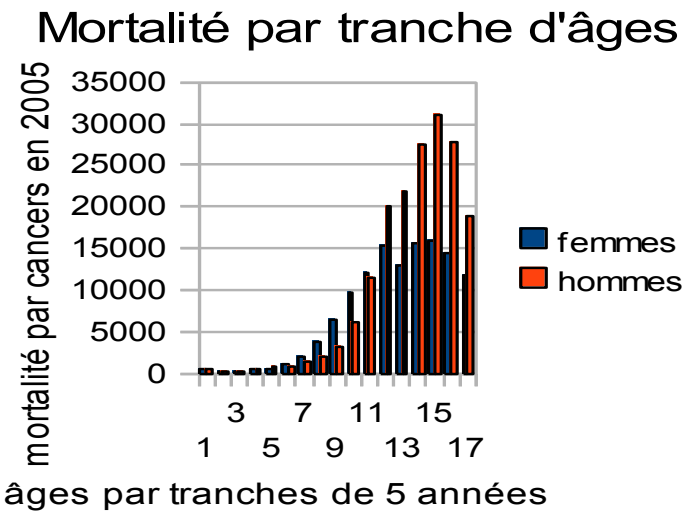
4.1. L'INFLUENCE DE L'ÂGE

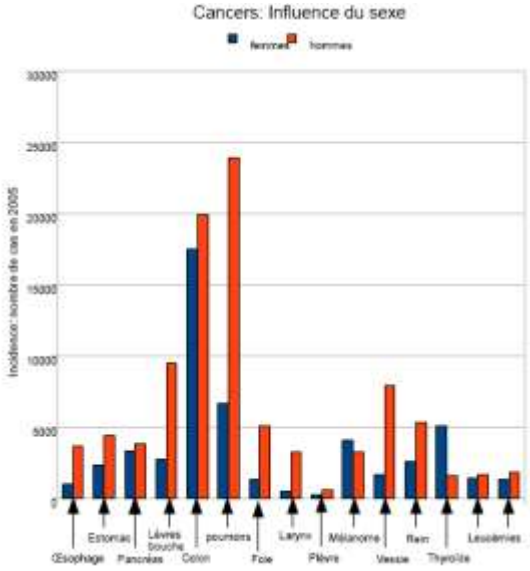
Les pathologies cancéreuses apparaissent de plus en plus fréquemment en fonction de l'avancée en âge.
Le cancer est une maladie de la vieillesse et si aujourd'hui il est déjà responsable de près de 25 % des décès pour une espérance de vie qui tourne autour de 80 ans, il le sera bien plus si l'espérance de vie gagne encore une décennie.
Les taux bruts doivent donc être corrigés pour tenir compte de la pyramide des âges des cohortes étudiées. Pour faire des comparaisons pertinentes, il faut donc tenir compte de la pyramide des âges de la population de référence qui doit être en accord avec celle de la cohorte étudiée.
Pour ce faire, on utilise des résultats normalisés. Les taux sont dits standardisés pour 100 000 individus et peuvent se référer à une population régionale, nationale ou internationale (OMS).

4.2. L'INFLUENCE DU SEXE

En dehors des différences morphologiques qui entraînent des pathologies spécifiques à chaque sexe (sein, prostate..) pour ce qui concerne les pathologies partagées, les différences sont souvent très contrastées.

Le rapport des fréquences homme/femme passe de 0,3 (thyroïde) à 0,8 (mélanome de la peau) à près de 4 (œsophage, poumons) et jusqu'à 4,6 (vessie).

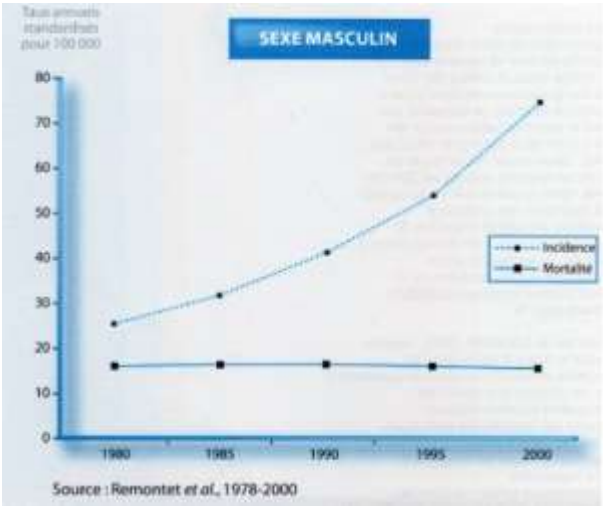




Toute étude à caractère épidémiologique va donc s'attacher à prendre en compte ces principales différences. La cohorte va se trouver, de fait, fractionnée par la distinction des sexes (divisée par 2), des pathologies (divisé par environ un facteur 20 pour les cancers) et les résultats éclatés en une quinzaine de classes d'âge. Donc, globalement, les résultats sur la cohorte vont se trouver découpés par un facteur de l'ordre de 500. D'où l'importance que revêt la recherche d'une taille significative pour la cohorte étudiée.

4.3. LES DONNÉES DE RÉFÉRENCE

Pour pouvoir mettre en évidence un accroissement des taux de mortalité et d'incidence par rapport à ce qui est considéré comme la fréquence spontanée, une bonne connaissance de ces paramètres au plan régional et national est nécessaire. Jusqu'à ces dernières années le taux de couverture du territoire par les registres spécialisés était très partiel (environ 15 % pour l'incidence). Un effort important dans la collecte est en cours en France sous l'impulsion de l'Institut de Veille Sanitaire, ce qui va améliorer très sensiblement la qualité des études épidémiologiques.



Une difficulté pour les études qui portent sur des durées longues est l'évolution de la pratique médicale, celui du diagnostic et des soins qui dans certains cas va modifier, pendant le déroulement de l'étude, de manière spectaculaire à la fois l'incidence et la mortalité.

Dans certains cas, l'incidence va augmenter fortement (prostate, sein, thyroïde) alors que la mortalité restera stable et pourra même régresser sensiblement.

La forme des courbes concernant les cancers du sein (femme) et de la thyroïde (hommes et femmes) est très proche de celle présentée ci-contre pour le cancer de la prostate.

4.4. L'EXPRESSION DES RÉSULTATS

Les résultats permettant de mettre en évidence un excès de risque pourront s'exprimer de plusieurs façons :
Si E est nombre de cancers spontanés sur la base de l'observation d'un groupe témoin non exposé, O est le nombre de cancers observés dans le groupe exposé, O-E est l'excès de risque, O/E est le risque relatif appelé RR.

Si RR est égal ou < 1 il n'y a donc pas d'excès de risque observé dans le groupe exposé (O = E).
Les résultats peuvent aussi s'exprimer en excès de risque relatif : ERR = RR - 1
Le temps pendant lequel a été suivie la population exposée s'exprime en nombre de personnes/années (PY).

On peut aussi ramener ce risque relatif à une unité de dose : D (O/ED) et donc définir un excès de risque relatif (ERR) par unité de dose (O/ED - 1). Ce qui est généralement le cas des enquêtes sur le risque nucléaire.

Dans ce dernier cas des hypothèses sont faites sur l'impact de la dose :

- les effets s'expriment dans une relation linéaire avec la dose
- une absence de seuil entre effet et dose, c'est à dire qu'une dose aussi minime soit-elle est prise en compte, car susceptible de produire un effet
- l'effet de l'étalement de la dose est généralement pris en compte au niveau de son impact minimum (facteur 2)
- on postule généralement que l'excès de risque relatif ERR est multiplicatif, l'irradiation multiplie le taux de base du cancer dans la population étudiée. L'accroissement de risque est proportionnel à la dose. Alors que dans le modèle additif c'est le taux de cancers qui a été ajouté par l'exposition (O - E) qui est proportionnel à la dose.

La comparaison directe avec le groupe témoin n'est donc plus directe mais s'exprime à travers ces diverses hypothèses, toutes majorantes, dont la validité pose question :

- si dans le domaine des moyennes et fortes doses, c'est à dire au dessus de 100 à 200 mSv, la relation linéaire semble acquise, ce n'est pas le cas en dessous de 100 mSv
- la notion d'absence de seuil est très contestée, en effet la pharmacopée, comme toutes les normes concernant notre environnement prennent en compte un seuil d'innocuité, c'est à dire un niveau en dessous duquel on n'a jamais pu montrer d'effet délétère. Le risque s'il existe, reste au niveau du bruit de fond et on peut parler alors de risque résiduel accepté
- de nombreuses études radiobiologiques ont montré l'importance de l'étalement dans le temps de la dose, son influence pourrait réduire significativement les effets. A titre conservatoire il est généralement admis un facteur 2 par rapport à une exposition unique ponctuelle de type Hiroshima-Nagasaki. (l'UNSCAER, United Nations Scientific Committee On the Effects of Atomic Radiation, chiffre ce facteur de réduction entre 2 à 10)
- l'utilisation d'un modèle multiplicatif comparé au modèle additif va aussi dans le sens d'une estimation maximale des risques, en effet, si le modèle additif ne semble pas rendre compte des résultats sur la cohorte Hiroshima-Nagasaki, le modèle multiplicatif, lui semble pessimiste, le modèle adéquat semble donc se situer entre ces deux hypothèses

Dans le domaine des faibles doses (inférieures à 100 mSv), ces études s'appuient sur un empilement d'hypothèses conservatives (en particulier la loi linéaire sans seuil) qui, si elles peuvent sembler légitimes dans un cadre sécuritaire, ne doivent pas être oubliées lors de la publication de résultats.
Elles peuvent faire apparaître un léger excès de risque alors qu'il n'existe pas. La plus grande prudence sur la crédibilité de ces résultats reste donc de mise.

4.5. LES FACTEURS DE CONFUSION

Ce sont des facteurs qui peuvent complètement inverser les conclusions d'une étude sur les causes apparentes d'un facteur de risque. C'est le cas quand un ou plusieurs autres facteurs de risque n'ont pas été pris en compte dans l'étude statistique alors qu'ils ont une influence déterminante sur l'exposition et l'apparition de la maladie.

4.6. LES INCERTITUDES

Leur approche est difficile, l'intervalle de confiance, étroitement lié à la taille de la cohorte est donné généralement avec une probabilité de 95 % parfois 90 %, ce qui entraîne que dans 5 % ou 10 % des cas, il est implicitement admis que le risque existe alors qu'il n'existe pas.

5. CONCLUSION

L'épidémiologie est un témoin précieux de l'état sanitaire d'une population. Elle est d'autant plus puissante quelle peut s'appuyer sur un échantillon important de sujets et qu'il existe un facteur principal à l'origine des pathologies constatées et non une multitude de facteurs possibles plus diffus.

La présence de causes multifactorielles de faible impact rend très difficile voir impossible l'obtention de conclusions pertinentes et leur publication peut alors être à l'origine de frayeurs injustifiées dans la population.

Dans le domaine des faibles doses, il est difficile, voir impossible, d'isoler l'effet du rayonnement des autres facteurs de risque, d'autant que certaines pathologies comme le cancer du poumon sont communes au rayonnement et au tabagisme qui est le facteur principal et joue un rôle d'écran.

Nous touchons là aux limites de l'épidémiologie.
La science n'est pas démunie pour autant car parallèlement, la biologie moléculaire étudie les mécanismes d'action des pathogènes et les moyens de défense de l'organisme. L'accès aux mécanismes fondamentaux qui vont de la cellule, de ses interactions jusqu'au fonctionnement organique permettront de compléter les connaissances dans les domaines non statistiquement décelables par l'épidémiologie.

L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) note « que les études épidémiologiques présentent des limites méthodologiques, en particulier pour évaluer un risque additionnel de faible probabilité d'une pathologie, le cancer, dont l'incidence est naturellement élevée.
Une étude épidémiologique ne constitue donc pas une réponse miracle applicable à toute situation où une exposition aux rayonnements ionisants pourrait constituer un facteur de risque. »

Une étude américaine sur la pertinence de toutes les enquêtes épidémiologiques va encore plus loin en considérant que plus de la moitié d'entre elles présente des incertitudes telles que leurs résultats auraient été du même ordre que celles obtenues à partir de données astrologiques !

6. BIBLIOGRAPHIE

- Radioprotection : volume 29 1994 Épidémiologie et rayonnements ionisants.
- EDF décembre 1999 Notion de seuil.
- ASN Dossier Épidémiologie et rayonnements ionisants.
- RGN n° 5, 2003 Les faibles doses de rayonnement.
- EDF mars 2002 Cancers radio induits et variation de la radiosensibilité individuelle.
- BEH n° 35 2003 Incidence des cancers thyroïdiens chez l'adulte en France.
- Pr J. ESTEVE SAMPBEA 2000/2 Quelles études épidémiologiques pour les personnes potentiellement exposées aux rayonnements ionisants ?
- De VATAIRE & B. LEVU - Cancer mortality in French Polynésia 1996 ; Incidence des cancers en Polynésie Française, influence du lieu de naissance par rapport à l'atoll de Mururoa, 1997; Thyroid cancer in French Polynésia, 2000.
- Académie des Sciences- Académie Nationale de Médecine : La relation dose-effet
- J.C. NENOT : Effets biologiques des rayonnements ionisants, aléatoires et non aléatoires.
- Pr J. ESTEVE : Santé et Rayonnements ionisants n°33 décembre 2008 L'épidémiologie peut-elle fournir de l'information sur l'effet des faibles doses ?

ANNEXE

LES ÉTUDES ÉPIDÉMIOLOGIQUES QUI CONCERNENT LES EFFETS DES RAYONNEMENTS IONISANTS

Le nombre d'études menées sur ce sujet est très important.
Ne sont donc évoquées que les plus significatives couvrant les différents domaines où peuvent se manifester les effets d'une exposition à la radioactivité.

Le suivi de la cohorte des Survivants d'Hiroshima et Nagasaki (cohorte SHN) ou Life Span Study (LSS)
C'est l'étude de base sur laquelle s'est appuyée la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) pour établir ses recommandations concernant la radioprotection, recommandations prises en compte par les réglementations nationales des différents états.
Le suivi de cette cohorte présente plusieurs points forts :

- Le SHN étudie une cohorte importante de sujets exposés (de l'ordre de 85 000 sujets) des deux sexes et de tous les âges
- Cette cohorte a été suivie de manière minutieuse pendant une durée très longue (65 ans)
- Les doses reçues sont significatives (de l'ordre de 20% sont comprises entre 100 et 200 mSv ; 1 % sont supérieures à 200 mSv), et assez précisément connues bien que des discussions se sont poursuivies sur la part des doses dues aux neutrons.

Par contre l'exposition s'est faite dans un temps court, qui ne représente pas les conditions actuelles des expositions tant naturelles, que correspondant aux travailleurs du nucléaire ou aux irradiations médicales à des fins diagnostiques. Les conditions étaient donc majorantes.

Les résultats obtenus montrent une certaine linéarité pour cette plage de doses et permet de réaliser, dans cet intervalle, une relation entre la dose et les effets. En dessous de ces valeurs seules des hypothèses ont été émises, de la poursuite de la loi linéaire à une relation quadratique, en passant par des relations intermédiaires.
L'épidémiologie n'a pas permis de trancher.

Les résultats de cette étude ne seront définitivement acquis qu'à l'extinction de la cohorte dont l'âge moyen au moment de l'exposition était d'une trentaine d'année, donnent un excès de cancers solides de 400 et de 78 pour les leucémies, chiffre relativement faible par rapport à la taille de la cohorte.
La limite à partir de laquelle des effets sont décelables dans cette cohorte est de **200 mSv** (publication 1994 de l'UNSCAER) à l'exception des enfants irradiés in utero à plus de **100 mSv** entre 10 et 20 semaines c'est-à-dire pendant l'organogénèse.

Enfin, Il est bon de rappeler qu'aucun effet génétique n'a jamais été mis en évidence chez l'être humain.

La cohorte des travailleurs du nucléaire
Des études ont été menées au plan national, et leurs résultats parfois regroupés au plan international pour en augmenter la puissance. Cette population présente de nombreux avantages avec une dosimétrie individuelle de qualité et un suivi régulier pendant plusieurs décennies. Elles ont porté principalement sur la mortalité, pour l'incidence, les données étaient trop parcellaires pour pouvoir être utilisées.

Les résultats ont montré une mortalité plus faible pour ces travailleurs que la moyenne de la population, c'est le phénomène « du travailleur en bonne santé ». En effet les personnes atteintes de pathologies lourdes ou celles dont les indicateurs présentent des écarts ou anomalies lors des examens médicaux ne sont pas autorisées à accéder à des activités nucléaires par la médecine du travail.

Dans d'autres activités, la mortalité est supérieure à celle des travailleurs du nucléaire, la raison pourrait être le résultat d'un suivi particulièrement attentif et continu des travailleurs par la médecine du travail dans les installations nucléaires ou due à des facteurs socio-économiques.

Une des difficultés réside dans le fait qu'une fraction non négligeable de ces travailleurs a été en contact avec d'autres cancérogènes, chimiques par exemple, lors de la transformation ou de l'analyse radiochimique de matières nucléaires. Enfin toutes les pathologies cancéreuses ne peuvent pas être toutes induites par le rayonnement et généralement il n'en est pas la cause majeure.

De manière aléatoire, quelques études font apparaître des excès de risques concernant le cancer de la plèvre et la leucémie.

Dans ces cas, toutefois, elles se situent encore dans le domaine des très petits nombres, le cancer de la plèvre est, parmi l'ensemble des cancers, celui qui est avec la maladie d'Hodgkin, un des plus rares (environ 3 cas de mortalité pour 1 000, tous cancers confondus, chez l'homme en 2006).

La constatation d'un cas en plus ou en moins, peut alors faire passer d'une situation d'un excès à celui d'un déficit ! Pour les leucémies, si la fréquence de cette pathologie est un peu plus élevée, elle n'appartient pas au groupe des cancers majeurs.

Des tests de tendance qui consistent à examiner le nombre de décès par niveaux de doses croissants ont été réalisés sans pouvoir mettre en évidence une corrélation entre les doses reçues et une augmentation du niveau de risque comme cela a pu être fait pour le tabagisme avec la prise en compte du nombre de cigarettes fumées.

A partir de l'étude réalisée par le Centre International de Recherche sur le Cancer (CIRC) qui réunissait les données d'exposition de 400 000 travailleurs de 15 pays, l'excès de cancers attendus compte tenu de toutes les hypothèses majorantes décrites précédemment sur les relations dose-effets, étaient de 28 soit de 7 pour 100 000 travailleurs.

Si l'on tient compte des incertitudes même faibles sur les données brutes, sur celles concernant leur transposition pour les inscrire dans une pyramide d'âge standard, pour réaliser une comparaison avec un SMR qui est une construction dont l'élaboration présente lui aussi des degrés d'incertitude, on comprend que l'épidémiologie, ne puisse donner des résultats à ces niveaux de précision.
Au niveau national on peut citer l'étude sur la mortalité de 29 000 travailleurs du CEA, de 22 000 agents d'EDF et d'une étude concernant les entreprises prestataires.

Le suivi des populations autour des sites d'activités nucléaires

Les installations industrielles

De nombreuses études ont été réalisées autour des installations nucléaires pour tenter d'expliquer des phénomènes d'agrégats de leucémies infantiles. Cette pathologie dont l'étiologie est mal connue peut être d'origine infectieuse ou induite par des polluants ou des rayonnements ionisants. Cette maladie étant rare, quelques cas pour 100 000, une interrogation s'est donc exercée sur la présence de ces agrégats qui portent sur la survenue de quelques cas concentrés dans un espace géographique restreint.

Ils ne sont pas exclusivement observés près d'installations nucléaires mais la leucémie pouvant être une pathologie radio-induite, les premières études ont donc concerné l'environnement proche des installations nucléaires. Une des premières études d'agrégats a été menée au Royaume-Uni en 1983 près de l'usine de retraitement de Sellafield, puis à Downreay en 1986 et Aldermaston en 1987. Aucune n'a pu établir de causalité avec les activités nucléaires pour expliquer les 5 les cas observés sur 3 décennies. L'hypothèse d'une cause liée au brassage des populations avec l'action d'agents infectieux a été avancée.

Aux USA, des études de mortalité et d'incidence ont été menées près de divers centres nucléaires, aucun excès de cas de leucémie n'a été constaté. Entre 1982 et 1984 un excès a été mis en évidence autour de la centrale de Pilgrim dans le Massachusetts mais cet excès s'est trouvé compensé par un déficit sur la période 1985-1986.

En France, une affaire avait fait grand bruit avec la publication d'une étude portant à croire à un excès de leucémie infantile dans un rayon de 10 km autour du centre de retraitement de La Hague sur la base de 4 cas (à la limite de la signification statistique) et d'une étude complémentaire « cas témoin » très contestée qui faisait un lien avec la fréquentation des plages et la consommation de crustacés. Devant le retentissement médiatique, plusieurs autres études furent menées et aucune ne permettait de conclure à un lien de causalité avec la radioactivité dans l'environnement.

Une étude réalisée autour de Marcoule n'a pas mis en évidence d'excès de risques.

En Allemagne entre 1990 et 1996, 9 cas étaient décelés dans un rayon de 10 km autour de la centrale de Krümmel.
Aucune cause n'a pu être dégagée malgré de nombreuses études.
Des cas d'excès ayant été trouvés avant et après la mise en exploitation d'installations, des trois hypothèses de base : l'exposition d'origine environnementale, l'exposition parentale avant la conception, et l'action d'un agent infectieux, c'est cette dernière hypothèse liée au brassage des populations lors des grands chantiers de construction qui semble l'hypothèse vers laquelle les études s'orientent actuellement (étude La Hague de 2002).

Enfin, il convient de citer les études réalisées à la suite de l'accident de Tchernobyl qui ont montré un excès de l'ordre de 2 000 pour les cancers de la thyroïde (dont heureusement, le taux de guérison est supérieur à 99 %) concernant les enfants de moins de 14 ans au moment de l'accident et présents dans la zone proche de celui-ci, ainsi qu'un excès des malformations congénitales, c'est-à-dire dont l'origine peut être liée à l'irradiation à plus de 100 mSv pendant la vie intra-utérine.
Cet excès de malformations est à la limite du non significatif et est observé dans des territoires de l'ex URSS touchés ou non par l'accident. Dans neuf pays de l'Europe de l'Ouest, dont la France, il a été conclu à l'absence d'effets de l'accident. Il n'y a pas de corrélation entre le niveau des retombées observées au plan régional et les pathologies thyroïdiennes.

L'environnement des sites nucléaires de Mururoa et Fangataufa

Plusieurs études ont été menées par l'INSERM sur les populations résidant dans les atolls et îles situées dans des espaces géographiques situés dans des cercles concentriques éloignés de 500 km et 1000 km autour de Mururoa.

La première étude, celle de mortalité montrait une diminution de la mortalité dans la zone la plus proche par rapport aux plus éloignées, résultat aberrant, le faible effectif concerné, environ 2 000 personnes dans le cercle de rayon 500 km était beaucoup trop faible pour que l'on puisse en tirer des conclusions statistiques.

Pour les mêmes raisons, il en fut de même de l'étude d'incidence, d'autant que les causes de décès sur des îles isolées ne sont pas toujours bien connues.
Bien que l'étude n'ait pas la puissance nécessaire, elle laissait apparaître la possibilité d'un excès de cancers de la thyroïde chez les femmes, pathologie qui se retrouve à des fréquences similaires dans les populations Maori de Nouvelle Calédonie.

Enfin des études cas témoin, mieux adaptées, n'ont pas apporté d'éclairage significatif. La faiblesse des populations concernées rend une approche épidémiologique autre que cas témoin, inadéquate. Une étude cas témoin sur les leucémies infantiles n'a rien mis en évidence.

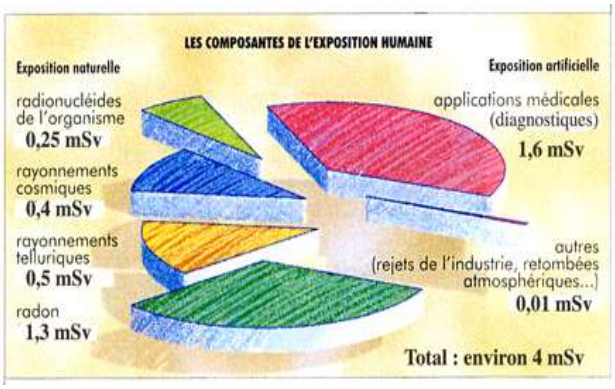
L'impact de la radioactivité naturelle sur les populations

La radioactivité naturelle peut apporter beaucoup d'enseignements sur l'impact présumé des rayonnements ionisants, en effet, l'être humain, sur toute la surface du globe, y a été confronté à des niveaux divers, depuis la nuit des temps et apparemment cela ne semble pas avoir entravé son développement.
La biologie montre qu'il a développé des mécanismes réparateurs des dégâts causés à son ADN par toutes sortes d'agressions dont les effets du rayonnement.

Il a donc semblé intéressant d'étudier l'influence de cette radioactivité sur les habitants des régions où elle se manifeste le plus intensément.
La plus connue est la région du Kérala en Inde où 100 000 habitants sont exposés annuellement au niveau moyen de 5 mSv mais avec des valeurs pouvant atteindre 50 à 100 mSv. Une fraction significative des habitants, de l'ordre de 15 %, est exposée à des doses annuelles supérieures à **10 mSv**.
Il en est de même en Chine, dans le Yanagjang, où 80 000 personnes reçoivent des doses du même ordre de grandeur. Enfin des résidents d'autres régions du monde subissent aussi des irradiations élevées, au Brésil et en Iran par exemple.

Tous les résultats obtenus à ce jour ne montrent pas d'augmentation du risque, toutefois la collecte des données doit être améliorée pour les consolider. Des études complémentaires se poursuivent ce qui permettrait de donner un éclairage très intéressant sur les effets de la radioactivité dans la gamme des expositions entre 5 et 100 mSv, complétant ainsi les données issues de la cohorte SHN et pourrait confirmer et quantifier l'existence d'un seuil.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA



En France, la radioactivité naturelle est à l'origine de doses annuelles moyennes reçues par la population de l'ordre de 2,5 mSv avec des disparités régionales importantes entre les régions granitiques et sédimentaires.
En ajoutant les doses reçues de par l'irradiation médicale à des fins diagnostiques, c'est environ **4 mSv** que reçoit en moyenne la population française.

A ces niveaux de quelques mSv, on ne peut dire que vivre dans les régions granitiques comporte un risque accru, dû à leur radioactivité, d'autant que l'espérance de vie, qui varie légèrement d'une région à l'autre, n'est pas corrélée avec la présence ou non de radioactivité.
Cela confirme que si ce risque existe, il est noyé dans le bruit de fond dit naturel ou spontané, et que dans ce cas il reste dans le domaine du risque accepté, à défaut les populations seraient tentées de migrer, pour cette raison, des régions granitiques vers les régions sédimentaires.

Les conséquences des irradiations médicales à caractère diagnostique ou thérapeutique

Les expositions liées au diagnostic

L'exposition moyenne de la population française se situe entre 1 et 2 mSv soit à une valeur inférieure, mais assez proche de la moyenne de l'exposition due à la radioactivité naturelle.

Les examens diagnostiques portent sur une cohorte très nombreuse ce qui fait son intérêt et justifie la centaine d'études dont elle a fait l'objet. La faiblesse de l'exposition, la difficulté de trouver un référentiel national de personnes non exposées, rend difficile voire impossible l'obtention de résultats significatifs.
Par contre dans certains cas, des patients ont subi des expositions répétées du fait du suivi, par exemple de traitements contre la tuberculose ou scoliose. Le cumul des doses reçues par ces examens répétés ont pu atteindre 0,5 à 1 Gy à la poitrine entraînant un accroissement significatif du risque de cancer du sein chez les femmes atteintes de tuberculose.
Les enquêtes sont alors du type « cas-témoins ».
Des examens avec utilisation d'iode 131 ont parfois entraîné des doses importantes à l'organe. Une cohorte de 35.000 patients ayant reçu de l'ordre de 1 Gy à la thyroïde a été étudiée en Suède et n'a pas mis en évidence d'effet cancérogène pour des adultes. L'épidémiologie disposait d'une cohorte de bonne taille, d'un niveau d'exposition important avec des doses parfaitement connues, les conditions nécessaires à une bonne étude étaient réunies.

Les expositions thérapeutiques

En radiothérapie les doses reçues sont d'un autre ordre de grandeur, de 10 à 20 Gy. Cela entraîne un accroissement significatif des risques de cancer secondaire pour les organes situés en périphérie de l'organe cible et qui sont susceptibles de recevoir des doses de plusieurs centaines de mSv.

Les données de l'épidémiologie peuvent être comparés aux enseignements fournis par la cohorte SHN en tenant compte toutefois des différences notables par exemple de la susceptibilité des organismes japonais concernant les risques de cancer de l'œsophage.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche 43 A (Présentation) 8 mai 2010

LA PROPULSION NUCLÉAIRE

Dès 1942 (divergence de la première pile nucléaire), la capacité de disposer d'une source d'énergie anaérobie (en absence d'air) quasi-illimitée a permis d'assurer l'autonomie recherchée pour les sous-marins non seulement pour assurer leur propulsion, mais aussi toute la vie à bord (épuration d'air et usine d'oxygène, approvisionnement en eau par dessalement d'eau de mer) ; pratiquement, la durée des missions est désormais limitée par la nourriture et la capacité d'endurance des équipages.

Pour ce qui concerne les bateaux de surface, l'avantage d'une propulsion autonome est moins évident, d'autant que les navires marchands sont destinés à faire de nombreuses escales.
Se pose en effet le problème des ports-bases, capables de gérer les déchets et effluents liquides radioactifs.
Pratiquement, hors les navires militaires (porte-avions, croiseurs), seuls les brise-glaces russes tirent profit de l'autonomie de la propulsion nucléaire, car ils assurent l'ouverture de la route stratégique entre les océans Atlantique et Pacifique par le nord de la Russie, dans des zones pratiquement inhabitées.

C'est en 1959 que le gouvernement français a pris la décision de construire un sous-marin nucléaire.
Aujourd'hui la France possède dix sous-marins et un porte-avion nucléaires qui tirent leur énergie de la fission de l'uranium.
Les SNLE, sous-marins nucléaires lanceurs d'engins qui constituent la force océanique stratégique, en sont à leur deuxième génération.
Ils sont en cours d'être équipés de missiles M51, dont les progrès portent sur la portée, la vitesse, la furtivité et la précision.
Les sous-marins d'attaque de 2ème génération (SNA, type Barracuda) commenceront à être lancés en 2011, pour une mise en service opérationnelle à compter de 2017.La décision concernant le lancement d'un 2ème porte-avions a été reportée en 2011-2012.

La DGA est le maître d'ouvrage des navires, et le CEA assure la maîtrise d'ouvrage de toutes les chaufferies nucléaires navales.
Ils s'appuient sur les maîtres d'œuvre que sont les sociétés DCNS et Areva-TA qui assurent depuis l'origine la conception, la réalisation, l'entretien et le démantèlement de la flotte nucléaire.

Avertissement : les photos présentées dans ce dossier sont toutes reprises de publications internet.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 43 Ind. 1 du 8 mai 2010

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA PROPULSION NUCLÉAIRE

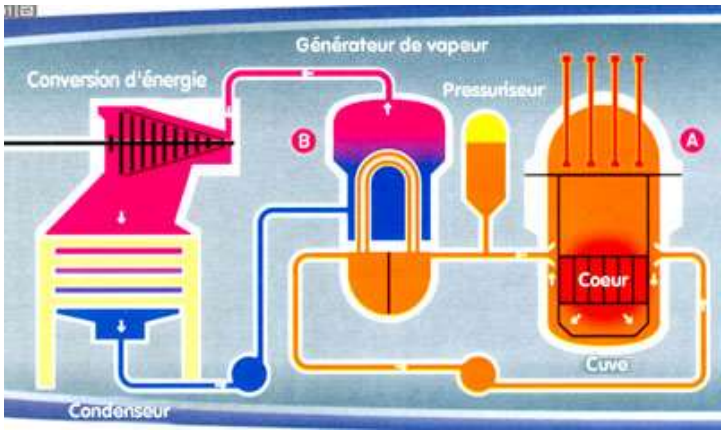
1. HISTORIQUE DES SOUS-MARINS NUCLÉAIRES [1]

Le premier sous-marin nucléaire a été le Nautilus, lancé en 1955 par les Etats-Unis ; il s'est rapidement illustré en traversant l'océan arctique via le pôle Nord en 1958.

En France, le programme Q 244, lancé en 1954 sur la base d'un réacteur à uranium naturel modéré à l'eau lourde, fut un échec [6].
Il a été suivi en 1959 par le programme Coelacanthe.
En 1964, le PAT (prototype à terre) diverge avec de l'uranium américain à fort taux d'enrichissement. Début 1965, la mise en service de l'usine d'enrichissement de Pierrelatte permet à la France de devenir autonome en uranium enrichi, et le Redoutable est mis à la mer en 1971.
A cette époque, il y a déjà 90 sous-marins américains et 55 sous-marins russes opérationnels.

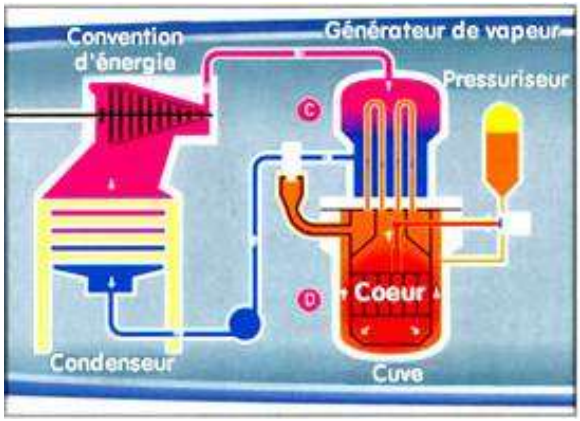
La force océanique stratégique (FOST), composante de la dissuasion
La France a adopté une stratégie de dissuasion, avec une composante aéroportée (initialement : Mirages III, fusées du plateau d'Albion) dont le vecteur est désormais le Rafale, notamment embarqué sur le porte-avions. L'autre composante est la force océanique stratégique, comprenant initialement 6 SNLE-M4*[1], et désormais 4 SNLE-NG*.

2. LA TECHNOLOGIE DES CHAUFFERIES FRANÇAISES [2]



Les chaufferies des SNLE* de type « Redoutable » sont des réacteurs à eau pressurisée (REP*), suffisamment compacts pour pouvoir être embarqués.

Les premiers réacteurs étaient à boucles, ce qui permettait de répartir les volumes de la cuve primaire et des deux générateurs de vapeur (GV*).



Pour les sous-marins d'attaque, une conception originale a été développée : le GV est placé directement au-dessus du cœur.
Outre le gain de place, cette conception supprime le risque de rupture de la liaison cœur-GV, qui constitue le principal accident sur un réacteur nucléaire (dépressurisation et perte du refroidissement).

[1] *Les sigles notés d'un astérisque renvoient au glossaire en fin de fiche*

Cette technologie a été reconduite pour les SNLE de nouvelle génération (SNLE-NG, ou encore « SNG ») dans la conception des chaufferies K15 qui équipent également le porte-avions Charles de Gaulle.
La turbine alimente l'arbre d'hélice via un réducteur, et des turbo-alternateurs qui rechargent des batteries permettant une propulsion autonome et silencieuse.

Performances [1]
Les performances des chaufferies nucléaires doivent être appréciées dans le cadre de l'environnement du navire et de ses conditions de navigation, ainsi que de ses missions militaires :

- environnement de navigation : roulis, tangage ; inclinaisons fortes
- ambiance marine corrosive
- accélérations, chocs militaires
- manœuvrabilité : passage de 10 % à 100 % de puissance nominale en 1 minute ; cyclages de puissance lors des catapultages
- disponibilité : situation de repli en cas d'accident ; redivergence au « pic xénon* »
- propriétés d'exploitation : facilité de conduite, d'entretien (accessibilité), disponibilité moyenne, caractère « pardonnant » à un écart ; coût de possession

3. LA FLOTTE NUCLÉAIRE FRANÇAISE

Depuis 2001, la flotte sous-marine française est exclusivement à propulsion nucléaire. Les sous-marins à propulsion classique qui continuent à être construits le sont uniquement pour l'exportation.

SNLE [3]

Dans la politique de dissuasion, le rôle du SNLE est d'exercer un effet dissuasif à l'égard d'un agresseur potentiel des intérêts vitaux de la Nation, grâce à ses 16 fusées à tête multiples qui peuvent détruire les centres principaux du pays agresseur.

Les SNLE sont basés à Brest. Deux équipages de 111 hommes chacun se relaient à bord. Le rôle du SNLE est d'être prêt à tout moment à lancer une salve, et pour cela de ne pas avoir été détecté. C'est pourquoi un effort particulier a été déployé vis-à-vis du bruit car, sous l'eau, toute vibration devient audible aux oreilles ennemies exercées.

Entre les deux générations de SNLE, un facteur 1 000 de discrétion sonore a été gagné.

SNA [3]

Ils assurent la protection des SNLE, assistent les forces navales en surface, effectuent des missions de contrôle (ou d'interdiction) de zones maritimes ainsi que de renseignements (par exemple, en envoyant ou en récupérant des agents depuis la mer), défendent le territoire national (en allant au contact d'un navire menaçant).
Les six SNA en service sont basés à Toulon. Les deux équipages qui se relaient comptent 70 hommes.

Pendant les guerres de Yougoslavie, il suffisait d'un SNA patrouillant en Adriatique pour bloquer tout trafic non autorisé. Les SNA de 2ème génération (type Barracuda) pourront lancer des missiles de croisière, comme leurs homologues américains.

PACDG photo DAM

Déplacement = 40 600 tonnes
Dimensions hors tout = 261,5 m x 64,4 m
2 catapultes de 74 m
1 îlot (le PA2 devrait en avoir 2)
8 ponts sous pont d'envol
Puissance propulsive maximale continue = 56 MW
2 lignes d'arbre
Vitesse de pointe = 27 nœuds
Il dispose de 2 réacteurs de type K15.

En service actif depuis le 18 mai 2001, il emporte 40 avions de combat dont certains peuvent être armés de missiles nucléaires.

Ses missions : attaquer des objectifs terrestres ou navals, assurer une couverture aérienne d'un théâtre d'opérations aussi bien à terre qu'en mer, et participer à la dissuasion nucléaire. Il a pris part à l'opération Héraclès en Afghanistan.
Haute de 75 mètres, soit un immeuble de 25 étages, cette ville flottante abrite près de 2000 membres d'équipage.

La décision de doter la marine française d'un deuxième porte-avions devrait être prise vers 2011-2012 [7].

4. LES FORCES MONDIALES

Pays	SNLE	SNA	Références
USA	49	53	[4]
Russie	14	61	[4]
Chine	1		
Inde		1	Location du K-152 Nerpa pendant 10 ans [8]
Brésil …			On trouve en [1] une projection des forces mondiales en 2025

La France est le seul autre pays à disposer d'un porte-avions nucléaire, les Etats-Unis en comptent 11.

5. LES AUTRES NAVIRES DE SURFACE

Les Soviétiques ont construit 4 croiseurs porte-missiles du type Kirov, dont le plus ancien est retiré du service, deux sont en réserve et le plus récent rebaptisé Piotr Veliky (Pierre le Grand) est encore en activité.
Les Américains n'ont quant à eux plus de croiseurs nucléaires en service.

Les Russes disposent de 8 brise-glace équipés de deux réacteurs nucléaires chacun. La liaison Atlantique – Pacifique par l'océan arctique est, en effet, un axe stratégique pour la Russie.
On voit sur la photo les brise-glace nucléaires Vaigach et Taymur en route vers le pôle Nord en 2008.

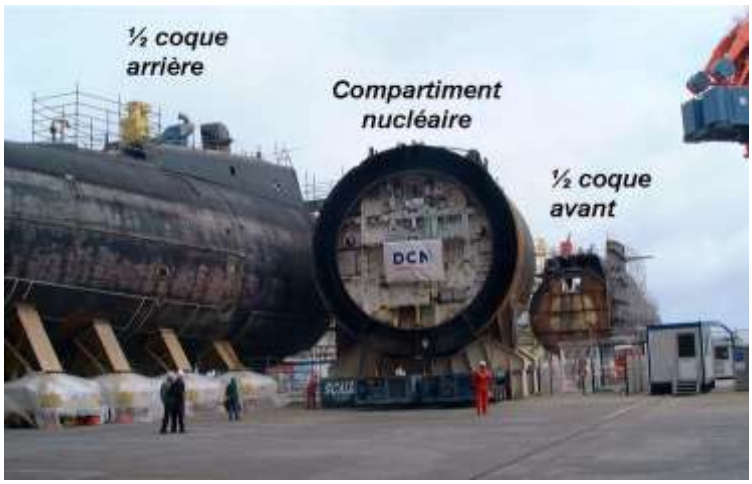
6. LA RECHERCHE ET LA FORMATION DES ÉQUIPAGES

Depuis le début de l'aventure française dans la propulsion nucléaire, les réacteurs ont été testés à terre : PAT (Prototype A Terre d'un réacteur à eau pressurisée à boucles destiné à équiper les SNLE-M4), CAP (Chaudière Avancée Prototype des réacteurs de SNA), RNG (Réacteur K15 pour les SNLE de Nouvelle Génération).

Maintenant que la conception compacte est parfaitement maîtrisée, a-t-on encore besoin de réacteur à terre ?

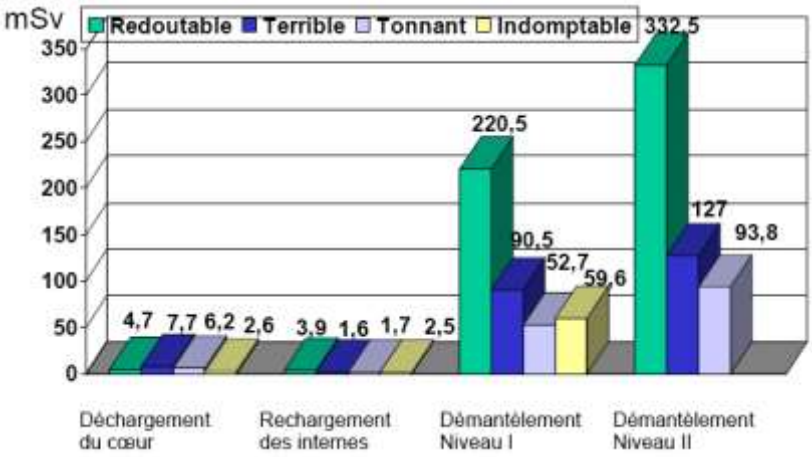
Le RES (Réacteur d'ESsai) en construction à Cadarache ne sera pas un nouveau prototype, mais il servira à améliorer les connaissances notamment en neutronique, grâce à son instrumentation à cœur, et également à tester des composants périphériques de conception nouvelle.
En particulier, des gains importants pourraient être réalisés sur la gestion des combustibles, en augmentant leur durée de vie par une meilleure utilisation de leurs réserves énergétiques, tout en gardant des marges de sûreté acceptables.
Comme ses prédécesseurs, le RES servira aussi à la formation des équipages, en complément du simulateur « full scope » SARIE [9].

7. LE DÉMANTELEMENT DES SOUS-MARINS NUCLÉAIRES



Le compartiment nucléaire, de taille limitée (diamètre de 10 m), est entreposé quelques dizaines d'années, en visant une décroissance radioactive suffisante pour un transport et un stockage définitif de déchets radioactifs de surface.

Le combustible peut être soit retraité par les procédés d'Areva-NC, soit envoyé au stockage profond des déchets tel que défini dans la loi du 28 juin 2006.



La conception modulaire par tranches facilite le démantèlement des sous-marins nucléaires : il suffit de découper le compartiment nucléaire, puis de ressouder les deux tronçons avant et arrière pour assurer la flottabilité de la coque, et son remorquage vers un chantier classique.

L'ex-Redoutable a été transformé en musée (Cité de la mer, Cherbourg).

Le graphe ci-contre montre l'évolution à la baisse des doses intégrées, résultant de l'expérience acquise.

Les Soviétiques puis les Russes ont lancé, de 1958 à 1997, 245 unités qui comprennent deux réacteurs chacune. Lors de la dislocation de l'Union Soviétique, la Russie a dû gérer le retrait du service de près de 200 navires, et a fait appel aux autres membres du G8 pour l'aider, lors du sommet de Kananaskis en 2002.

Le flux annuel de démantèlement, qui était de 2 à 4 sous-marins dans les années 90, s'est accéléré à une vingtaine par an dans les années 2000, et la Russie devrait avoir fini de démanteler 190 sous-marins en 2010.

RÉFÉRENCES

[1] Charles Fribourg, « La propulsion nucléaire des navires », www.energethique.com
[2] « La propulsion nucléaire, 50 ans sous les mers » www.cea.fr/defense/propulsion_nucleaire/50_ans_sous_les_mers (notamment des photos)
[3] http://www.netmarine.net/ (notamment des photos)
[4] Wikipedia (notamment des photos)
[5] DGA : « Démantèlement des sous-marins – Gestion des déchets »
http://atsr23.free.fr/congres/actes/RIDEL.pdf
[6] Les Redoutable, histoire d'une aventure technique, humaine et stratégique, V. Groizeleau
http://www.meretmarine.com/article.cfm?id=104185
[7] http://www.defense.gouv.fr/dga/dossiers/porte_avions_2_pa2
[8] Times of India, 18/3/2010
[9] http://www-cadarache.cea.fr/fr/activites/pdf/lepointsurRES_atout_n15.pdf (avril-juin 2007)

ANNEXE : L'ORGANISATION ÉTATIQUE POUR LA CONSTRUCTION DES NAVIRES NUCLÉAIRES [2]

En matière nucléaire concernant la Défense nationale, les rôles entre la DGA*, l'EMM* et le CEA sont répartis selon les termes d'un décret signé du Premier ministre.

L'élaboration d'un sous-marin nucléaire est régie par deux maîtres d'ouvrage :

- la Délégation Générale pour l'Armement (DGA) a pour missions d'orienter les développements en équipements militaires pour les trente ans à venir, de conduire les programmes d'armement et de développer la coopération européenne. Pour la propulsion navale, elle est maître d'ouvrage de l'ensemble du navire
- le CEA est maître d'ouvrage de la chaufferie nucléaire. Il reste propriétaire du cœur et du combustible

Ces deux maîtres d'ouvrage, assistés par le STXN*, passent commande auprès d'un groupement de quelques milliers d'industriels mené par deux entreprises principales, qui ont assuré la conception et la réalisation de la flotte nucléaire française :

- DCNS, Société privée à capitaux publics depuis 2003, est maître d'œuvre de l'ensemble du navire. Celui-ci est réalisé sur son site de Cherbourg selon un mode d'assemblage modulaire, c'est-à-dire par tranches. La cuve, le générateur de vapeur et les accessoires qui composent le réacteur sont, eux, fabriqués sur le site DCN-Indret de Nantes et sont ensuite transportés par barge jusqu'à Cherbourg
- Areva-TA, ex Technicatome (Société technique pour l'énergie atomique, créée en 1972, issue de la fusion des départements de construction des piles et de la propulsion navale du CEA) est maître d'œuvre de la chaufferie nucléaire, du cœur et du combustible

GLOSSAIRE

DAM : Direction des Applications Militaires du CEA ; elle comprend 4 directions d'objectifs : armes nucléaires, matières et environnement, sécurité et non prolifération, propulsion nucléaire ; www-dam.cea.fr
DGA : Direction Générale de l'Armement, relevant du Ministère de la défense
EMM : Etat-Major de la Marine, relevant du Ministère de la défense
GV : générateur de vapeur ; permet de transformer la chaleur, extraite du cœur du réacteur par l'eau primaire sous pression en vapeur non radioactive pour alimenter les turbo-alternateurs, et – via un réducteur - la turbine de propulsion.
M4, M45, M51 [3, 4] : missile équipé d'engins nucléaires
PAN : porte-avions (à propulsion) nucléaire ; **PACDG** : porte-avions Charles de Gaulle
Pic xénon : ^{135}Xe ($T_{1/2}$=9,2 h) est un descendant du produit de fission ^{135}I ($T_{1/2}$=6,7 h) et il décroît en ^{135}Cs ; il absorbe également les neutrons en formant ^{136}Xe.
Réacteur en fonctionnement, il est à l'équilibre mais, sa demi-vie étant plus grande que celle de son père, il s'accumule lors d'un arrêt et devient un « poison neutronique» du cœur avec un maximum au bout d'une dizaine d'heures. Il faut alors insérer un surplus de réactivité pour remonter en puissance.
REP : réacteur à eau pressurisée (en anglais : PWR : pressurized water reactor) ; c'est le type de réacteur électrogène le plus répandu dans le monde.
Il est directement issu des réacteurs de sous-marins, compte tenu du rapport (taille / puissance) favorable.
Le fait que le CEA ait eu à mettre au point ce type de réacteur pour les besoins des SNLE a permis à Framatome de franciser rapidement la licence achetée à Westinghouse pour les réacteurs du parc d'EDF.
SNA : sous-marin nucléaire d'attaque (en anglais : attack submarine – SSN)
SNLE : sous-marin nucléaire lanceur d'engins (en anglais : ballistic missile submarine – SSBN) ; les premiers étaient équipés de missiles M4, les **SNLE-NG** (ou **SNG** : de nouvelle génération) sont équipés de M45 remplacés progressivement par des M51.
STXN : **S**ervice **t**echnique **m**ixte pour la propulsion **n**ucléaire : composé d'ingénieurs du CEA (# 50 %), de DGA, (# 20 -25 %), d'officiers de la Marine (# 25-30 %).

Caractéristiques des sous-marins	SNLE	SNG	SNA	Barracuda
Longueur (m)	128	138	73	99,5
Diamètre (m)	10,6	12,5	7,6	8,8
Puissance propulsive (MW)	11,8	22,5	7	
Déplacement en plongée (tonnes)	9000	14335	2670	5300
Vitesse max en plongée (nœuds)	20	25	25	25
Équipage (hommes)	2 * 135	2 * 111	2 * 66	2 * 60

SNLE-M4 (service – retrait)	SNLE-NG (mise en service)	SNA (mise en service)	Barracuda *(noms d'après [3])* (lancement / service)
Redoutable (1971 – 1991)	Triomphant (1997)	Rubis (1983)	Suffren (2011 / 2017)
Terrible (1973 – 1996)	Téméraire (1999)	Saphir (1984)	Dugay-Trouin (2013 / 2019)
Foudroyant (1975 – 1998)	Vigilant (2004)	Casabianca (1987)	*Dupetit-Thouars* (2021)
Indomptable (1976 – 2005)	Terrible (2010)	Emeraude (1988)	*Duquesne* (2023)
Tonnant (1981 – 2000)		Améthyste (1992)	*Tourville* (2025)
Inflexible (1985 – 2008)		Perle (1993)	*De Grasse* (2027)

L'ÉNERGIE MARINE

Les pays de l'Union européenne se sont engagés à ce que l'ensemble des énergies renouvelables représente en 2020 au moins 20% de leur consommation énergétique. Dans ce contexte, avec le regain d'intérêt pour les énergies renouvelables non émettrices de GES, la mer possède un potentiel énergétique actuellement peu exploité qui se doit de participer à cette ambition.

Cette fiche se propose de présenter les principaux types d'énergie marine actuellement développés :

- l'énergie houlomotrice fournie par les vagues
- l'énergie des marées qui peut être captée de deux manières différentes :
  - soit en exploitant les variations du niveau de la mer : ce sont les usines marémotrices
  - soit en exploitant les courants de marée par l'utilisation de turbines ou « hydroliennes »
- l'énergie thermique en utilisant le principe de la pompe à chaleur entre la surface et le fond des mers

Ces filières ont des atouts à faire valoir. Cependant, elles n'ont jusqu'à présent jamais vraiment décollé et les techniques développées à ce jour relèvent du domaine de la recherche. Certaines font déjà l'objet d'approches semi-industrielles encourageantes. Leur développement devra se faire dans le respect du milieu marin.

1. L'ÉNERGIE DES VAGUES (ÉNERGIE HOULOMOTRICE)

La puissance des vagues est une forme concentrée de l'énergie du vent, elle-même issue de l'énergie solaire. Des prototypes installés sur les côtes puis en mer ont été testés dans divers pays (Japon, Inde, Portugal, Royaume-Uni, Norvège). On peut citer les programmes LIMPET en Angleterre, le système Pélamis testé au Portugal. Le projet Français SEAREV pourrait être implanté au large de l'île d'Yeu.
Ce sont des systèmes lourds et techniquement difficiles à rentabiliser.

2. L'ÉNERGIE DES MARÉES

L'usine marémotrice du barrage de la Rance fourni de l'électricité au réseau depuis 1966. Sa puissance moyenne utile est de 60 MW. Peu de nouveaux projets se basent sur cette technique.

Le barrage de la Rance

Le Prototype SeaGen de 1.2 MW

La voie la plus prometteuse est basée sur l'utilisation des courants créés par les marées, localement forts et qui transportent des énergies énormes. En France, EDF estime autour de 3000 MW les puissances crêtes envisageables soit l'équivalent de deux unités de réacteurs REP. Deux sociétés Anglaises avec Marine Current Turbine et Tidal Stream et une française avec Hydrohelix Energie développent en Europe des hydroliennes ou « éoliennes marines » constituées d'une turbine à axe horizontal avec des pales verticales, placée à faible profondeur. A terme des champs d'hydroliennes pourront constituer des unités produisant une centaine de MW.

3. L'ÉNERGIE THERMIQUE DES MERS OU OCÉANOTHERMIE

Dans toute la zone intertropicale la température de l'eau de l'océan reste uniformément proche de 4°C à 1000 mètres de profondeur alors qu'en surface elle est supérieure à 20°C. Ce phénomène naturel peut être utilisé pour produire de l'énergie suivant le principe des pompes à chaleur. Du fait de leur faible rendement thermodynamique, ces installations doivent brasser des quantités d'eaux très importantes de plusieurs m^3/s par MW produit pour produire plus qu'elles ne consomment.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 44 Ind.2 du 14 avril 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ÉNERGIE MARINE

1. INTRODUCTION

Les pays de l'Union européenne se sont engagés à ce que l'ensemble des énergies renouvelables représente en 2020 au moins 20% de leur consommation énergétique.
En France, ces objectifs conduiront à doubler la part actuelle des énergies renouvelables non émettrice de gaz à effet de serre.
Dans ce contexte, la mer possède un potentiel énergétique actuellement peu exploité qui se doit de participer à cette ambition.
Les techniques développées à ce jour relèvent essentiellement du domaine de la recherche. Certaines font déjà l'objet de développements semi-industriels encourageants et les prochaines années devraient voir la part de l'énergie électrique d'origine marine décoller.

La mer est un milieu riche en flux énergétiques pouvant être exploités sous diverses formes :

- l'énergie houlomotrice (énergie des vagues)
- l'énergie marémotrice (énergie des marées)
- l'énergie hydrolienne («énergie des courants marins)
- l'énergie thermique des mers (utilisant le gradient entre surface et grande profondeur)
- l'énergie osmique (utilisant le gradient de salinité à l'embouchure des fleuves).

Ce secteur quasiment vierge a un vaste espace pour se développer près des côtes de l'Atlantique et de la mer du Nord, pour ce qui concerne les pays Européens.

Ces diverses filières n'en sont pas au même point de leur développement technologique

2. L'ÉNERGIE MARINE DANS LE CONTEXTE ÉNERGÉTIQUE FRANÇAIS

Selon le Commissariat général au développement durable, la France produit environ 1,3 à 1,4 millions de TWh d'électricité dont 12% d'hydroélectricité et quelques % à partir d'éoliennes.

C'est au travers du développement d'énergies renouvelables et faiblement productrices de gaz à effet de serre qu'il faut s'orienter pour participer pleinement au projet européen.

L'énergie marine se place dans ce bon créneau et il est intéressant d'en esquisser ses potentiels techniques, économiques et environnementaux, bien qu'aujourd'hui elle ne contribue qu'à 0,4% de la production hydraulique française avec l'usine de la Rance.

L'ordre de grandeur de l'énergie mondialement dissipée annuellement par les seuls courants de marée est évalué à plus de 20 millions de TWh.
En ce qui concerne la France, métropole, et territoires sous juridiction française, la surface totale des zones maritimes dépasse largement les 10 millions de km^2 et représente un potentiel de 3000 MW soit 27 TWh par an.
Selon une étude « réaliste » de EDF-LNHE, les ressources de la France métropolitaine sont de l'ordre de la dizaine TWh par an.

Au vu de ces chiffres, l'énergie marine ne pourra être que d'un faible apport à la demande, mais elle pourrait apporter des solutions viables dans des conjonctures locales, comme en Bretagne où le rapport consommation/production d'énergie électrique est très déficitaire (la production totale d'électricité représente 8,5 % de sa consommation en 2010).

Concrètement, l'ADME (Agence de l'Environnement et de la Maîtrise de l'Energie) a lancé en 2009 un Appel à Manifestations d'Intérêt (AMI) Energies Marines. Cinq projets ont été sélectionnés à l'issue de cet AMI : 2 projets hydroliens (SABELLA D10 et ORCA), 2 projets d'éolien flottant (VERTIWIND et WINFLO), et 1 projet d'houlomoteur (S3).

3. L'ÉNERGIE DES VAGUES (ÉNERGIE HOULOMOTRICE)

L'énergie houlomotrice est en développement avec une floraison de technologies concurrentes (environ 140 répertoriées actuellement).
A l'horizon 2030, selon la Commission Européenne, l'houlomotricité occuperait la quatrième place des énergies renouvelables utilisées pour produire de l'électricité, derrière l'éolien terrestre et offshore et l'hydraulique
La puissance des vagues est une forme concentrée de l'énergie du vent, elle-même issue de l'énergie solaire. On chiffre généralement cette puissance en kW par mètre de front de vague (kW/m).
Une houle de 7 à 10 s de période ayant une amplitude de 2 m transporte en pleine mer un flux de puissance de 40 à 50 kW/m.
En moyenne annuelle, sur les côtes de l'Atlantique la puissance disponible n'est que de 25 kW/m et de 4 à 11 kW/m en Méditerranée. Plusieurs modules peuvent être regroupés en unités de production sur de grandes surfaces avec un objectif raisonnable de l'ordre de 30 MW/km^2.

Fig 1 : Le système Pélamis testé au Portugal

Fig 2 : Le moulin à marée de l'Ile Bréhat

Il existe une multitude de projets, la plupart encore au stade d'études ou de maquettes.
On d[illegible]es classes de système :

- [illegible]mes à déferlement
- [illegible]mes à colonne d'eau oscillante
- [illegible]mes à flotteurs en surface (Le serpent Pelamis et le projet S3 de SBM marine de Monaco)
- [illegible]mes immergés

L'exemple le plus représentatif à ce jour en est le projet Pelamis de Ocean Power Delivery Ltd (Fig. 1) dont un module de 0,75 MW de puissance crête a été raccordé au réseau en août 2004 au Portugal.
La puissance moyenne annuelle espérée serait de 0,3 MW. Un projet français (S3) est en cours de tests à l'École Centrale de Nantes (Fig 3) utilisera des longs tubes immergés (10 tubes creux de 300 m de long et de 2,5 m de diamètre), incluant des polymères électroactifs qui se déforment sous l'action de la houle en convertissant directement l'énergie des vagues en électricité sans pièces mécaniques intermédiaires. La puissance visée est de l'ordre de 400 kW.

Côté avantages, l'impact visuel et environnemental liée à ces systèmes est plus faible que celui de l'éolien. La technologie robuste utilisée permet des durées de fonctionnement importantes voisines de 4 000 h/an.
Côté inconvénients, des points techniquement durs devront être résolus, tel que l'influence des irrégularités de la houle sur les rendements et la surcharge structurelle, permettant au système de résister aux ouragans (100 fois le poids normal).

Enfin la force des vagues dépend du vent qui est a priori aléatoire, l'énergie produite peut être prévisible mais, n'est pas constante.

Fig. 3 : L'hydrolienne l'Arcouest au large de Paimpol

Fig. 4 : Le barrage de la Rance (EDF Rémi Artiges)

4. L'ÉNERGIE MARÉMOTRICE DANS LES ESTUAIRES

L'énergie marémotrice a été utilisée depuis fort longtemps (Fig. 4).
Les premiers « moulins à marée » ont été construits au Moyen-Âge dans la région de Londres. Les sites adaptés à cette technique sont peu nombreux ; ils se concentrent dans les régions où, du fait notamment des conditions hydrodynamiques, l'onde de marée (inférieure au mètre loin des côtes) est amplifiée avec un marnage (différence de hauteur d'eau mesurée entre les niveaux de pleine mer et de basse mer consécutives) de 7 à 10 mètres. C'est notamment le cas dans l'estuaire de la Rance (Fig 4).

Le Canada a de son côté identifié 190 sites, dont la Baie de Fundy, avec une puissance potentielle totale estimée autour de 40 000 MW, ce qui assurerait près des 2/3 de la demande canadienne actuelle en électricité.
A chaque marée, on stocke le flux de la marée en fermant un barrage établi au travers d'une baie ou d'un estuaire pour utiliser l'énergie potentielle créée par le marnage, comme dans un barrage classique. Les turbines fonctionnent au flux et au reflux.

Les travaux du barrage de la Rance, dans la Baie du Mont St Michel, ont démarré en 1961, et le chantier de l'usine fut définitivement achevé en 1966. Depuis son raccordement au réseau en 1967, l'usine de la Rance dispose de 24 « groupes bulbes » possédant chacun un alternateur de 10 MW, soit une puissance de crête de 240 MW (la puissance moyenne utile est de 60 MW, soit un taux de disponibilité de 25%).

L'exploitation optimale de l'énergie marémotrice nécessite des infrastructures importantes, qui peuvent modifier notablement les équilibres écologiques dans des zones généralement fragiles. Les coûts de maintenance sont aussi relativement élevés.

L'usine marémotrice de la Rance est la principale source d'électricité de la Bretagne. C'est un des premiers programmes d'énergie marine mené à son terme, ce qui permet de faire un bilan sérieux de son fonctionnement. Le taux de disponibilité de l'installation est d'environ 25 %, taux qui est lié à la périodicité et à l'amplitude des marées. L'usine produit 0,5 à 0,6 TWh par an, pour une durée de fonctionnement nominal de 2 000 à 2 500 heures par an. Son coût de production est de l'ordre de 100 € le MWh.

D'aucuns envisagent de créer artificiellement en pleine mer des réservoirs d'eau sous forme de lagons artificiels avec un fonctionnement identique aux usines marémotrices. Ces grands bassins seraient créés en construisant des murs sur le plateau continental, là où l'eau est peu profonde et avec un fort marnage. Le Royaume Uni a sélectionné deux sites, l'un à Blackpool sur la côte Ouest, et l'autre à Washington sur la côte Est.
Avec une surface totale de 800 km^2, la puissance crête serait de 3 500 MW. Les impacts environnementaux de telles installations doivent être étudiés très sérieusement.

5. L'ÉNERGIE DES COURANTS DE MARÉE : LES HYDROLIENNES

Le phénomène des marées se traduit par des déplacements de quantités d'eau considérables et les courants engendrés véhiculent des énergies énormes.
Ces courants peuvent faire tourner des « éoliennes » sous-marines, les hydroliennes, qui obéissent aux mêmes lois physiques. Leur puissance est proportionnelle à la masse volumique du fluide et au cube de la vitesse de ce fluide au travers des pales.

Ainsi une hydrolienne de 10 m de diamètre produira en sortie d'alternateur 125 kW avec un courant de 2 m/s et plus de 450 kW avec un courant de 3 m/s, en tenant compte de pertes additionnelles. Les zones propices sont celles où la vitesse des courants est supérieure à 1 ms-1 et la profondeur d'eau est typiquement d'au moins 20 m pour que la machine puisse avoir une puissance suffisante. Une production pouvant dépasser dans les meilleurs sites 100 MW au km² est envisageable.

Le potentiel européen utilisable est, selon les différentes études, estimé autour 14 000 MW. La Grande-Bretagne possède le plus important potentiel avec près de 10 000 MW.
D'après EDF, la France viendrait en deuxième position avec 3 000 MW « installables », répartis entre la Bretagne et le Cotentin.
Ces courants rapides n'existent qu'à faibles profondeurs et à proximité des côtes. Les machines sont donc de taille modeste (rotors de 10 à 20 m de diamètre maximum).

Une technique pratiquement mature utilise des turbines à axe horizontal avec des pales verticales.
Trois sociétés européennes utilisent ce principe, deux Anglaises avec Marine Current Turbine (MCT) et Tidal Stream et une française avec Hydrohelix Energie :

- depuis 2003, le projet Seaflow utilise deux turbines jumelles montées sur des piles de 3 à 4 m de diamètres et supportant chacune deux hélices de 8 m de diamètre qui produisent une puissance de 300 kW avec un courant de 2,5 m/s
- en 2008, une installation test SeaGen (fig. 6) avec la même conception est installée à Stangford Lough en Irlande du Nord. Elle développe une puissance de 1,2 MW pour des courants de 2,4 m/s avec une durée de fonctionnement qui dépasse les 20 heures par jours. Jusqu'à présent ce prototype a livré plus de 800 MWh au réseau électrique Irlandais
- basée sur la même technologie, deux projets sont en cours de lancement le premier comporte un ensemble de 7 machines de 1,5 MW, chacune sera implantée dans l'île galloise de Anglesey et sera opérationnelle en 2011. Le second sera un ensemble de 66 éléments sur une surface de 4,3 km² et sera implantée près des îles Orkney en 2017. Cet ensemble devrait générer une puissance moyenne de 100 MW

Fig 5 : Le projet SeaGen, prototype de MTC de 1.2 MW

Fig 6 : Prototype Sabella 03

La Bretagne a aussi investi dans les hydroliennes avec le projet Sabella (SABELLA D10) porté par la société Hydrohélix. Ces turbines posées sur le fond marin, sans emprise en surface, sont stabilisées par gravité et ancrées en fonction de la nature du fond.

Un premier prototype a été mis à l'eau en 2008 dans l'estuaire de Benodet (Il produit des puissances de 10 à 80 kW selon les vitesses des courants), un second projet a été retenu fin 2010.
En juin 2012, un accord a été signé entre Eole Génération, filiale du groupe GDF-Suez, et Sabella. «La Sabella D10», deuxième hydrolienne d'Hydrohélix, sera immergé près d'Ouessant au passage du Fromveur. (Fig. 6).

Ce nouveau projet prévoit un ensemble de 5 turbines de 10 m de diamètre générant une puissance maxi de 1,5 à 2,5 MW chacune (Fig. 7).

Fig. 7: Le projet Sabella 10

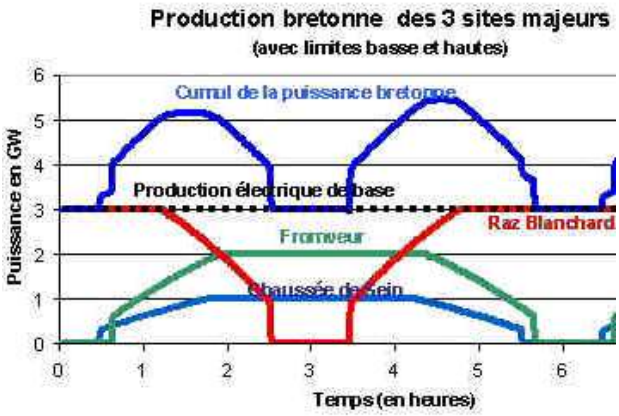


Fig 8

EDF s'intéresse depuis peu à l'énergie marine et des études de faisabilité sont effectuées pour différents sites à forts courants de la Manche (Fig 3) avec La Chaussée de Sein (3m/s), le Fromveur à Ouessant (4m/s), le Cap Fréhel (2m/s), le Raz Blanchard (5m/s).

Du fait de l'échelonnement des cycles de marée pour chaque site, la figure 8 recale dans le temps la somme des puissances produites pour l'ensemble des trois sites actuellement envisagés.

De nombreux autres programmes semi industriels basés sur des technologies innovantes sont en cours d'essais. On peut citer en France :

- le projet BluStream Megawatforce développé par « Le Gaz Intégral (LGI) » et Guinard Energies, France utilise des tuyères accélératrices pivotantes avec effet venturi, où l'eau pénètre dans un conduit conique.
  En passant dans cet entonnoir, la vitesse des courants est augmentée ; cette accélération décuple la rotation de l'hélice. L'effort est donc mis sur le rendement de la turbine, et sur un coût faible du kWh. Un prototype à l'échelle ½, sera installé dans la Ria d'Etel (près de Lorient), pour prouver la viabilité de la solution.
- les hydroliennes flottantes constituent une technologie plus légère que les hydroliennes immergées, de maintenance plus facile et potentiellement moins coûteuse en investissement, et surtout en coût de fonctionnement et maintenance, mais moins acceptables car entravant le trafic et la pêche, avec aussi des risques en cas de rupture des amarres. La société écossaise ScottRenewables a un démonstrateur d'hydrolienne flottante en essai à l'EMEC

Ces différents projets font apparaître des avantages certains :

- les courants marins sont prévisibles, on peut donc estimer avec précision la production d'électricité et les taux de production semblent être supérieurs à ceux des éoliennes
- globalement, le potentiel énergétique des courants marins est relativement important, actuellement seuls des espaces restreints à des courants de marée élevés sont aménagés
- l'hydrolienne utilise une énergie renouvelable et elle ne pollue pas
- les hydroliennes sont 25 à 30 fois plus petites que les éoliennes à puissance fournie égale
- la vie sous-marine est paisible, il n'y a pas de tempêtes. Les turbines sous-marines, n'exigeront pas, en fonctionnement normal, des facteurs de sécurité élevés dans leur conception et leurs infrastructures. Elles devront néanmoins résister à la houle superficielle pendant les maintenances
- ancrées dans des zones à très fort courants, les champs d'hydroliennes sont implantés hors des zones de pêche en haute mer. Ils ne devraient pas être une gêne pour les professionnels

Ces mêmes études révèlent aussi un certain nombre d'inconvénients qui devront être réduits à un niveau « acceptable » :

- les hydroliennes créent des turbulences, qui peuvent modifier la sédimentation et avoir des effets sur la flore et faune
- des poissons ou mammifères marins peuvent heurter les hélices. Ces dernières peuvent être conçues pour tourner très lentement et minimiser ces effets

- pour éviter le développement des algues et le dépôt d'organismes, il faut utiliser un antifongique comme sur les bateaux. Ce produit doit être appliqué régulièrement, ce qui induit un coût d'entretien important et de la pollution
- dans les eaux turbides du fait de la présence de sable en suspension (Pas de Calais, par exemple), l'érosion par le sable des pales d'hélice est très forte. L'entretien doit être fréquent et il est très sensiblement plus compliqué qu'à l'air. Pour cette raison, certaines hydroliennes ont leurs structures mobiles émergeant de l'eau
- il faut penser à acheminer le courant électrique du fond des mers jusqu'à la terre. Cela représente un surcoût non négligeable suivant les sites envisagés (comme pour les éoliennes au large)

Actuellement, les coûts de production électrique sont de l'ordre de 45 €/MWh, soit un niveau comparable aux estimations faites pour les éoliennes terrestres ou au large des cotes. En moyenne, le coût d'installation d'une hydrolienne est de 3,8 M€/$MW_{installé}$, à comparer au 2,8 M€ pour une éolienne.
Ce coût élevé d'investissement, associé à un tarif d'achat de l'électricité qui pourrait à terme n'être plus subventionné, peut pour l'instant faire reculer les investisseurs.

6. L'ÉNERGIE THERMIQUE DES MERS OU OCÉANOTHERMIE

Dans toute la zone intertropicale la température de l'eau de l'océan reste uniformément proche de 4°C à 1 000 mètres de profondeur alors qu'en surface elle est supérieure à 20°C.

On utilise cette différence de température pour produire de l'électricité, mais également de l'eau douce, du froid pour la climatisation (SWAC) et des produits dérivés pour l'aquaculture suivant le type de processus (cycle ouvert ou le fluide de travail est l'eau de mer ou cycle fermé ou le fluide de travail est un fluide caloporteur spécifique).

Si on prend en compte les masses d'eau mises en jeu, le potentiel énergétique est énorme.
Néanmoins, du fait de la faible différence de température entre les sources chaude et froide, le rendement thermodynamique est très faible (3 à 4 %). Pour produire plus qu'elles ne consomment, ces installations doivent donc brasser des quantités d'eaux très importantes de plusieurs m^3/s par MW produit. Elles devront aussi résister aux tempêtes tropicales.
De plus, plusieurs challenges technologiques devront être résolus (tuyau d'eau froide, résistance aux biosalissures, rejets importants en eaux profondes, …). Les USA sont actuellement les leaders dans cette branche.

Il est difficile d'avancer des coûts compte tenu du faible degré d'avancement de cette filière. Les coûts d'investissement objectifs vont de 4 500 à 6 000 € par kW installé.

7. CONCLUSION

Nous avons tenté de résumer les différentes possibilités dans l'exploitation énergétique des océans. Avec un potentiel énergétique relativement modeste, nous avons vu que ces filières ont des atouts à faire valoir.

Avec le regain d'intérêt pour les énergies renouvelables non émettrices de GES, la donne commence à changer.

Le développement de la filière marine semble suivre, avec un certain décalage, la même évolution que l'éolien avec une problématique sensiblement identique (rentabilité, pérennité à moyen et long terme, …), avec un certain nombre d'atouts que n'a pas sa cousine.
Des projets, certes de puissance modeste, en partenariat avec de grands groupes industriels, sont sérieusement envisagé présageant des réalisations semi-industrielles dans les années à venir.

Il parait évident qu'elle ne peut prétendre à devenir une énergie primaire majeure comme l'est le nucléaire, mais par un développement raisonné, elle pourrait constituer localement (par exemple en Bretagne) un apport dans la constitution du mix énergétique du futur.
Pour être accepté, le développement de ces filières devra se faire dans le respect du milieu marin et en y intégrant ses différents acteurs.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Tableau comparatif des différentes énergies marines

Technologie	Marée motrice	Hydrolienne	Houlomotrice	Thermique
Ressource mondiale (TWH/an)	300	800	80 000	10 000
Prospectives de production selon les scénarii ADME en 2030	0,6 à 1,5 TWh/an	0,3 à 0,6 TWh/an	0,3 à 0,6 TWh/an	0,2 à 0,7 TWh/an (DOM-TOM) 1,6 à 16 TWh/an (SWAC)
Stade de développement	- Industriel pour le marées-moteur classique - Précoces pour les lagons offshores	Avancé	Préindustriel Nombreux projets de technologies différentes	Très précoce
Avantages	- Technologie éprouvée	- Espace nécessaire réduit - Peu ou pas de structures apparentes - Fonctionnement prévisible	- Pas de fondations - Entretien aisé	- Production continue - Production d'eau douce et d'air conditionné
Inconvénients	- Fonctionnement intermittent - Problèmes environnementaux - Faible potentiel mondial	- Fonctionnement intermittent - Entretien compliqué - Zones exploitables restreintes - Peut gêner les activités marines	- Fonctionnement intermittent et aléatoire - Peut gêner les activités marines	- Investissement conséquent - Réservé aux zones tropicales - Complexité technique

GAENA
(ex GASN)

Fiche 45 A (Présentation) 3 mai 2014

L'ACCIDENT DE THREE MILE ISLAND (TMI-2)

L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island (TMI-2), qui s'est produit aux États-Unis en 1979 et a bouleversé l'opinion publique américaine, a concerné un réacteur dont la filière a été choisie et développée par la France.

Il a donc été particulièrement étudié par l'Autorité de sûreté française et par l'exploitant EDF. Son examen a permis des avancées considérables pour la sûreté du parc français et la gestion de crise.

La fiche retrace cette séquence accidentelle et ses conséquences matérielles et sanitaires, elle résume très succinctement à la fois les constatations, enseignements et recommandations contenus dans les attendus de la Commission d'enquête américaine diligentée par le Président des Etats Unis, quinze jours après l'accident, et celles de l'autorité de sûreté française.

- ✓ Abusés par une instrumentation ambiguë, les opérateurs de TMI-2 ont mal interprété ce qui se passait dans le réacteur et ont, deux heures durant, pris des mesures aggravantes qui ont transformé un incident banal en accident sérieux et conduit à la destruction du cœur du réacteur, dont un tiers a fondu.
- ✓ Si la centrale, presque neuve, a dû être définitivement arrêtée, l'accident n'a pourtant causé aucune victime et n'a eu aucun impact significatif sur l'environnement, ce qui démontre spectaculairement la robustesse de la conception des réacteurs à eau pressurisée en matière de sûreté.
- ✓ L'accident a été riche d'enseignements : importance de la défense en profondeur, importance du facteur humain, dispositifs d'aide à l'opérateur, hiérarchisation des alarmes, et rôle essentiel, en dernier ressort, de l'enceinte de confinement, barrière ultime entre la radioactivité du cœur et le monde extérieur.
- ✓ Tous les réacteurs du monde ont profité des enseignements tirés de l'accident de TMI-2. On a pu estimer que la prise en compte de ces leçons a réduit *d'un facteur 10* le risque de fusion de cœur dans les réacteurs occidentaux « de deuxième génération ».
- ✓ Le bâtiment réacteur a été complètement nettoyé, ce qui constitue également une « première » à valeur démonstrative. [1]

[1] B. Barré, SFEN/GR21. Février 2009

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 45 Ind. 3 du 03 mai 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ACCIDENT DE THREE MILE ISLAND (TMI-2)

1. INTRODUCTION

L'accident nucléaire survenu le 28 mars 1979 dans l'un des deux réacteurs de la centrale américaine de Three Mile Island (TMI-2), près de Harrisburg en Pennsylvanie (USA), fait partie avec Tchernobyl et Fukushima des trois accidents majeurs ayant touché des réacteurs électronucléaires de puissance.
Sa particularité est d'avoir concerné la filière des réacteurs qui a été généralisée en France, les réacteurs à eau pressurisé (REP – ou PWR en anglais).
Le compte rendu précis de cet accident était donc susceptible d'apporter à cette époque des enseignements précieux sur la sûreté de ce type de réacteur.
Cet accident fut donc particulièrement analysé en France par plusieurs organismes :

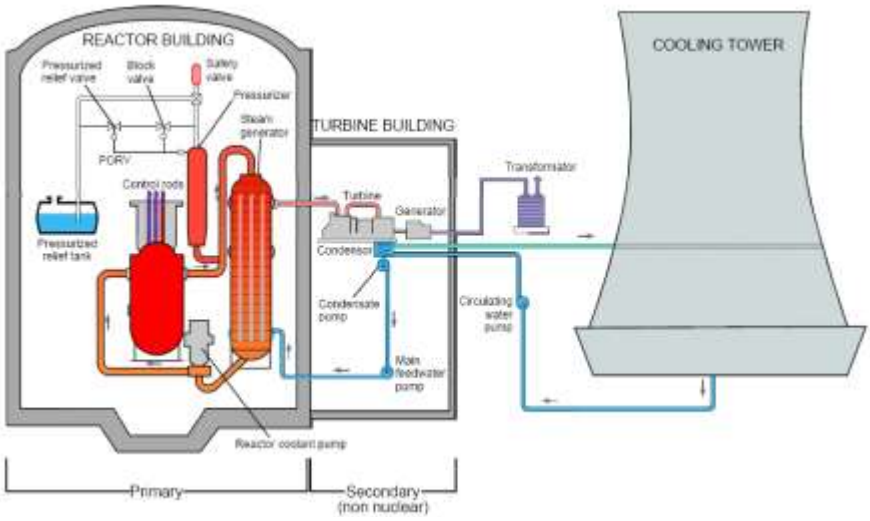
- au CEA, par l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) (devenu aujourd'hui l'IRSN) et dirigé alors par P. Tanguy
- au Ministère de l'Industrie par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) devenu aujourd'hui l'ASN (Autorité de Sécurité Nucléaire)
- par l'Académie des sciences
- et bien évidemment, par l'exploitant nucléaire français : EDF.

2. PRÉSENTATION DU RÉACTEUR

TMI-2 est la deuxième tranche d'une puissance de 820 MWe de la centrale de Three Mile Island, réalisée sur une île de la Susquehanna River, à 15 km d'Harrisburg (90 000 habitants), la capitale de l'état de Pennsylvanie, au milieu d'une zone urbanisée de 500 000 personnes.

L'accident survient un an environ après sa connexion au réseau en avril 1978 et quelques mois après sa mise en service commercial le 30 décembre 1978. Dans le détail, il existait une petite différence entre le réacteur accidenté de conception Babcock et Wilcox et les réacteurs construits en France sous licence Westinghouse. Les circuits de refroidissement du primaire sont pour ces derniers au nombre de trois, au lieu de deux pour TMI -2, et les tubes des générateurs de vapeur sont en forme de U au lieu d'être rectilignes, ce qui peut permettre de retarder d'une dizaine de minutes un éventuel assèchement. Ces détails n'ont pas eu d'influence déterminante sur le déroulement de la séquence accidentelle.

Schéma du réacteur



3. LES CIRCONSTANCES DE L'ACCIDENT

Alors que du personnel effectuait des travaux de maintenance sur le circuit secondaire, il se produit un incident mineur d'exploitation : l'arrêt de l'alimentation en eau, au secondaire des générateurs de vapeur, ce qui entraîne automatiquement le démarrage des pompes d'alimentation de secours.

Le transitoire de pression et de température généré par ce basculement a été immédiatement corrigé par les automatismes, qui d'une part ouvrent la vanne de décharge du pressuriseur pour faire chuter la pression, et d'autre part font tomber les barres de sécurité pour réduire la puissance – donc la température – en arrêtant le réacteur.
Ces deux actions correctrices ont parfaitement fonctionné.
En une dizaine de secondes, la pression est revenue à sa valeur nominale et les automatismes ont donné l'ordre de refermer la vanne de décharge du pressuriseur, et l'opérateur en salle de contrôle reçoit cette information, qui va s'avérer erronée.

A ce moment, il reste à évacuer la puissance résiduelle, soit 4 % de la puissance thermique, 30 secondes après l'arrêt, puis 1 % (soit 30 MW) 2 heures après l'arrêt.
La chaleur liée à cette puissance résiduelle doit s'évacuer normalement par les générateurs de vapeur, la circulation du fluide primaire étant assurée par les pompes ou naturellement par thermosiphon.
Le circuit primaire va perdre l'eau qui s'échappe par la vanne de décharge du pressuriseur, qui ne s'est en fait pas refermée.

La pression baisse et, à un seuil déterminé, les automatismes enclenchent le système d'injection de secours, opération tout à fait adéquate.
Mais l'opérateur doit, en fonctionnement normal, veiller à conserver une bulle de vapeur en haut du pressuriseur afin de réguler la pression et empêcher de rigidifier l'ensemble du circuit primaire. En effet, si ce matelas disparaît, l'eau étant incompressible, tout transitoire de pression va se répercuter brutalement sur l'enveloppe du circuit primaire. Il est donc très attentif sur ce point.

Or l'indication de niveau du pressuriseur se trouve perturbée par un mélange eau vapeur, il n'y a plus de séparation nette liquide-vapeur, l'opérateur va donc penser que le pressuriseur a trop d'eau, il arrête donc l'injection de secours et l'eau du circuit primaire non remplacée se vide.
Si H est l'heure de l'ordre non exécuté de fermeture de la vanne, à H + 6 min, les conditions d'ébullition du fluide primaire sont atteintes.
L'extraction de la chaleur par les générateurs de vapeur est entravée par l'oubli de vannes en position fermée quelques jours auparavant pour des raisons de maintenance, bien que les procédures indiquent que l'opérateur doit vérifier qu'elles sont bien laissées en position ouverte en fin d'opération.

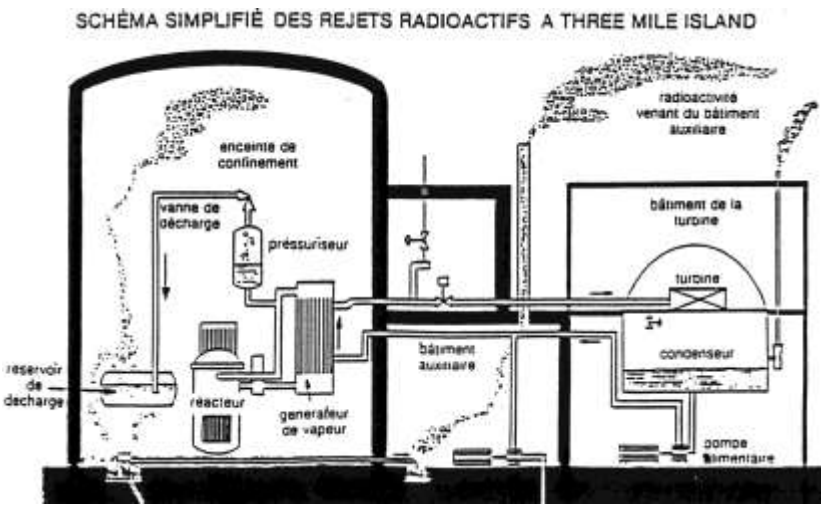
On va donc se trouver dans la situation suivante :
Un circuit primaire qui s'échauffe et se vide, et un secondaire qui n'évacue pas la chaleur résiduelle : on se dirige rapidement vers l'accident. A H + 15 min, les disques de rupture du circuit primaire cèdent, ce qui entraîne la mise en communication du circuit primaire avec l'atmosphère de l'enceinte.

Comme le circuit primaire véhicule un mélange eau-vapeur qui les fait caviter, à H + 30 min puis H + 40 min l'opérateur va arrêter successivement les deux pompes de circulation du circuit primaire, s'en remettant au phénomène de thermosiphon, qui s'avère inopérant car la vapeur s'est accumulée dans les points hauts, et l'eau dans les points bas.
Le niveau baissant dans la cuve, le cœur se trouve rapidement dénoyé, faisant fondre les gaines en zirconium, ce qui entraîne, par réaction avec l'eau, la production d'hydrogène.
L'opérateur se rendra compte, trop tard, de la fuite du pressuriseur qu'il va finir par traiter, puis il reprendra à H + 3h30 l'injection d'eau dans le circuit primaire, opération rendue difficile par la présence, dans le circuit, de gaz incondensables, essentiellement de l'hydrogène.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Vers H + 4h le cœur peut être considéré comme correctement refroidi, mais le tiers du combustible a fondu, l'activité du circuit primaire est très importante (800 000 Ci/m^3 [40 PBq/m^3] contre 1 Ci/m^3 en fonctionnement normal),

2 400 m^3 sont au fond de l'enceinte étanche, qui a conservé son intégrité en jouant parfaitement son rôle de troisième barrière, des produits radioactifs gazeux sont toutefois passés dans les bâtiments auxiliaires avant que le circuit primaire ne soit isolé (à H + 4h), et une fraction de ceux-ci est rejetée à l'extérieur par les circuits de ventilation.



4. LA GESTION DE LA CRISE

La situation d'urgence est déclarée à H + 3h20.
La présence d'une bulle d'hydrogène au sommet de la cuve a fait craindre un risque d'explosion, d'où une certaine confusion entre l'exploitant, la NRC [Autorité de Sûreté Américaine] et les autorités politiques, avant que la NRC, cinq jours plus tard, admette qu'il ne pouvait y avoir explosion (milieu réducteur et absence d'oxygène).
Cette situation de panique a été aggravée par des transferts d'effluents radioactifs pour libérer des réservoirs de stockage, ce qui a donné lieu à des rejets à la cheminée, certes faibles, mais la cacophonie des informations a engendré la frayeur des populations et entraîné une évacuation non fondée.

Au total, c'est près de 200 000 personnes qui ont abandonné provisoirement leur domicile. Les médias en ont largement rendu compte à l'époque, au plan national et international.

« Sitôt l'accident connu, la centrale a été sous le feu des médias et a subi sans préparation une invasion de journalistes sans précédent dans cette industrie. Des échanges téléphoniques entre la NRC et la centrale ont été rendus publics alors même que les experts de part et d'autre « pataugeaient » encore. Les informations contradictoires émanant de la presse, du bureau du Gouverneur et de la NRC ont stressé le public. On a appris alors qu'il ne suffisait pas de gérer l'accident « techniquement », mais qu'il fallait être prêt à en gérer la communication » [3].

Ce retour d'expérience a entraîné en France la réalisation régulière d'exercices de crise mettant en jeu tous les acteurs : exploitants, autorité de sûreté, autorités de sécurité et de protection civile, autorités politiques, et médias, afin que des décisions, parfois lourdes de conséquences (évacuation, par exemple) puissent être prises dans des conditions optimales de pertinence, et de pouvoir donner au public une information fiable et compréhensible dans laquelle il puisse avoir confiance.

5. LE BILAN

Les rejets essentiellement atmosphériques ont été très faibles, les exploitants de la centrale comme les populations ont été peu exposées.
Compte tenu des niveaux d'exposition des populations et des exploitants, la Commission d'enquête [2] a chiffré les risques de mortalité par cancer.
Ces estimations sont représentées par une loi de Poisson :

- il y a 53 % de chance pour qu'il n'y ait aucun cas de surmortalité
- il y a 35 % de risque qu'il y ait 1 mort par cancer
- il y a 12 % de risque pour qu'il y ait 2 morts
- il y a quasi-certitude pour que la surmortalité ne puisse excéder 5 cas

Or, sur les 2 millions de personnes vivant dans les 50 miles (80 km) autour de TMI, on sait que statistiquement 325 000 mourront d'un cancer, indépendamment de l'accident nucléaire : il ne sera donc jamais possible de mettre en évidence ces quelques cas, s'ils devaient exister.

Par contre, les conséquences du stress des populations, avec les accidents (notamment de la route) générés par l'évacuation, représentent certainement le détriment sanitaire majeur.

6. LA SITUATION ACTUELLE

TMI-2 a été décontaminé, le combustible évacué, le circuit primaire nettoyé, les effluents liquides traités par évaporation. Depuis 1993, le réacteur est placé en situation de surveillance et le démantèlement pourrait intervenir dans les décennies à venir.
Sur le site, le second réacteur (TMI-1) a redémarré en 1985 et fonctionne encore à ce jour dans de très bonnes conditions.

7. LE RETOUR D'EXPÉRIENCE (REX)

Analyse synthétique des causes de l'accident et des contre-mesures prises

- l'opérateur n'a pas reçu l'information que la vanne du pressuriseur était restée ouverte
- l'opérateur ne savait pas qu'en conditions anormales, l'indication du niveau d'eau du pressuriseur pouvait être erronée, indication qui se trouvait par ailleurs dans un local annexe à la salle de contrôle, d'où une action fatale : l'arrêt de l'injection d'eau dans le circuit primaire

Les causes secondaires qui ont aggravé la situation

- la position anormalement fermée des vannes d'injection d'eau au secondaire des générateurs de vapeur, ce qui a freiné l'évacuation de la chaleur résiduelle
- l'arrêt des pompes de circulation du primaire pour refroidir par thermosiphon, phénomène qui s'est avéré inopérant

Le REX au niveau mondial

Le retour d'expérience pour les réacteurs PWR qui sont prépondérants dans le parc mondial (près de 60% des réacteurs de puissance) a été considérable, mais il a aussi apporté des enseignements précieux pour la sûreté des autres réacteurs, en particulier les autres réacteurs à eau, tels les réacteurs à eau bouillante (BWR) qui représentent 21 % du parc mondial de 436 réacteurs.
On peut citer :

- le constat d'exécution d'un ordre envoyé doit parvenir à l'opérateur
- la formation du personnel à des conditions exceptionnelles hors dimensionnement
- l'ergonomie de la salle de commande, avec une synthèse de certaines alarmes afin que l'exploitant ne soit pas noyé sous une avalanche d'alarmes
- la présence de recombineurs d'hydrogène (qui équipent toutes les centrales françaises)
- l'importance de travailler en qualité, afin d'éviter que des vannes devant être ouvertes ne puissent se trouver en mauvaise position à la suite d'une opération de maintenance
- enfin, la gestion de crise pour éviter des réactions de paniques des populations, y compris l'existence de correspondants avec les médias

L'impact sur les centrales françaises

180 thèmes d'études regroupés en 46 actions ont constitué le plan d'action post TMI présenté par EDF à l'Autorité de sûreté, dont 11 thèmes principaux ; parmi ces thèmes on peut citer celui concernant la salle de commande avec l'information sur l'état physique des vannes, le regroupement de toutes les commandes liées fonctionnellement, l'adjonction d'un panneau de sécurité qui regroupe d'une manière synthétique les paramètres importants en situation accidentelle.

Enfin, pour prévenir l'erreur humaine, il est créé un Ingénieur de sûreté et de radioprotection (ISR) afin de disposer d'une redondance humaine en permanence dans chaque centrale française.
Il est appelé en salle de contrôle en cas de transitoire important ou en cas d'évènement anormal.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

Tant que la conduite reste dans le cadre des procédures dites événementielles, elle reste sous la responsabilité du chef de quart assisté de l'ISR.
Lorsque les circonstances imposent une sortie du cadre des procédures de routine, la mesure des paramètres physiques et leur évolution doit permettre aux opérateurs, en fonction de ces états thermodynamiques, de prendre les mesures nécessaires pour évacuer la puissance résiduelle ; l'ISR prend alors la responsabilité des actions menées.

Le maintien de l'intégrité du fond de cuve a constitué une ligne de défense essentielle dans l'accident de TMI-2 mais une rupture aurait pu se produire dans des conditions de température et de pression plus élevées. L'injection d'eau de refroidissement joue un rôle essentiel pour limiter ces paramètres.

Des fonds refroidis aptes à recevoir le corium ont été conçus pour les réacteurs EPR de 3ème génération.
La cuve est une excellente barrière de confinement, même en présence de corium.

L'enceinte de confinement a parfaitement joué son rôle. La double enceinte qui commençait à cette époque à équiper les réacteurs du palier P4 (1300 MW) s'est avérée particulièrement justifiée.

Pour l'EPR, à la lumière des événements terroristes du 11 septembre 2011, cette double enceinte est destinée à découpler les agressions internes et externes et permet de vérifier facilement l'étanchéité de leur peau métallique.

8. RÉFÉRENCES

[1] La sûreté nucléaire en France et dans le monde.
J. Bourgeois, P. Tanguy, F. Cogné et J. Petit, Polytechnica, 1996.
[2] Le rapport de la commission d'enquête diligentée par le Président des Etats-Unis
Report of the President's Commission on the accident at Three Mile Island, The Need For Change, The Legacy Of TMI; Chairman: John. G. Kemeny (Darmouth College) Octobre 1979 Washington.DC.
[3] L'accident de TMI : un accident riche d'enseignements ! B. Barré, SFEN/GR21, Février 2009.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 46 Ind. 1 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL

1. LE DÉROULEMENT

Le 26 avril 1986 à 1h23, le réacteur nucléaire n° 4 de la centrale de Tchernobyl, en service depuis 1983, explose accidentellement.
Il était prévu d'y faire un essai de sûreté, visant à démontrer qu'à basse puissance, le réacteur peut supporter une panne d'alimentation électrique entraînant l'arrêt du refroidissement, et s'arrêter par lui-même sans que les barres d'arrêt d'urgence ne chutent.

La baisse de puissance est entamée le 25 avril. Sur demande du centre de distribution électrique, la baisse de puissance est interrompue et le réacteur est maintenu à mi-puissance entre 13h et 23h.
Vers 23h, la réduction de puissance reprend mais, dans cet état de forte accumulation de xénon-135, le réacteur est réputé difficile à contrôler.
Le 26 avril à 1h 15, les opérateurs décident néanmoins d'effectuer l'essai prévu et désactivent des systèmes d'arrêt d'urgence et de refroidissement.
À 1h 22, le système automatique de contrôle du réacteur requiert l'arrêt immédiat. Le personnel décide toutefois de continuer l'essai.
À 1h 23' 04", les vannes d'alimentation de la turbine en vapeur sont fermées, contrairement à ce que préconise la procédure. La pression de vapeur produite par le réacteur augmente dans les circuits ainsi isolés.
À 1h 23' 21", les barres de contrôle de la réaction nucléaire descendent automatiquement sans effet notable.
À 1h 23' 40", le chef opérateur ordonne l'arrêt d'urgence : la totalité des barres est descendue dans le cœur. Cela devrait théoriquement arrêter la réaction en chaîne, mais rien ne se passe.
À 1h 23'44", le pic de puissance est atteint en quelques secondes, dépassant de plus de 100 fois la puissance normale de ce réacteur.

2. LES DÉGÂTS

La dalle (d'une masse de 2 000 tonnes) de la cuve renfermant le cœur a été soulevée et basculée à 90° (voir photo), sous l'effet de l'explosion du combustible fondu réagissant avec l'eau de refroidissement et/ou de la vaporisation instantanée de l'eau des tubes de force.

Une seconde explosion chimique, due à l'hydrogène formé par radiolyse et décomposition de l'eau, a ensuite détruit le toit du bâtiment, permettant la fuite dans l'atmosphère des produits de fission.

Le graphite (utilisé comme modérateur) a pris feu, trente foyers s'allumèrent dans l'installation et la tranche N°3 attenante. Il faudra trois heures aux pompiers pour les éteindre provisoirement ; le feu dans le réacteur ne sera éteint que le 9 mai.

Du 27 avril au 10 mai, 5 000 tonnes de matériaux (sable, bore, argile, plomb, etc.) sont déversées par hélicoptère pour recouvrir le réacteur. Il a même fallu injecter de l'azote liquide pour éviter que le corium n'atteigne un bassin d'eau situé dans les sous-sols.

Dalle du réacteur renversée

Coulée de combustible en « patte d'éléphant »

3. LES CAUSES

La première cause de l'accident est le réacteur lui-même : extrapolé de petits réacteurs plutonigènes mais avec des inhomogénéités spatiales à cette taille de puissance (1 000 MWe), ce type de réacteur présentait de nombreuses lacunes vis-à-vis de la sûreté nucléaire qui n'étaient pas prises en compte par les autorités soviétiques : l'accent était mis sur la formation du personnel plus que sur la conception.

Mais le personnel n'était pas formé à la « culture de sûreté » : il a lancé l'essai en dehors des conditions prévues, violant les consignes et désactivant les systèmes de sécurité.
Et quand le chef de quart a ordonné la chute des barres, elles ont eu l'effet inverse du ralentissement attendu[1] : leur chute a déclenché l'excursion de puissance !

4. LES CONSÉQUENCES EN URSS

4.1. LES « LIQUIDATEURS »

Les premières victimes furent les pompiers (237 intervenants) qui luttèrent plusieurs jours pour empêcher l'extension des foyers d'incendie aux réacteurs voisins.
Exposés à des doses létales en quelques minutes, 28 d'entre eux, les plus irradiés, moururent au cours des 2 ou 3 semaines suivantes. 19 autres décédèrent entre 1987 et 2004, pour des causes diverses pas nécessairement associées aux rayonnements.
Les 600 000 liquidateurs[2] et 400 000 personnes évacuées ont été suivis de façon diverse. L'OMS estime à 4 000 le nombre de décès prématurés en 20 ans, dus à l'exposition radiologique.

4.2. LES POPULATIONS

Sous l'effet de l'énergie libérée par l'accident, les produits radioactifs émis s'élevèrent jusqu'à plus de 1 200 mètres de hauteur. Les rejets se poursuivirent jusqu'au 5 mai, sous l'effet de l'incendie consécutif à l'accident, puis de la chaleur dégagée en continu par le cœur détruit du réacteur.
Au total, ce sont près de 12 millions de térabecquerels (TBq) qui, en 10 jours, furent dispersés dans l'environnement,

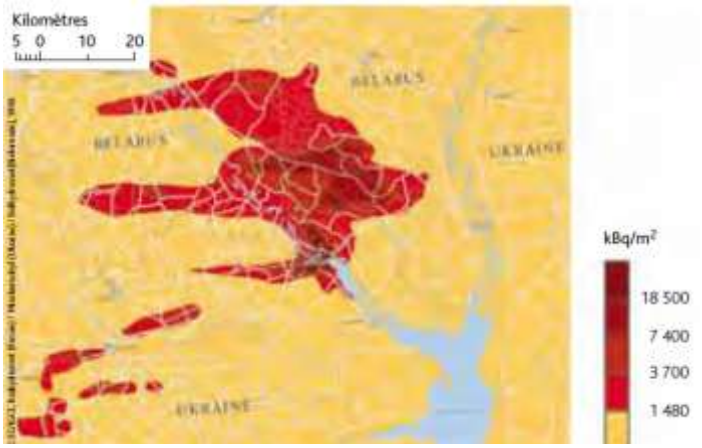
Les vents portaient au début en direction du N-O, à travers la Biélorussie et les Pays Baltes, ce qui a protégé la ville de Kiev (3 millions d'habitants) située à 80 km au sud, et le réservoir du Dniepr qui alimente en eau une grande partie de l'Ukraine.

---

[1] Les barres de commande en carbure de bore étaient munies d'une partie inférieure en graphite qui, augmentant la modération, favorisait la réaction neutronique en chaîne

[2] Le terme russe se réfère au personnel qui a « liquidé » les conséquences de l'accident. Comme leur statut a été protégé par la législation médico-sociale de l'Union soviétique, leur nombre s'est multiplié sans relation avec leur exposition aux rayonnements. On estime à 200 000 le nombre de personnes ayant effectivement participé aux interventions à risque radiologique

Ce sont d'ailleurs les Suédois qui ont donné l'alerte, à partir des balises situées autour des centrales nucléaires. Après la direction du panache, le deuxième facteur de contamination sont les conditions de précipitations atmosphériques : 70 % des précipitations radioactives sont retombées sur la Biélorussie (Tchernobyl se trouve quasiment à la frontière de l'Ukraine, la Biélorussie et la Russie).



La contamination des sols a été :
- 10 000 km^2 entre 500 et 1 500 kBq/m^2
- 20 000 km^2 entre 200 et 500 kBq/m^2

Dans un rayon administratif de 30 km autour de la centrale, 150 000 personnes ont été évacuées dans un premier temps à partir du 2^e jour après l'accident et pendant plusieurs semaines (contamination au sol = 1,5 MBq/m^2). Au total, environ 400 000 personnes ont été déplacées sur les 3 pays. Près de 6 millions d'individus ont été exposés à une contamination qui s'est traduite, selon les lieux, par des doses à l'organisme entier comprises entre 50 et 150 mSv (milliSievert) cumulées en quelques semaines.

4.3. LES CONSÉQUENCES SANITAIRES

Le rapport des Nations Unies (UNSCEAR) réactualisé en 2011 confirme le chiffre de 7000 cancers de la thyroïde, en très grande majorité chez les jeunes enfants. Le nombre de décès connus depuis 2006 est de 15, car ce type de pathologie est opérable. Les doses moyennes à la thyroïde chez les personnes atteintes d'un cancer ont été évaluées à 500 mSv. La consommation de produits laitiers locaux, et la carence en iode chez des populations consommatrices de sel gemme, ont été des facteurs aggravants.

Ni chez les 530 000 liquidateurs ni chez les 6 400 000 habitants des zones contaminées (à des niveaux supérieurs à 37 kBq/m^2), on ne distingue d'augmentation établie du nombre des cancers (à l'exception des cancers thyroïdiens chez les enfants), ni de toute autre pathologie en relation avec l'exposition reçue. (Cette information concerne bien sûr les maladies génétiques – ce qu'on savait depuis les bombardements d'Hiroshima et Nagasaki).

Cette information peut paraître paradoxale et mérite d'être commentée.

D'une part, les cancers étant la cause principale de mortalité « naturelle » parmi nos populations, il est très difficile, compte tenu des fluctuations d'une année sur l'autre, de détecter une légère augmentation de mortalité par cancer (voir la fiche GAENA N° 42). D'autant que le territoire biélorusse était déjà contaminé chimiquement par des métaux lourds et, d'après les médecins, la radioactivité a pu déclencher un effet cumulatif désastreux pour la santé des individus fragilisés.

D'autre part, les cancers ne sont pas les seules conséquences radiologiques sur l'organisme : les rayons provoquent une baisse des défenses immunitaires (comme le SIDA) et les médecins rencontrés dans les hôpitaux de Kiev ont confirmé que les taux de morbidité des liquidateurs étaient ceux de personnes plus âgées : sur le plan sanitaire, ils avaient vieilli prématurément.
Enfin, il ne faut pas oublier que les suites de cet accident, resté caché aux Soviétiques jusqu'à l'évacuation soudaine de Pripyat[3], se sont déroulées en concomitance avec un bouleversement politique[4], social et économique[5] qui a impacté la santé des populations[6].

[3] *Ville construite pour les travailleurs de la centrale de Tchernobyl, et située à vol d'oiseau à 3 km de la centrale*

[4] *Guerre d'Afghanistan, retour des cercueils en Russie, puis la dissolution de l'Union Soviétique ayant entraîné en Ukraine et en Biélorussie une catastrophe économique (inflation galopante), sociale et médicale*

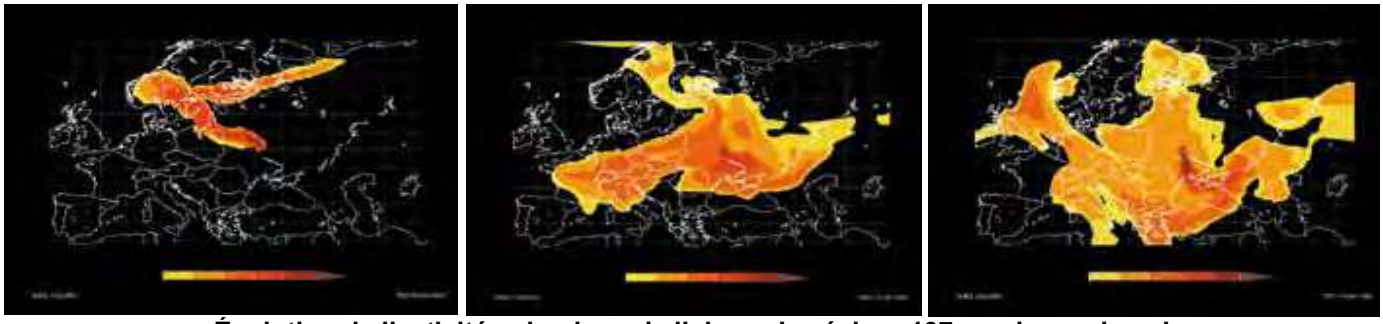
[5] En 1995, 9 ans après l'accident, la monnaie ukrainienne avait subi une inflation d'un facteur 100 000 ! Pour payer leurs agents, les directeurs des centrales nucléaires étaient obligés d'imprimer des coupons échangeables dans les magasins de la ville locale contre de l'électricité

[6] *Détresse psychologique des 115.000 personnes évacuées, pour quelques milliers d'entre elles sans raison radiologique, carences alimentaires, perte de confiance en l'avenir conduisant à des états dépressifs jugés souvent favorables au tabagisme et à l'alcoolisme*

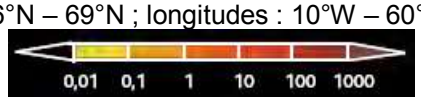
Au résultat, il est impossible de faire la part des conséquences de Tchernobyl par rapport aux autres bouleversements sociaux des quinze années qui ont suivi l'accident ; les spécialistes de la santé ne tirent de bilan précis et incontestable que pour ce qui concerne les cancers de la thyroïde chez les enfants.

5. LES CONSÉQUENCES EN EUROPE CENTRALE ET OCCIDENTALE

Le panache s'est dispersé sur l'Europe Centrale où vivaient environ 300 millions de personnes, à des niveaux dix à vingt fois inférieurs à ceux mesurés en Biélorussie.



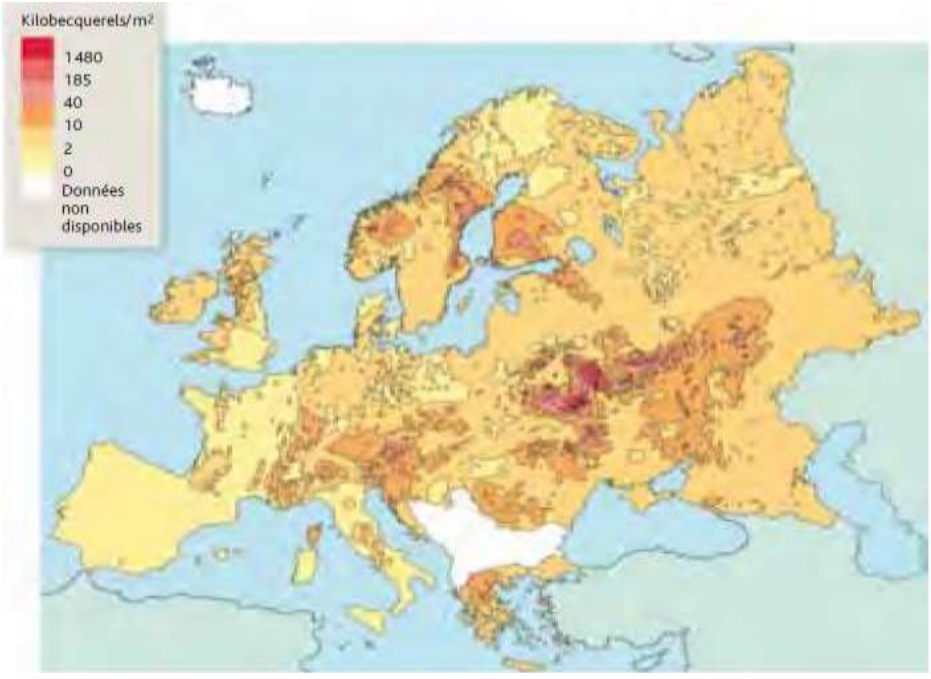
Évolution de l'activité volumique de l'air par le césium-137 au niveau du sol
latitudes 36°N – 69°N ; longitudes : 10°W – 60°E

Modélisation IRSN 

en Bq/m^3

28 avril 1986 – 12h	1er mai 1986 – 12h	3 mai 1986 – 12h

L'atlas européen auquel a contribué l'IRSN montre que si la France n'a pas été épargnée par le « nuage de Tchernobyl », c'est surtout en raison des précipitations dans l'Est du pays et sur les Alpes, la Corse étant touchée comme les régions proches de l'Italie.



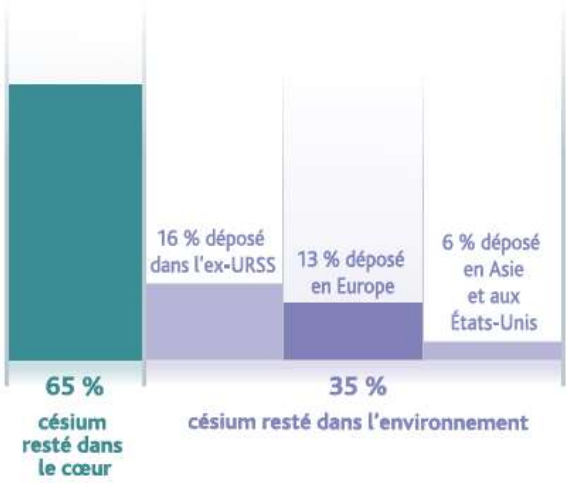
Les dépôts dépassent 40 kBq/m^2 en Scandinavie, dans le sud de la Roumanie, en Moravie, en Autriche et au nord de la Grèce. La Bavière, la Suisse et le Nord de l'Italie ont été impactés sur des surfaces plus réduites.

Ces niveaux de contamination correspondent à des doses annuelles de quelques mSv, comparables aux doses naturelles dans certaines contrées (Inde).

Les niveaux sont suffisamment faibles pour qu'il ne soit pas possible d'établir un lien direct entre l'accident et les conséquences sanitaires pour les populations d'Europe centrale et occidentale.

Les pays concernés n'étaient pas préparés ni à communiquer sur ce type d'accident, ni à appliquer des normes d'ingestion qu'il a fallu décider au pied levé, ce qui a créé une grande cacophonie en Europe. Apparemment, c'est en Suisse que la communication a été la mieux maîtrisée.

6. LES CONSÉQUENCES SUR LA FAUNE ET LA FLORE



Après 1986, la contamination reste surtout fixée dans les 10 à 20 premiers centimètres dans la majorité des sols.

Même si la contamination des produits agricoles diminue globalement au fil des années, il n'est pas rare d'observer fréquemment des valeurs élevées de concentration de césium 137 jusqu'au début des années 1990 (Gomel, Biélorussie).
La chute des feuilles entraîne localement une contamination importante des arbres et des sols des forêts sur une surface d'environ 40 000 km^2. Le transfert des éléments radioactifs par les racines, beaucoup plus lent que le transfert direct par les feuilles, contribue néanmoins à entretenir une contamination chronique des végétaux et du reste de la chaîne alimentaire dans les territoires les plus touchés autour de Tchernobyl.

Aujourd'hui, l'accès à la zone des 10 km reste strictement réglementé, mais les anciens habitants sont venus se réinstaller dans la zone des 30 km.

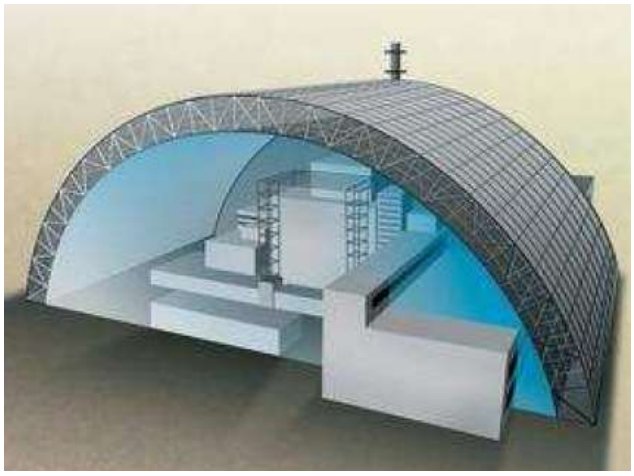
7. LE « SARCOPHAGE »

Construit de mai à novembre 1986 dans des conditions d'urgence, cette enveloppe de 300 000 tonnes, constituée de plaques de métal simplement posées à distance avec des grues, avait pour rôle de limiter la dispersion du combustible dans l'environnement, de limiter les entrées d'eau de pluie, et de permettre la reprise de l'exploitation du réacteur N°3 mitoyen qui partageait des auxiliaires et le hall des turbines.
Pour ménager le refroidissement du cœur ruiné, les plaques présentaient des ouvertures (1 000 m^2) qui ont été réduites de moitié pendant les travaux de consolidation de 1995-1997.

Le combustible fondu et mélangé au béton et à l'acier s'est transformé, sous l'effet de la radiolyse due à l'humidité et à l'irradiation, en poussières qui risquaient d'être remises en suspension.
Afin d'isoler de façon étanche les matières nucléaires de l'environnement, puis de les reprendre et les conditionner de façon sûre, une nouvelle enveloppe baptisée « arche » a été étudiée, et sa construction a débuté en 2006. Les études et la réalisation sont financées par un fonds international mis en place par le G7 et géré par la BERD.

Il faudra plusieurs dizaines d'années pour que les Ukrainiens assainissent les ruines du réacteur.

Sarcophage et Réacteur N°3



Projet d'« arche » recouvrant le sarcophage

Poutres supportant le Sarcophage

Coulée de combustible sous le réacteur

8. LES LEÇONS TIRÉES

Les RBMK ont progressivement été arrêtés à Tchernobyl et à Ignalina (Lithuanie), mais ils continuent de fonctionner en Russie, après des modifications qui portent principalement sur la réduction de l'effet de vide[7] (augmentation de l'enrichissement du combustible), le dessin de barres de contrôle (suppression de la partie inférieure en graphite), la protection de la dalle supérieure contre les accidents de surpression.

Au niveau mondial, des associations se sont mises en place pour partager le retour d'expérience : au niveau des exploitants (WANO : World Association of Nuclear Operators) et au niveau des autorités de sûreté (WENRA : Western European Nuclear Regulators Association) ; une échelle médiatique INES (International Nuclear Events Scale) a été créée, et la notification d'un accident nucléaire, d'un pays à l'autre, accélérée.

L'AIEA a créé des groupes consultatifs (INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group) qui a rédigé une doctrine de sûreté partagée[8].
L'accident de Fukushima (Fiche GAENA N° 47) a montré que cette ligne de sûreté, alignée sur les règles les moins contraignantes, restait néanmoins insuffisante.

La préparation des crises et la communication ont été améliorées ; les exercices de crise mettant en jeu les plans particuliers d'intervention (PPI) ont été multipliés, en incluant des observateurs étrangers.

La gestion du traumatisme post-accidentel de populations nombreuses est un enseignement majeur de cette catastrophe qui a touché toute l'Europe.

9. BIBLIOGRAPHIE

- IRSN : « Tchernobyl », livret thématique (www.irsn.fr) – d'où sont tirées les figures présentées
- Henri FÉROUL : « Tchernobyl : les réalités... 22 ans après » ; l'hippocampe - n°60 - Décembre 2008
- UNSCEAR, annexe D : « Health effects due to radiation from the Chernobyl accident », New York 2011
- Nouveau regard sur Tchernobyl, Revue générale nucléaire, mars-avril 2006
- SFEN, accident de Tchernobyl (www.sfen.fr)
- Bernard Lerouge : « Tchernobyl, Un «nuage» passe... » ; ed. L'Harmattan

Les photos de l'intérieur du « sarcophage » ont été fournies par V.I. Kupny, Chef de l'INB. C'est l'occasion de lui rendre ici hommage.

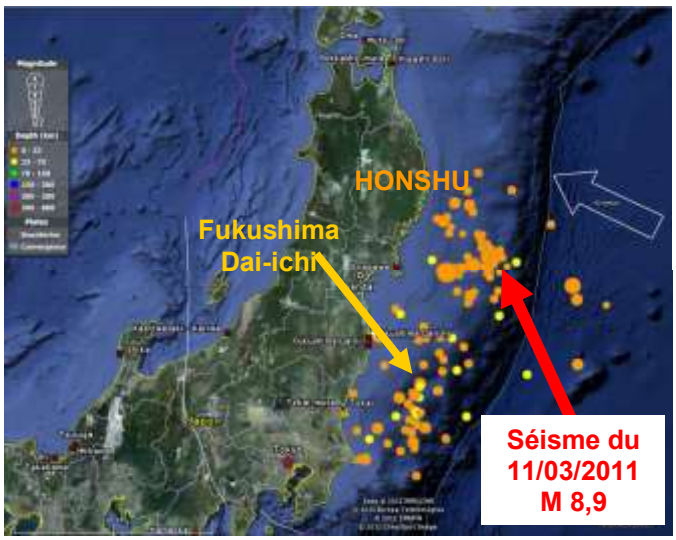
[7] *Voir http://www.laradioactivite.com/fr/site/pages/Defauts_RBMK.htm*

[8] *Par exemple, l'INSAG-4 concerne la Culture de sûreté*

GAENA
(ex GASN)

Fiche 47 A (Présentation) 28 septembre 2011

L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA



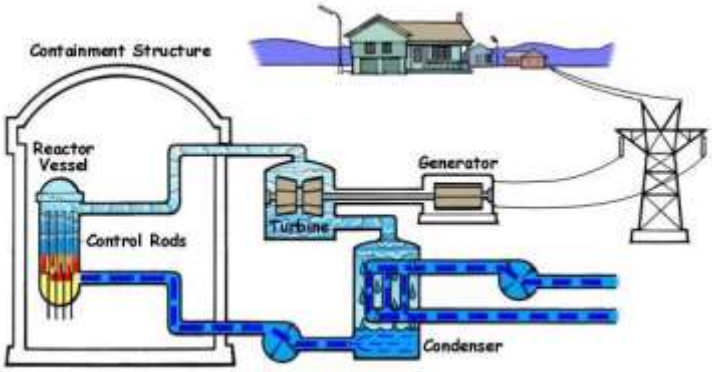
Le **11 mars 2011** à 14h 46[1], un séisme de magnitude 8,9 s'est produit à 80 km à l'Est de l'île d'Honshu au Japon, à 25 km de profondeur.
Dans les 4 centrales nucléaires[2], situées à moins de 150 km de l'épicentre, les 11 réacteurs en fonctionnement se sont mis à l'arrêt automatiquement. Un incendie s'est déclaré à la centrale d'Onagawa et a été rapidement circonscrit.
A la centrale de Fukushima Dai-ni (4 REB de 1100 MWe du début des années 80), les alimentations électriques externes sont restées disponibles. Le système de refroidissement à l'arrêt fonctionne sur chacun des réacteurs dont le niveau d'eau est stable.
A la centrale de Fukushima Dai-ichi (6 REB* : R1 de 460 MWe ; R2 à R5 de 784 MWe ; R6 de 1100 MWe[3]), l'alimentation électrique est détériorée par le tremblement de terre, et le personnel de TEPCO[4] met en service le refroidissement de secours des réacteurs.

Mais le tsunami, qui résulte de la rupture de la faille en mer sur plusieurs centaines de kilomètres, atteint une heure plus tard (à 15h 41) Fukushima Dai-ichi avec une vague haute de 14 m qui submerge le site, dimensionné pour une vague de 6,5 m. Il en résulte que les générateurs diesel de secours deviennent inutilisables (sauf celui de R5). L'autonomie des batteries de secours n'est que de 30 minutes, très rapidement les salles de commande ne sont plus éclairées et les systèmes de contrôle-commande sont inopérants. La station de pompage est touchée, ce qui conduit à la perte de la source froide. Les 3 réacteurs (R1, R2, R3) qui étaient en fonctionnement[5] ne sont plus refroidis, ni les 7 piscines de combustibles usés[6]. Or la chaleur résiduelle due à la radioactivité[7] requiert un refroidissement permanent, y compris à l'arrêt.
Suit alors une longue descente aux enfers pour l'exploitant, ponctuée par des explosions et le reclassement de l'accident sur l'échelle INES de 5, puis 7, compte tenu des relâchements de matières radioactives.

La fiche aborde les causes des accidents, la récupération de la situation par l'exploitant, les conséquences radiologiques pour les populations, les opérateurs et l'environnement, et les leçons tirées 3 mois après la catastrophe.
Il est important de ne pas perdre de vue que le tsunami a provoqué, dans le nord-est de Honshu, la mort de près de 30 000 victimes, que 100 000 Japonais ont été blessés, que les terres étaient dévastées, les routes et voies ferrées coupées, et l'électricité manquante.

Les REB (réacteur à eau bouillante) ou BWR (boiling water reactor).

Les REB fonctionnent en circuit primaire directement sur la turbine, contrairement aux REP (réacteur à eau pressurisée – ou PWR) qui disposent d'un circuit intermédiaire.
Sur 440 réacteurs en fonctionnement dans le monde, les deux tiers sont des REP alors que les 94 REB représentent moins d'un quart : 35 aux USA, 32 au Japon, 19 en Europe dont 7 en Suède et 5 en fonctionnement en Allemagne début 2011.



[1] *Les temps sont donnés en heure locale*
[2] *Du nord au sud : Onagawa (3 réacteurs) ; Fukushima Dai-ichi (6 réacteurs) ; Fukushima Dai-ni (4 réacteurs) ; Tokai-Mura (1 réacteur)*
[3] *La puissance thermique est 3 fois supérieure.*
[4] *TEPCO : Tokyo Electric Power Corporation, exploite 3 centrales nucléaires au Japon (17 réacteurs)*
[5] *Les réacteurs R4, R5 et R6 avaient été vidés de leur combustible usé pour rechargement*
[6] *Leur remplissage en éléments combustibles irradiés est le suivant : R1 : 292 ; R2 : 587 ; R3 : 514 ; R4 : 1331 ; R5 : 946 ; R6 : 876. La piscine commune du site contient de l'ordre de 6200 assemblages*
[7] *La chaleur du cœur chute à 1% du nominal thermique au bout d'un jour, et 0,5 % au bout de 5 jours ; cela représente par réacteur plusieurs MW à évacuer*

Siège : ARCEA/GAENA – CEA/FAR – 92265 Fontenay aux Roses Cedex
Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 47 Ind. 1 du 28 septembre 2011

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

1. LE DÉROULEMENT

1.1. LE DÉCLENCHEMENT DE L'ACCIDENT

Le **11 mars 2011** à 14h 46[1], un séisme de magnitude 8,9 s'est produit à 80 km à l'Est de l'île d'Honshu au Japon à 25 km de profondeur. Dans les 4 centrales nucléaires[2], situées à moins de 150 km de l'épicentre, les 11 réacteurs en fonctionnement se sont mis à l'arrêt automatiquement.

A la centrale de Fukushima Dai-ichi (6 REB* : R1 de 460 MWe; R2 à R5 de 784 MWe; R6 de 1100 MWe[3]), l'alimentation électrique est détériorée par le tremblement de terre, et le personnel de TEPCO[4] met en service le refroidissement de secours des réacteurs (MWe = mégawatt électrique).
Mais le tsunami, qui résulte de la rupture de la faille en mer sur plusieurs centaines de kilomètres, atteint une heure plus tard (à 15h 41**)** Fukushima Dai-ichi avec une vague haute de 14 m qui submerge le site, dimensionné pour une vague de 6,5 m. Les générateurs diesel de secours sont rendus inutilisables (sauf celui de R5).
L'autonomie des batteries de secours n'est que de 30 minutes, très rapidement les salles de commande ne sont plus éclairées et les systèmes de contrôle-commande sont inopérants. La station de pompage est touchée, ce qui conduit à la perte de la source froide.
Les 3 réacteurs (R1, R2, R3) qui étaient en fonctionnement[5] ne sont plus refroidis, ni les 7 piscines de combustibles usés[6]. Or la chaleur résiduelle due à la radioactivité[7] requiert un refroidissement permanent, y compris à l'arrêt.

1.2. LA DÉGRADATION DE LA SITUATION

Les REB (**réacteur à eau bouillante** (voir annexe 1)) sont munis d'une turbine de secours fonctionnant avec la vapeur produite dans le réacteur qui se condense dans le collecteur de décompression à condition que T<100°C. Son fonctionnement s'est arrêté, faute de source froide : le 11 mars à 16h 36 dans R1, le 13 mars à 2h 44 dans R3 (batteries vides), le 14 mars à 13h25 dans R2.

Le 12 mars, à 15h 36, soit 24 heures après le séisme, une **explosion d'hydrogène intervient dans le réacteur N°1 (R1)**, causant la destruction de la partie supérieure du bâtiment et l'effondrement du toit. Les valeurs maximales de débit de dose sont de l'ordre de 1 mSv/h dans l'environnement à proximité de la centrale. La population est évacuée dans un rayon de 20 km[8]. Que s'est-il passé ?

Faute de refroidissement, la pression de la vapeur augmente dans la cuve du réacteur ; pour protéger l'intégrité de la cuve primaire[9], l'opérateur ouvre le 12 mars à 14h 30 la vanne de décharge vers le collecteur humide, ce qui provoque la baisse du niveau de l'eau dans le cœur.
Quand le cœur est dénoyé aux 2/3, la température du combustible dépasse 900°C, entraînant la rupture du gainage des crayons combustibles et le relâchement des produits de fission radioactifs.

---

[1] Les temps sont donnés en heure locale
[2] Du nord au sud : Onagawa (3 réacteurs) ; Fukushima Dai-ichi (6 réacteurs) ; Fukushima Dai-ni (4 réacteurs) ; Tokai-Mura (1 réacteur)
[3] La puissance thermique est 3 fois supérieure
[4] TEPCO : Tokyo Electric Power Corporation, exploite 3 centrales nucléaires au Japon (17 réacteurs)
[5] Les réacteurs R4, R5 et R6 avaient été vidés de leur combustible usé pour rechargement
[6] Leur remplissage en éléments combustibles irradiés est le suivant : R1 : 292 ; R2 : 587 ; R3 : 514 ; R4 : 1331 ; R5 : 946 ; R6 : 876. La piscine commune du site contient de l'ordre de 6200 assemblages
[7] La chaleur du cœur chute à 1% du nominal thermique au bout d'un jour, et 0,5 % au bout de 5 jours ; cela représente par réacteur plusieurs MW à évacuer
[8] Simultanément, la population autour de Dai-ni est évacuée dans un rayon de 10 km, car le tsunami a créé des dégâts importants.
[9] L'épaisseur d'acier est 3 cm, la pression admissible : 4 à 5 bar ; or elle a atteindra 8 bar

Quand le cœur est dénoyé aux 3/4, la température du combustible dépasse 1200°C, ce qui provoque une réaction Zr-H_20 et la production d'hydrogène (la réaction est exothermique et s'auto-entretient). L'hydrogène H_2 est alors poussé par la pression à travers le collecteur humide jusqu'à l'enceinte étanche.
Dans R1, on estime à 300 - 600 kg la quantité d'hydrogène produite, or il n'y a pas de ventilation (faute d'électricité) permettant de l'évacuer au fur et à mesure.
Cinq heures après l'explosion, à 20h 20, (soit après un délai de 27h sans eau), l'exploitant arrive à installer une injection d'eau de mer chargée en acide borique dans le R1.

Le 13 mars, l'exploitant dépressurise le circuit primaire de R3 à 8h 41 et branche le refroidissement à l'eau de mer boratée à 9h 38 (le cœur est resté 7h sans eau).
Le porte-parole du gouvernement évoque la possibilité d'une défaillance d'une vanne du réacteur n°3, ce qui pourrait expliquer que le niveau de l'eau ne remonte pas comme prévu malgré l'injection d'eau de mer.

Le **14 mars à 11 h, une explosion hydrogène dans R3** entraîne des dégâts considérables.
On évalue à 300 – 1 000 kg la quantité d'hydrogène produit. Des camions citernes sont endommagés, et il n'est plus possible d'injecter de l'eau de mer dans 3 réacteurs simultanément. La salle de contrôle reste opérationnelle, mais on annonce 11 blessés.
A noter que ces explosions, qui détruisent les toits en tôle, sont spectaculaires mais n'ont heureusement qu'un faible impact sur la tenue du bâtiment réacteur en béton armé. La balise MP3 au nord ouest du site affiche 230 µSv/h le 14 mars à 14h 30. (Voir schéma ci-après.)
Sur **R2**, la dépressurisation de la cuve primaire est effectuée dès le 13 mars à 0h 00. Le toit est percé le 14 mars pour éviter une explosion. Il se produit une combustion de l'hydrogène dans le bâtiment réacteur endommageant le collecteur de condensation, conduisant à des rejets radioactifs de produits de fission (on note des pics locaux de radioactivité de 400 mSv/h, qui conduisent à une évacuation momentanée du site. L'eau de mer est branchée le 14 mars à 16h 34 (7h sans eau).

Le **15 mars**, les autorités informent l'AIEA d'une explosion vers 6h 20 et d'une perte de la pression dans le tore de R2, indiquant une **perte d'étanchéité du circuit primaire**.

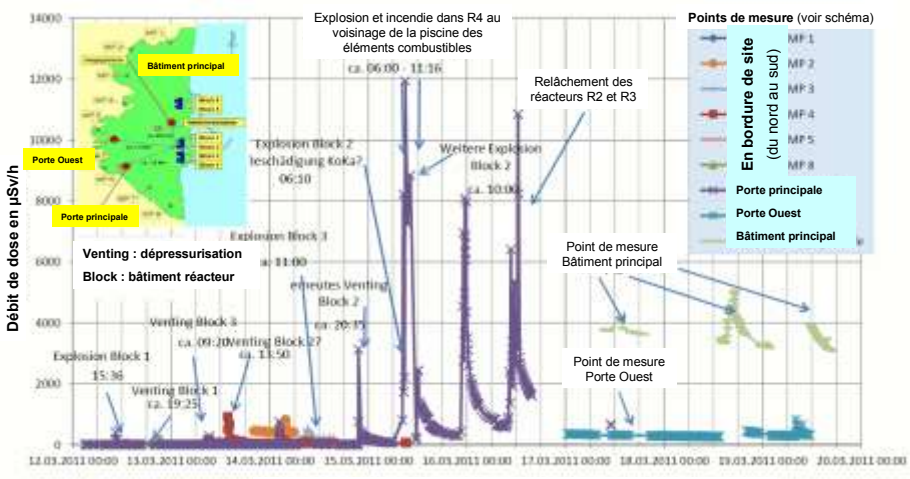
Au final, on estime que :

- R3 (et aussi R2, R1) a atteint 1 800°C, avec fusion des gaines et des structures d'acier
- R2 (et R1) a atteint 2 500°C avec rupture des éléments combustibles, et débris dans le cœur
- R1 a atteint 2 700°C avec fusion de l'eutectique uranium-zirconium et risque de percement de la cuve primaire

Le **15 mars à 6h**, on observe **dans le réacteur R4** une **explosion qui endommage le toit,** suivie le 16 mars d'incendies, éteints à 12h 25**.** Le cœur était déchargé, tout le combustible étant dans la piscine. La radioactivité est relâchée directement dans l'atmosphère.

Ce sont ces rejets des 15 et 16 mars qui ont conduit aux dépôts de radiocésium qui impacteront les populations avoisinantes (voir § 5.1).

Les nouvelles secousses sismiques de magnitude 6,6 enregistrées le 11 avril à 8h 16 GMT et le 12 avril à 5h 07 créent une rupture momentanée de l'alimentation électrique mais pas de dommage supplémentaire important.



Enregistrement publié par la GRS (Gesellschaft für Reaktor und Anlagen Sicherheit)

2. LES DÉGATS

Situation au 24 mars (Le Point N°2010) NB : la photo publiée était à l'envers

Réacteur 4	Réacteur 3	Réacteur 2	Réacteur 1
Le bâtiment est endommagé. Une 1ère ébullition de la piscine a été stoppée.	Son cœur est endommagé. Crainte d'un incendie dans la piscine qui contient du combustible MOX.	33% du cœur du réacteur est détérioré. L'enceinte de confinement est endommagée mais toujours étanche. La piscine est en ébullition.	Le cœur est endommagé à 70%, mais son refroidissement est toujours assuré et l'enceinte de confinement résiste. Fuite probable de la piscine de stockage du combustible.

Dans les salles de commande, le niveau de radiations est très important, limitant le temps de présence des intervenants.

3. LES CAUSES

3.1. LA PROTECTION CONTRE LES TSUNAMIS

La réglementation japonaise prévoit que le radier d'un réacteur nucléaire repose sur la roche ; de ce fait, les fondations des 4 premiers réacteurs de Dai-ichi sont pratiquement au niveau de la mer. La plate-forme est surélevée à 6,5 m, le tsunami qui a été pris comme référence étant celui du Chili de 1960 (consécutif à un séisme de magnitude 9,5).
Certains spécialistes japonais considèrent que les réacteurs ont été construits pendant une période de faible sismicité, or la situation a évolué à partir de 1995 (catastrophe de Kobé). Les réacteurs N°5 et 6 ont été construits plus en hauteur, et le générateur diesel de R5 a résisté à la vague.

3.2. LA PROTECTION CONTRE L'ACCUMULATION D'HYDROGÈNE

Suite à l'accident de TMI, les REP français ont été munis de recombineurs d'hydrogène. Cette mise à niveau de la sûreté ne semble pas faire partie des pratiques japonaises. (En France, la sûreté des installations est réévaluée tous les 10 ans).
Les missiles issus de l'explosion de R1 ont endommagé R3, qui a explosé ultérieurement : l'exploitant ne semble pas avoir tiré de leçon de l'explosion de R1, ou n'avoir pas eu les moyens de le faire compte tenu de la situation. Cette remarque est à modérer par le fait que pour R2, dont le toit a été percé préventivement, les dégâts causés par l'incendie semblent in fine avoir eu des conséquences radiologiques aussi pénalisantes pour ce qui est des rejets.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

3.3. LA CONCEPTION DES PISCINES

Le fait d'équiper chaque réacteur d'une piscine de stockage du combustible en partie supérieure facilite l'exploitation de la centrale mais a gravement compliqué la gestion de l'accident. Leur perte d'étanchéité est attribuée au tremblement de terre.

4. LA LENTE RÉCUPÉRATION DE LA SITUATION

On distingue (voir annexe 2) les phases principales suivantes :

- refroidissement par l'eau de mer, jusqu'au 25 mars, par de l'eau douce ensuite
- reprise par les diesels sur R5 et R6
- récupération de la puissance électrique : les salles de commande sont réalimentées dans la période du 22 au 29 mars, ce qui permet de rétablir des mesures en ligne et de procéder à des actions à distance ; les travaux de renforcement sont conduits jusqu'au 19 avril
- vidange vers des bâches de l'eau contaminée du collecteur torique, pour y récupérer l'eau de la cuve primaire fortement contaminée
- commence à partir du 19 avril le traitement de l'eau sur l'installation construite spécialement, ce qui permet notamment à l'opérateur de recouvrer l'accès aux locaux inférieurs des bâtiments
- la feuille de route de TEPCO prévoit :
  - dans les 3 mois : l'objectif est de diminuer progressivement le niveau radiologique, de fiabiliser le refroidissement des réacteurs et des piscines, de prévenir une extension de la contamination des eaux et du sol (fixation de la contamination en césium radioactif pour permettre la circulation du personnel)
  - dans un délai de 6 à 9 mois maximum : réduction significative du niveau radiologique, notamment par le renforcement et le recouvrement des bâtiments réacteurs endommagés.

Le traitement des eaux concerne :

- les 100 000 tonnes d'eau provenant principalement des soubassements des bâtiments des turbines : elles seront traitées par un procédé de coprécipitation mis au point par AREVA à La Hague et mis en œuvre par VEOLIA, dans une usine mise en service le 17 juin[10]
- les 120 tonnes d'eau primaire, qui seront traitées en boucle, suivant un procédé mis au point pour TMI par la société Kurion pour récupérer le césium radioactif

Le CEA a fourni les données qu'il a établies concernant les procédés de traitement d'une pollution radioactive : captation de césium et d'iode en milieu salin (eau de mer), polymères absorbeurs de matières radioactives, plantes pour la phytoremédiation des sols.
En juillet 2011, le gouvernement japonais autorise la remise en service des réacteurs arrêtés par précaution (seuls 17 réacteurs sur 54 étaient restés en fonctionnement depuis le 11 mars).

5. LES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES

5.1. POUR LES POPULATIONS

Très tôt, les autorités japonaises ont pris des mesures pour protéger les populations.
Le **11 mars** à 19h, le gouvernement déclare l'état de crise nucléaire. A 21h 23, les directives sont prises pour évacuer la population dans un rayon de 3 km, et confiner celles incluses dans un rayon de 10 km.[11]
Le **12 mars**, les autorités décident à 5h 44 l'évacuation de la population dans le rayon de 10 km.
Cette mesure est mise en œuvre 12 heures plus tard pour les centrales de Dai-ni (10 km) et Dai-ichi (20 km).
Le **15 mars**, la directive sur l'administration d'iode stable est émise par la cellule de crise locale.
Le **21 mars**, le transport des épinards, du kakina et du lait sont suspendus au niveau national.
Le **25 mars**, l'évacuation des résidents de la zone des 30 km est promue sur la base du volontariat.
Le **12 avril**, l'accident affectant R1, R2 et R3 de Dai-ichi est reclassé du niveau 5 au niveau 7.
Le **21 avril**, la mesure d'évacuation de la population avoisinant Dai-ni est ramenée à 8 km, tandis que la zone d'évacuation des 20 km autour de Dai-ichi devient zone interdite à la population.

[10] Construite en un temps record, cette usine de 40m x 15m x 20m de haut sera capable de traiter 50 tonnes par heure avec un facteur de décontamination 1000 à 10.000. L'eau décontaminée sera recyclée dans les circuits de refroidissement

[11] Des mesures similaires sont prises le 12 mars à 7h45 pour la centrale de Dai-ni

Rejets (en PBq) [12]	Tchernobyl	Fukushima Dai-ichi
Gaz rares	7000	2000
131 I	1500	90
137 Cs	35	10

On estime les rejets de Fukushima Dai-ichi à 10 % de ceux de Tchernobyl. Mais contrairement à la centrale soviétique qui avait subi l'explosion et l'incendie de son cœur, dispersant les rejets contaminés en altitude avec des retombées sur un vaste territoire, les rejets de la centrale nippone sont restés concentrés au niveau du sol.

Les vents qui, dans un premier temps, soufflaient vers le nord-est et l'océan, ont tourné au nord-ouest, laissant une bande contaminée de 450 km^2 (les taches de contamination se répartissent sur un ruban de 45 km de long et 10 km de large).
L'IRSN a établi très tôt une estimation des doses que la population recevrait au bout d'un an, de 10 ans et sur la vie. La population affectée pourrait atteindre près de 70 000 personnes hors zone d'exclusion (voir annexe 3), soit un quart de l'effectif concerné par Tchernobyl, pour une surface nettement moindre (874 km^2 contre 10 300 km^2).
La description des mesures spécifiques de protection des populations vis-à-vis du risque radioactif, qui seront prises par les autorités japonaises quand les plaies de l'inondation catastrophique auront été pansées, fera l'objet d'un suivi de leur efficacité, et de mises à jour de cette fiche par le GAENA.

5.2. POUR LES OPÉRATEURS

Pour les 800 opérateurs de la centrale, la situation mesurée par dosimètre individuel au 29 avril était la suivante : 29 (dont 3 sous-traitants) ont été exposés à une dose supérieure à 100 mSv.
Aucun n'a été exposé à une dose externe supérieure à 250 mSv corps entier, limite maximale admise en intervention, sauf deux opérateurs accidentellement exposés à une eau très contaminée, à un niveau de 2 à 3 Sv au niveau de la jambe.
A la mi-juin ont été publiés les résultats concernant les prises de sang : sur 2367 travailleurs examinés (sur un total de 3726) 8 ont été exposés à une dose comprise entre 250 et 680 mSv (au dosimètre : seulement 2 dépassaient 250 mSv), en raison de l'exposition interne (masque mal ajusté) que le dosimètre ne mesure pas. Deux opérateurs ont été contaminés au niveau de la thyroïde par l'iode-131 : leur exposition est de 580 mSv.
Mentionnons que des traces de plutonium ont été détectées sur le site, au niveau de contamination des retombées des essais atmosphériques nord-coréens. Un tiers des points de contamination identifiés semble imputable à une contamination due à l'accident.

6. LES LEÇONS TIRÉES

Cet accident, classé au niveau 7 de l'échelle INES, n'a pas fait de victime nucléaire : 2 opérateurs sont morts noyés, un écrasé par une grue, un autre d'un accident cardiaque, alors que les ouvriers réalisaient des opérations de maintenance au moment du séisme.
Soulignons aussi la bonne résistance des réacteurs à un séisme de magnitude 9 sur l'échelle de Richter, avec une accélération de 0,3 g, alors qu'ils avaient été dimensionnés pour une magnitude 7 : les marges prises pour les calculs ont montré là leur pertinence.
Par contre**, l'importance des tsunamis a été fortement sous-évaluée : il s'en est produit 10 importants au Japon entre 1605 et 1933, totalisant 95 000 victimes, les plus meurtriers étant ceux de 1707 (30 000 victimes) et de 1896 (25 000 victimes).**
Il sera important que les autorités japonaises établissent les responsabilités quand elles auront pansé les plaies de la catastrophe. Déjà, l'agence de sûreté (NISA) qui dépendait du ministère de l'industrie (METI) a été transformée en autorité de sûreté indépendante.
On ne peut qu'approuver les choix faits après Tchernobyl pour l'EPR (il est dimensionné pour contenir la fusion du cœur), malgré les critiques en raison des surcoûts qui constituent une des causes de la perte du marché des Emirats.
En matière d'agression naturelle, il apparaît qu'on n'a pas pris en compte de défense en profondeur, ni prévu de combinaison d'agressions (séisme / incendie / inondation).
Il faut en toute circonstance[13] assurer une autonomie en alimentation électrique et en source froide d'autant que, lors d'un cataclysme naturel, on ne peut guère compter sur une réponse rapide de l'extérieur[14].

[12] Un pétabecquerel (PBq) signifie 10^{15} becquerels, ou 27000 curies
[13] Comme illustration, lors de la remise à niveau de sûreté de Phénix, l'hypothèse a été prise en compte d'une perte de la source froide occasionnée par le changement de lit du Rhône à la suite d'un séisme majeur.
[14] Il a fallu 2 jours pour amener du matériel lourd de Tokyo distante de 250 km à la centrale, compte tenu des dégâts sur les voies de circulation.

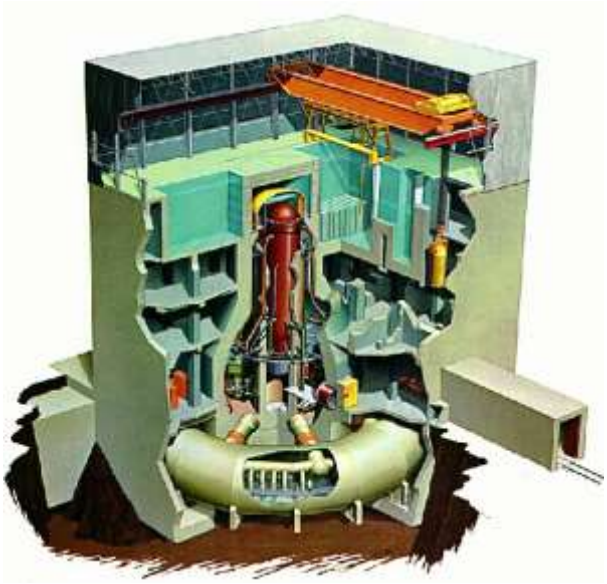
Des évaluations de résistance aux catastrophes naturelles sont organisées en Europe d'ici fin 2011 par l'association ENSREG[15] à laquelle s'est jointe l'Ukraine.
Alors que certains pays remettent en cause la poursuite du nucléaire, d'autres se positionnent sur une relance avec des normes de sûreté renforcées et acceptées au plan international.

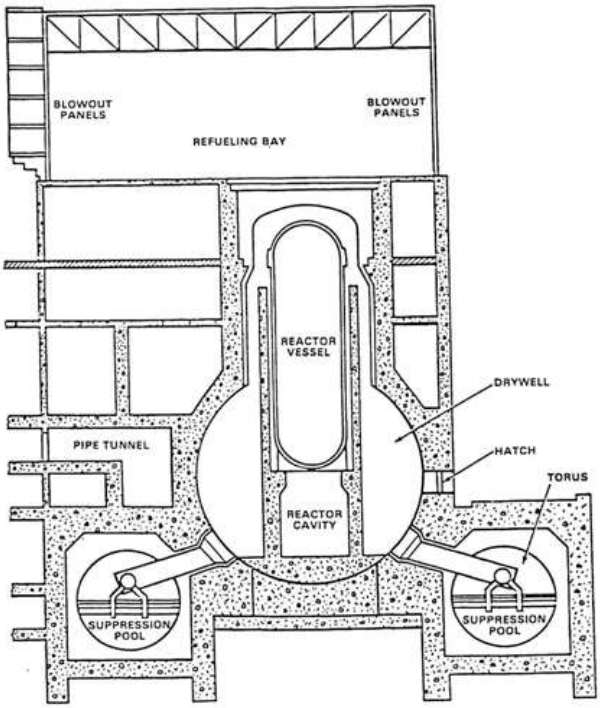
BIBLIOGRAPHIE

IRSN : publications (www.irsn.fr) – d'où sont tirées les figures présentées
IRSN/DRPH rapport N°2011/10 : Évaluation au 66ème jour des doses externes projetées pour les populations vivant dans la zone de retombée nord-ouest de l'accident nucléaire de Fukushima
Roland MASSE : « Fukushima, quels risques sanitaires ? » ; Risques N°86, juin 2011
RGN N°2 Mars-Avril 2011, notamment : Luc Oursel, «Fukushima, premiers regards sur l'accident »
SFEN Bulletin de liaison N°373 (juillet 2011)
B. Barré, présentation du 27 avril 2011 à ICSM (Marcoule)
B. Bigot, entretien au Midi Libre du 8 avril 2011
Matthias Braun, Fukushima accident, AREVA–NP GmbH
Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) : "The 2011 off the Pacific coast of Tohoku Pacific Earthquake and the seismic damage to the NPPs" April, 2011 ; Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES)

ANNEXE 1

LES REB (RÉACTEUR Ā EAU BOUILLANTE) OU BWR (BOILING WATER REACTOR)





REACTOR VESSEL : cuve primaire ; DRYWELL = enceinte de confinement
SUPPRESSION POOL = collecteur (torique) de décompression

Lors d'un éventuel accident faisant croître la pression dans l'enceinte (DRYWELL), les gaz incondensables sont prélevés dans la chambre torique de décompression (SUPPRESSION POOL) dont l'eau joue le rôle de pré-filtre intérieur (piégeage par barbotage). Ce système ne nécessite aucune action humaine, ni aucune énergie externe pour fonctionner en cas d'accident, mais son autonomie est limitée à quelques heures (turbopompe alimentée par la vapeur produite dans le coeur), tant que la température du collecteur n'atteint pas les 100°C. Au-delà, il est possible de procéder à un rejet contrôlé à travers un filtre dédié (HATCH) de façon à limiter la montée en pression dans l'enceinte étanche.

Les caractéristiques des REB les ont fait écarter en France au début des années 1970, lors du choix de réacteur devant succéder aux UNGG : pression plus basse donc rendement thermodynamique moindre, absence de circuit secondaire, conduisant à une irradiation accrue du personnel, croix de contrôle poussées de bas en haut par des vérins (la partie supérieure de la cuve primaire est occupée par le système de traitement de la vapeur (sécheur, surchauffeur) nécessaire avant d'attaquer la turbine, ce qui ne permet pas d'installer des

[15] *European Nuclear Safety Regulators*

barres d'arrêt fonctionnant par chute gravitaire), pas de contrôle de la réactivité par eau borée à cause de la turbine (sauf urgence).
Comme fait aggravant dans le cas des réacteurs japonais, les piscines de stockage de combustible sont placées dans le bâtiment réacteur au-dessus de l'enceinte étanche.
Contrairement aux REP, les REB ont dû beaucoup évoluer pour se mettre au niveau des normes de sûreté de la génération 3 ; sur 61 réacteurs en construction en 2011, 53 sont des REP.

ANNEXE 2

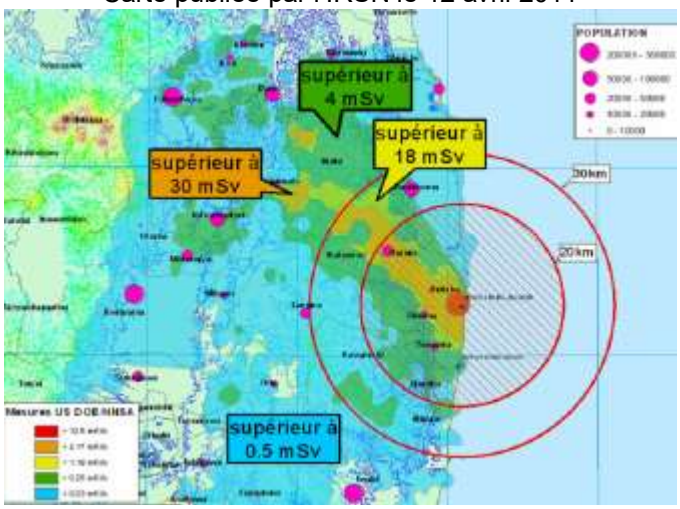
DÉROULEMENT DE LA PHASE DE RÉCUPERATION DE L'ACCIDENT DU 16 MARS AU 23 AVRIL

Date	Réacteur	Situation et actions de récupération
16 mars 21 mars	R3 R2	Production continue de fumée blanche qui subsiste sur R2 jusqu'au 31 mars
17-20 mars	R3	Tentatives d'aspersion depuis l'extérieur : 4 lâchers d'eau par hélicoptères ; Aspersion par camions munis de lances à incendie
20-27 mars	R4	Aspersion par camions munis de lances à incendie puis de tuyau à ciment
20 mars 23 mars	R2 R3	Injection d'eau de mer dans la piscine de stockage des éléments irradiés
22 mars	R1	Montée de la température (383°C) qui ne redescendra à 144° que le 26 mars
23 mars	R1	Alimentation en eau (7m3/h) en complément de la ligne d'incendie.
22 mars 24 mars 26 mars 29 mars	R3 R1 R2 R4	L'éclairage de la salle de commande est rétabli
25 mars	R1, R3	Début de l'injection d'eau douce
25 mars 27 mars 28 mars	R1 R2 R3	La cuve primaire est alimentée directement par une pompe complémentaire
27 mars	R3	Aspersion d'eau par camion muni d'un tuyau servant à déverser du ciment
29 mars	R2	Basculement du refroidissement de la piscine d'eau de mer en eau douce
28 mars 29 mars 31 mars	R3 R2 R1	Début du transfert de l'eau de la bâche du collecteur des condensats (CST) vers la bâche de décharge de l'eau du tore de décompression (SPT) pour : sur R3 : vider l'eau accumulée dans le bâtiment des turbines, sur R2 : vider l'eau accumulée dans le bâtiment réacteur, sur R1 : vider l'eau du collecteur des condensats,
2 avril	R2	On collecte de l'eau entraînant un débit de dose > 1 Sv/h dans le puisard du canal d'alimentation de R2.
2 avril 3 avril	R2 R1	Jusqu'au 9 avril) vidange de l'eau du collecteur des condensats Jusqu'au 10 avril) dans sa bâche.
3 avril	R1, R2	Alimentation de la pompe de secours du cœur par le réseau électrique
6 avril	R1 R2, R3	Injection d'azote dans la cuve primaire ; un générateur d'azote sera mis en œuvre le 9 avril ; il fonctionnera jusqu'au mois de mai pour écarter tout risque d'explosion d'hydrogène, ainsi que dans R2 et R3
11 avril	R1, R2	Perte momentanée d'alimentation électrique en raison de la secousse sismique
17 avril 18 avril	R1, R3 R2	Inspection du bâtiment réacteur par robot.
18 avril	R2	Injection de produits coagulants (polymères absorbants) dans la tranchée des câbles électriques.
19 avril	R2	Début du transfert de l'eau très fortement radioactive du bâtiment réacteur à l'installation de traitement.
19 avril	R1, R2, R3, R4	Fin des travaux de renforcement de la connexion électrique entre les tranches 1-2 et 3-4 de la centrale
22 avril	R1, R2, R3	Le réacteur et sa piscine de stockage sont alimentés normalement en eau douce.

ANNEXE 3

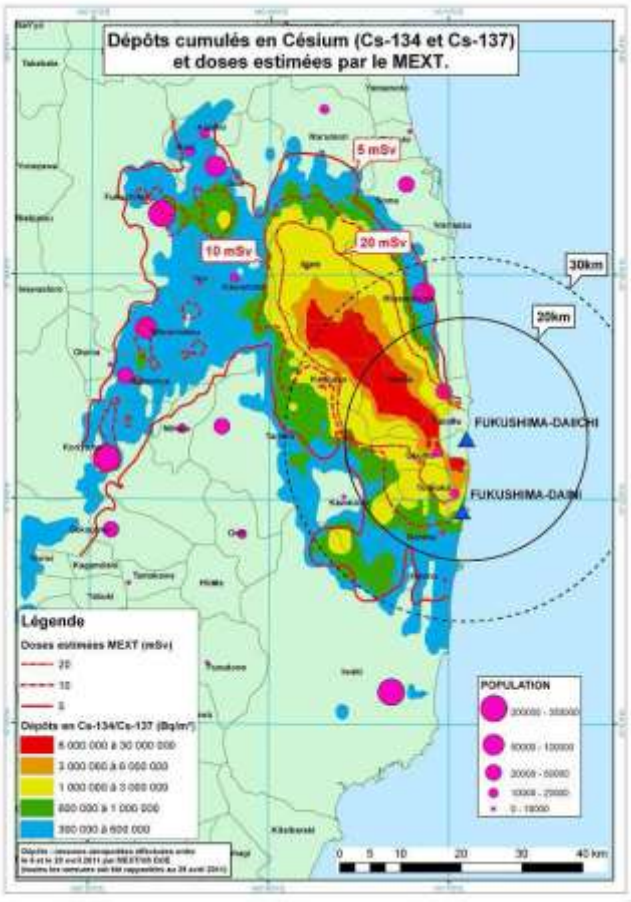
ESTIMATIONS DES DOSES AU VOISINAGE DE FUKUSHIMA DAI-ICHI

Doses calculées pour une irradiation externe
la première année
Carte publiée par l'IRSN le 12 avril 2011



L'IRSN a établi très tôt une estimation des doses que la population recevrait au bout d'un an, de 10 ans, et sur la vie. Il s'avère que les doses ainsi calculées atteignent des valeurs significatives, supérieures à 200 mSv, qui ne sont plus dans le champ des « faibles doses » selon la terminologie de l'UNSCEAR.

La population affectée pourrait atteindre près de 70 000 personnes hors zone d'exclusion, soit un quart de l'effectif concerné par Tchernobyl, pour une surface nettement moindre (874 km^2 contre 10 300 km^2).



MEXT : Ministère de l'Education, de la Culture, des Sports, des Sciences et des Technologies

Doses externes et populations concernées en fonction des dépôts de radio césiums

Dépôts de césium (137 + 134) (source MEXT)	**> 300 000 Bq/m2**	**> 600 000 Bq/m2**	**> 1 million Bq/m2**	**> 3 millions Bq/m2**	**6 - 30 millions Bq/m2**
Dose externe 1ère année (16,6 mSv par MBq/m2)	> 5 mSv	> 10 mSv	> 16 mSv	> 50 mSv	100 - 500 mSv
Dose externe 10 ans (63 mSv par MBq/m2)	> 19 mSv	> 38 mSv	> 63 mSv	> 190 mSv	380 - 1900 mSv
Dose externe vie (70 ans) (136 mSv par MBq/m2)	> 41 mSv	> 82 mSv	> 136 mSv	> 408 mSv	816 - 4080 mSv
Population hors zone d'exclusion (nombre d'habitants)	292 000	43 000	21 100	3 100	2 200
			26 400		
		69 400			

L'évacuation des populations concernées réduirait de façon drastique l'impact dosimétrique : de 82 % si les mesures étaient prises dans un délai de 3 mois, de 59 % si elles étaient prises au bout d'un an.
Rappelons que la CIPR[16] recommande un seuil d'évacuation à 20 mSv/an.

[16] *Commission Internationale pour la Protection Radiologique*

GAENA
(ex GASN)

Fiche 48 A (Présentation) 28 septembre 2011

LE NUCLÉAIRE APRES FUKUSHIMA

Fukushima après Tchernobyl, soit un accident majeur tous les 20 ans, cela correspond à une probabilité d'accident majeur de ~ 10^{-4}/ réacteur/an et non 10^{-6} comme prévu. « On vous a menti ! »
Dès l'annonce de l'accident dû au tsunami, les antinucléaires reprennent leurs attaques avec virulence en martelant : « Il faut sortir du nucléaire ! »
Mme Merkel, qui avait fait voter en 2010 un prolongement de 12 ans de la durée d'exploitation des réacteurs allemands, a été obligée de revenir sur cette décision et de planifier l'arrêt de tous les réacteurs fin 2022.
En Suisse, il est prévu de ne pas remplacer les réacteurs dont le dernier fonctionnera jusqu'en 2034.

Le doute s'installe dans les esprits : Ne jouons nous pas à l'apprenti sorcier ? Que se passerait-il en France en cas d'accident majeur ? Avons nous raison tout seuls, à vouloir maintenir notre parc nucléaire ?

La fiche GASN N°48 reprend les arguments des antinucléaires et montre leur fausseté, en renvoyant aux autres fiches GAENA pour plus de détails.

Par MWh produit, le nucléaire est l'industrie qui génère le moins d'accidents mortels.

Le nucléaire ne pollue pas l'environnement, contrairement aux énergies carbonées qui génèrent des poussières et des oxydes de souffre et d'azote nuisibles pour la santé, sans oublier l'oxyde de carbone dont les conséquences sur le climat se feront sentir à la fin du siècle.

Le nucléaire a eu dès l'origine le souci de la gestion de ses déchets, contrairement aux entreprises qui laissent leurs produits toxiques en déshérence après leur faillite, ou qui les entassent comme les crassiers des centrales à charbon, enrichis en métaux lourds et en produits radioactifs naturels.

Le nucléaire est deux à trois fois moins coûteux que l'éolien pour produire de l'électricité, mais présente un facteur de disponibilité de 80 %, contrairement aux 20 % constatés pour l'éolien terrestre.

La grande peur pour les populations, c'est la nécessité d'évacuer une zone contaminée après un accident majeur, comme Tchernobyl ou Fukushima, d'autant que la radioactivité ne se voit pas, elle pénètre aussi bien par rayonnement que par inhalation d'un air chargé d'aérosols radioactifs ou ingestion de produits agricoles contaminés.

En France, EDF a choisi la filière des réacteurs à eau pressurisés (REP) issue de la propulsion des sous-marins, ce qui est un gage de fiabilité et de robustesse. La preuve en a été apportée par l'accident de TMI (Three Mile Island, 1979) dont la fusion du cœur n'a donné lieu à aucun rejet significatif.

Le contrôle par une autorité de sûreté (ASN) indépendante des ministères est un gage de rigueur. La loi française qui définit l'organisation de la sûreté s'intitule « Transparence et Sûreté Nucléaire », elle définit notamment les modalités de l'information envers les citoyens.
Par ailleurs, les principaux acteurs du nucléaire sont des sociétés publiques, ce qui est un gage que le principe « la sûreté prime sur la production » est appliqué à tous les échelons de responsabilité, de l'agent d'exploitation au directeur du site.

Dans le débat relancé sur les énergies, il est important que chaque citoyen se forge une opinion sur la base d'informations vérifiables publiées par des organismes dont la méthodologie est éprouvée. Les attaques virulentes pour « sortir du nucléaire » au profit de modes de production polluants (charbon), nous plaçant sous la coupe de pays étrangers (gaz), ou fortement subventionnés (éolien), peuvent laisser planer un doute sur les sources d'inspiration et les objectifs poursuivis par des manipulateurs d'opinion qui créent des réflexes à coup de slogans pour remplacer la réflexion intellectuelle.

Mais nombre de pays n'ont pas modifié leur politique nucléaire, après une pause pour réévaluation de l'exposition aux risques naturels : le parlement du Royaume Uni a voté en faveur de la relance du nucléaire, la Chine poursuit son programme de construction, l'Inde et l'Afrique du Sud poursuivent leurs investissements.
Tant il est vrai qu'on ne fait pas du nucléaire par plaisir ni sur un coup de tête.
La France, longtemps considérée comme exemplaire, se doit de le rester et d'innover pour rendre le nucléaire plus sûr, et qu'il soit perçu comme tel par les populations concernées.

Contact rédaction : ARCEA/GAENA - Bât 608- 91191 Gif sur Yvette Cedex Tél.01 69 08 96 87
e-mail : arcea.sac@free.fr http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 48 Ind. 2 du 27 avril 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LE NUCLÉAIRE APRÈS FUKUSHIMA

1. INTRODUCTION[1]

Fukushima après Tchernobyl, soit un accident majeur tous les 20 ans, ce qui correspond à une probabilité d'accident majeur de ~ 10^{-4}/ réacteur/an et non 10^{-6} comme prévu : les antinucléaires reprennent leurs attaques avec virulence en martelant : « Il faut impérativement y renoncer »[2].
Mme Merkel[3], qui avait fait voter en 2010 un prolongement de 12 ans de la durée d'exploitation des réacteurs allemands, a été obligée de revenir sur cette décision et de planifier l'arrêt de tous les réacteurs fin 2022. En Suisse, il est prévu de ne pas remplacer les réacteurs, dont le dernier fonctionnera jusqu'en 2034.

Le doute s'installe dans les esprits : Ne jouons nous pas à l'apprenti sorcier ? Que se passerait-il en France en cas d'accident majeur ? Avons-nous raison tout seuls, à vouloir maintenir notre parc nucléaire ?

D'où vient l'opposition au nucléaire ? Reprenons la déclaration de Greenpeace[2] : « *Greenpeace est née au début des années 70 pour protester contre les essais nucléaires américains. Quarante ans plus tard, nos convictions sont toujours les mêmes : le nucléaire met en péril notre planète. Il est dangereux, inutile et coûteux. En France, le pays le plus nucléarisé au monde, le lobby nucléaire (l'État, Areva, EDF, etc.)[4] empêche tout débat national. Des lignes THT (à très haute tension) mettent en péril la santé des riverains. Des convois de combustibles et de déchets nucléaires traversent la France au mépris des règles de sécurités (sic) les plus élémentaires[5]. Nous dénonçons le retraitement du plutonium et les projets d'enfouissement des déchets. La politique nucléaire de la France est irresponsable, indigne d'un pays démocratique* ».

Le texte qui suit, élaboré par le GASN, répond aux arguments des antinucléaires, en abordant : les dangers (y compris les déchets) ; les besoins énergétiques en France, et dans le monde ; le coût du nucléaire ; le contrôle du nucléaire civil par la société.

2. LE NUCLÉAIRE EST DANGEREUX

Quand on parle de danger, à quoi se réfère-t-on précisément ? Danger de mort subite due à l'irradiation (le spectre de l'arme atomique est en arrière plan) ? Danger de mort lente et de maladies, avec la contamination radioactive (voir fiche GAENA N°41)? Risques liés à la prolifération (menace atomique) et au terrorisme (menace de pollution radioactive) ? Nous allons reprendre tous ces points en les comparant avec les autres risques de notre société, dont bien sûr les risques liés aux déchets.

2.1. LE DANGER D'EXPLOSION NUCLÉAIRE

C'est ce qui s'est passé à Tchernobyl (voir fiche GAENA N°46). Les morts consécutivement à l'explosion du réacteur concernent les pompiers qui ont été gravement irradiés ; sur les 237 intervenants, 28 sont morts dans les 3 semaines suivantes. 19 autres décédèrent entre 1987 et 2004, pour des causes diverses pas nécessairement associées aux rayonnements.

Source d'énergie	Nb morts par TWh produit	% énergie mondiale
Charbon	161	26
Pétrole	36	36
Gaz naturel	4	21
Biocombustible	12	
Tourbe	12	
Solaire (toiture)	0,44	< 0,1%
Eolien	0,15	< 1%
Hydro	1,4	6
Nucléaire	0,04	5,9

http://nextbigfuture.com/2011/03/deaths-per-twh-by-energy-source.html

[1] *Bibliographie :*
G. Ruelle, « Énergie nucléaire, émotionnel et rationnel »
J-M. Jancovici, « A propos de quelques objections fréquentes sur le nucléaire civil »
[2] *http://www.greenpeace.org/france/fr/campagnes/nucleaire/*
[3] *Chancelière de la République fédérale allemande*
[4] *Ce qui n'a pas de sens : un « lobby » étant un groupe de pression sur l'État ne peut être constitué de l'État et des entreprises publiques qui en relèvent !*
[5] *Voir fiche GASN N°8*

Les chiffres sont comparables à l'explosion de l'usine AZF[6] de Toulouse (21/9/2001) : 30 tués, 2 500 blessés, mais bien inférieurs à ceux de Bhopal[7] (3/12/84 : 3 828 morts identifiés, près de 12 000 invalides).
Pour autant, on n'a pas demandé à « renoncer impérativement » aux usines chimiques ; mais après l'accident de Seveso[8] (10/7/1976), des mesures ont été prises pour classer les sites de production à risque en Europe.
Pour le nucléaire, le risque d'irradiation concerne le personnel, en cas d'accident mais aussi pendant les opérations de maintenance. La fiche GAENA N°39 traite du problème, souvent évoqué, du personnel des entreprises prestataires de la maintenance du parc nucléaire.

2.2. LE DANGER DE CONTAMINATION RADIOACTIVE

Que ce soit après les catastrophes de Tchernobyl ou de Fukushima (voir fiche GAENA N°47) ce sont les conséquences radioactives qui touchent directement la population.
Après Tchernobyl, 400 000 personnes ont été déplacées, et près de 6 millions d'individus ont été exposés à une contamination qui s'est traduite, selon les lieux, par des doses à l'organisme entier comprises entre 50 et 150 mSv (millisievert[9]) cumulées en quelques semaines.
A Fukushima, 80 000 personnes ont été évacuées, par précaution, de la zone des 20 km. On comprend que la perspective d'évacuer une partie de la plaine du Rhin, du Cotentin, ou de la vallée du Rhône, fasse naître des oppositions farouches de la part des propriétaires de terres agricoles, et d'une grande partie de la population !
Le seul équivalent est le déplacement des populations pour la construction de barrages hydrauliques : souvenons nous des protestations en France[10], dans les années 50-60 ; quant au barrage des Trois Gorges[11], le plus important au monde (18 GW), il a nécessité le déplacement de 1,8 million de Chinois qui vivaient sur les 1.000 km^2 du réservoir, et sa rupture ferait peser un risque sur 75 millions d'habitants en aval.

L'analyse des conséquences de Tchernobyl nous montre que :

- la flore et la faune, qui avaient été très touchées au voisinage de la centrale, se sont adaptées aux nouvelles conditions ; la zone interdite est même devenue un sanctuaire pour les animaux sauvages qui y prospèrent[12]. Néanmoins, ni la viande ni les végétaux (champignons, fruits sauvages) ne sont comestibles d'après nos normes sanitaires[13], ce qui exclut toute activité agricole
- les animaux qui y résident sont plus résistants à une forte dose de radiation : ils ont développé des défenses naturelles (effet hormesis), phénomène qui pourrait être utilisé pour diminuer les effets secondaires des radiothérapies
- les malformations des végétaux subsistent, variant selon les espèces (les bouleaux mutent moins que les pins). Ces images bouleversent les spectateurs qui ont en tête les malformations d'enfants exhibés après l'accident. Mais il faut ici rappeler catégoriquement que, s'il peut y avoir malformation du fœtus[14], exposé à la radioactivité, lors de la gestation, par contre il n'y a pas de transmission génétique de l'effet des radiations : cela a été prouvé à la suite des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki

Pour ce qui est de l'effet des rayonnements (voir fiche GAENA N°12), il faut le comparer à d'autres causes de cancers : produits toxiques (tabac, alcool), pollution chimique (urbaine et agricole).
Faute d'études épidémiologiques (voir fiche GAENA N°42) très complexes à réaliser, les effets de la pollution sont difficilement quantifiables.
C'est pourquoi il n'est pas possible de donner de chiffre sérieux sur la santé des populations touchées par les conséquences de Tchernobyl, du fait des bouleversements sociologiques qui se sont produits en ex Union Soviétique (voir fiche GAENA N° 45).
Rappelons simplement qu'une cellule subit chaque jour, du fait de son environnement métabolique, près de 90 000 cassures de l'un des deux brins de l'ADN, et une dizaine de cassures sur les deux brins à la fois.

---

[6] http://fr.wikipedia.org/wiki/Explosion_de_l'usine_AZF_de_Toulouse

[7] http://fr.wikipedia.org/wiki/Catastrophe_de_Bhopal

[8] http://fr.wikipedia.org/wiki/Catastrophe_de_Seveso

[9] L'exposition moyenne annuelle en France est ~ 3 mSv ; une radiotomographie corps entier représente une exposition de 20 mSv

[10] Dans les années 50, l'hydroélectricité représentait la moitié de la production électrique nationale, et la France reste le premier producteur hydroélectrique en Europe

[11] http://fr.wikipedia.org/wiki/Barrage_des_Trois-Gorges

[12] http://www.arte.tv/fr/Comprendre-le-monde/Biodiversite/3183232.html

[13] Fixées à quelques centaines de Bq/kg, sachant que les mammifères (dont les humains) ont une radioactivité naturelle due au potassium-40 et au carbone-14 de 100 Bq/kg

[14] Une maladie congénitale est une maladie qui apparaît à la naissance ; environ 25 % ont des causes génétiques, les autres causes étant toxiques, médicamenteuses, liées à des déficits ou des maladies maternelles (Wikipedia)

Ces cassures sont réparées grâce à un puissant système cellulaire de réparation de l'ADN. Un sievert délivré en un temps très court (effet maximum) cause environ 1.000 cassures simple brin, et une quarantaine double brin (qui se réparent moins facilement).
Le tabac, principale cause du cancer en France[15], serait responsable de 60 000 morts par an (un décès sur 10) et le tabagisme passif de 3.000 à 5.000 personnes ; pour un fumeur sur quatre, l'espérance de vie est réduite en moyenne de 20 ans et se solde par une mort avant 65 ans[16]. Or près de 50 % des personnes âgées de 18 à 34 ans fument[17] !

Pour clore ce chapitre, rappelons que l'EPR (voir fiche GAENA N°13) a été conçu pour confiner la radioactivité même en cas d'accident majeur (fusion du cœur), et ne pas donner lieu à évacuation – même temporaire – de la population avoisinante.
Par ailleurs, l'ASN effectue une inspection décennale de chaque installation nucléaire, qui conduit à une mise à niveau de la sûreté : en retour d'expérience de l'accident de TMI, des recombineurs d'hydrogène, et des filtres à particules ont été placés sur les enceintes de confinement des REP français. Dans le cas de la centrale de Fukushima Dai-ichi (de type REB), cela aurait pu éviter les explosions des réacteurs N° 1, 3 et 4, et aurait limité les rejets de radiocésiums qui ont contraint à l'évacuation des populations proches.

2.3. LE DANGER DE PROLIFÉRATION ET DE TERRORISME

Les tensions avec l'Iran et le Pakistan sont autant de menaces sur l'Occident. Pour autant, le nucléaire civil est il concerné ? Il est beaucoup plus simple, et rapide, pour un pays qui veut se doter de l'arme atomique, d'enrichir l'uranium avec des centrifugeuses. Pour réduire le risque de prolifération, le plutonium recyclé par traitement du combustible usé est remélangé avec de l'uranium en combustible MOX, et le procédé de traitement évolue vers une coextraction, pour que le plutonium ne soit jamais pur au cours du cycle de traitement (voir fiche GAENA N°7).

De même, pourquoi les terroristes iraient ils détourner un chargement de combustible usé, protégé par les forces de gendarmerie, et placé dans un conteneur renforcé, alors qu'il est plus simple de faire exploser un barrage, ou une centrale à gaz, voire de détourner un avion pour l'écraser sur une ville (New York, 11/9/2001) ? Les cyber-attaques contre l'Estonie (avril 2007), la Lithuanie (juin 2008), en Lettonie (février 2010) et contre l'Iran (juin 2010) montrent qu'on peut attaquer un pays sans avoir besoin d'arme. Si la menace ne suffit pas, l'Allemagne vient de démontrer qu'une contamination bactérienne était discrète et efficace (une trentaine de morts en juin 2011); quant aux attaques spectaculaires, il suffit de s'en prendre aux transports urbains (métros de Paris, 25/7/1995 et de Londres, 7/7/2005; gare de Madrid, 11/3/2004).

2.4 .LES DÉCHETS NUCLÉAIRES

Disons clairement que les antinucléaires mentent quand ils répètent à satiété que « il n'y a pas de solution pour les déchets nucléaires ».

De quoi parle-t-on en fait ? Toute activité humaine produit des déchets, et les plus importants en quantité sont les déchets agricoles (voir tableau[18]).

En fait, de par sa dangerosité spécifique et les conditions scientifiques de son développement (avec en France les prix Nobel Marie Curie et Frédéric Joliot), l'industrie nucléaire a été la première à prendre en charge le traitement de ses propres déchets.

En France, le traitement des combustibles usés en vue de leur recyclage a été mené à une échelle industrielle, selon le principe du développement durable, faisant de notre pays le leader mondial en la matière.

Types de déchets	Production annuelle en France (en tonnes)	Kg par Français et par an
Déchets ménagers	21 000 000	350
Autres déchets municipaux	17 000 000	283
Déchets industriels banals	30 000 000	500
Déchets industriels spéciaux	18 000 000	300
Inertes	100 000 000	1 667
Déchets d'élevage	280 000 000	4 667
Déchets de cultures	65 000 000	1 083
Déchets hospitaliers	700 000	11
Déchets radioactifs de faible et moyenne activité	40 000	< 1
Déchets radioactifs de haute activité	200	< 0,01

Production totale et par Français pour les principales catégories de déchets

Rejets annuels (tonnes)	Centrale de 1000 MW fonctionnant 6 600 h = 6,6 TWh	Remplacement des 400 TWh nucléaire français par du charbon
Poussières	1 500	90 000
SO_2	40 000	2 400 000
NOx	30 000	1 200 000
CO_2	5 000 000	300 000 000
Cendres	333 000	20 000 000

Production annuelles de déchets par les centrales à charbon

[15] http://www.academie-medecine.fr/Upload/tubiana_rapp_cancer_13sept_073.pdf
[16] http://www.doctissimo.fr/html/dossiers/cancer/niv2/cancer-tabac.htm
[17] http://sante-medecine.commentcamarche.net/contents/tabac/01_le-tabac-des-statistiques-alarmantes-qu-il-faut-connaitre.php3
[18] « A propos de quelques objections fréquentes sur le nucléaire civil » ; jean-marc@manicore.com; http://www.manicore.com/documentation/articles/idee_nucleaire.html

Cela permet d'économiser de l'uranium, de recycler le plutonium au lieu de le stocker comme déchet, et d'isoler les déchets non valorisables que sont les produits de fission de haute activité, qui sont conditionnés sous forme de verres dans des conteneurs inox, prévus d'être placés dans des puits constituants des barrières géologiques (voir fiches GAENA N°7 et N°3) ; ils ne représentent que 10 grammes par Français et par an.

Les déchets de moyenne activité à vie longue sont eux aussi placés en conteneurs inox étanches en vue d'être déposés dans des puits profonds. Il reste à stocker, dans des sites aménagés et surveillés vis-à-vis d'éventuelles fuites, des produits à demi-vie courte (30 ans), dont la quantité est 450 fois moindre que les déchets industriels spéciaux, dont certains sont hautement toxiques : on aimerait être assurés que les industriels du privé font preuve d'autant de sens civique dans le traitement de leurs déchets.

D'ailleurs, en l'absence de nucléaire, c'est le charbon la principale (50 %) source d'électricité dans les pays de l'OCDE : or une centrale au charbon de 1000 MWe, fonctionnant 6 600 heures par an et produisant donc 6,6 TWh, rejette 1 500 tonnes de poussières, 40 000 tonnes de SO2 et 20 000 tonnes de NOx, et 5 millions de tonnes de CO_2.

Pour remplacer nos 400 TWh nucléaires, il faut multiplier ces chiffres par 60, auxquels il faut rajouter les cendres qui s'entassent en crassiers chargés de métaux lourds et d'impuretés faiblement radioactives, concentrées d'un facteur 10 lors de la combustion (soit : ~ 10 kBq/kg[19]).
Il faudra également multiplier les convois ferroviaires pour transporter ces ~ 30 millions de tonnes de charbon, à moins de cantonner les centrales dans les ports maritimes et fluviaux.

Rappelons que les dioxydes de soufre et d'azote sont toxiques (fortement irritants), à l'origine des pluies acides, et de l'acidification de l'océan : leurs effets sur la santé sont i
mmédiats, tandis que l'effet de serre du CO_2 ne jouera qu'à plus long terme, mais de façon quasi irréversible. On n'ose pas imaginer en effet que des écologistes accepteront de stocker sous leurs pieds des tonnes de CO_2 (voir fiche GAENA N°35) qui pourraient s'échapper et annihiler toute vie sur d'immenses territoires, comme ce fut le cas sur le lac Nyos (Cameroun) le 21/8/1986[20], alors qu'ils n'acceptent pas le stockage dans des couches géologiques de déchets nucléaires soigneusement conditionnés !

3. ON PEUT SE PASSER DU NUCLÉAIRE

Bien sûr, puisqu'on s'en est passé jusqu'au milieu du XXème siècle ; de même qu'on s'est passé du frigo, de la machine à laver, d'internet et de la télévision ...
Mais il ne faut pas voir le monde d'après nos critères d'Européens assouvis par la société de consommation : 2 milliards d'humains n'ont pas accès à l'électricité, et les pays en développement réclament l'accès à l'énergie qui est libératrice de la condition humaine.
Aujourd'hui, c'est une centrale à charbon de 1000 MW qui est démarrée chaque semaine en Chine (soit une puissance annuelle équivalente à celle de la France) avec la pollution que cela entraîne.
La Chine et l'Inde ont aussi investi significativement dans l'éolien, notamment dans les déserts car cette technologie ne nécessite pas d'eau, contrairement aux centrales thermiques à charbon ou nucléaires.
Mais le vent est un phénomène aléatoire, et avec des rendements moyens de 20 %, l'éolien reste plus coûteux que le nucléaire d'un facteur 2 à 3, en fonction des conditions économiques locales (voir fiche GAENA N°31).

Un argument souvent ressassé est le gaspillage que représente le **chauffage électrique**. En effet, au début de l'équipement nucléaire de la France, on ne savait faire que des réacteurs fonctionnant en « base », car on craignait de faire subir au combustible des cyclages thermiques. Que faire de l'électricité produite en cours de nuit ?
L'idée de l'utiliser pour le chauffage des logements s'est développée, à une époque où les Français rêvaient de posséder leur propre maison individuelle : propre et sans nécessité d'investir dans un équipement de production, et de distribution de chaleur, favorisé par un tarif de nuit avantageux en contrepartie d'une isolation renforcée de la maison (double-vitrage, notamment), l'idée était séduisante. D'autant que le rendement de la production d'électricité (30 % en incluant le transport) était comparable à celui des chaufferies collectives, compte tenu des fuites thermiques et des fuites d'eau.

Aujourd'hui qu'on sait faire avec le nucléaire du « suivi de charge », l'argument de la tarification de nuit tombe, et il vaudrait mieux utiliser des énergies renouvelables comme la biomasse (voir fiche GAENA N°40), dans des chaufferies pour les immeubles collectifs, et des poêles pour les maisons.

[19] *http://effetsdeterre.fr/2009/04/09/un-voile-leve-sur-la-radioactivite-du-charbon-et-des-engrais/*
[20] *http://www.linternaute.com/science/environnement/dossiers/06/0605-colere-terre/4.shtml*

Mais ramenons le problème à sa juste proportion : le chauffage électrique ne concerne que 30 % des ménages, alors que 44 % se chauffent par le gaz, les 26 % restants se répartissant entre le pétrole et la biomasse (Wikipedia, chiffres de 2006).

Pour ce qui est de l'éolien, il est frappant de constater que personne ne s'interroge sur la **privatisation des mers**, naguère espaces de liberté accessibles à tous. Les baies se sont d'abord couvertes de fermes piscicoles, et désormais on verra fleurir au large des îlots artificiels, présentant pour les navires des risques de naufrage, portant des éoliennes de plus en plus gigantesques (7 MW, près de 200 m en haut de pale) et nombreuses (parcs d'une centaine de machines).
Pas un « écologiste » pour dénoncer cette privatisation forcée …

Par contre, les écologistes se sont longtemps opposés au développement des **lignes à très haute tension** (THT), et on ne peut que leur donner raison quand il s'agit de défendre la traversée du parc régional du Verdon.

Or bien qu'encore exprimée sur le site de Greenpeace, cette revendication disparaît du discours des Verts car elle va à l'encontre du développement de l'énergie éolienne. RTE prévoit, dans son bilan 2011[21], « un renforcement significatif des capacités d'échanges transfrontaliers, avec la création de nouvelles lignes d'interconnexion amenant au doublement de la capacité actuelle ».

À titre d'illustration, l'analyse conduite en Allemagne par la DENA (Agence allemande de l'énergie) pour l'insertion des énergies renouvelables met en exergue la nécessité de créer environ 4000 km de lignes THT supplémentaires pour accompagner l'insertion des énergies renouvelables.

4. LE NUCLÉAIRE COÛTE CHER

Dans l'absolu, une telle assertion n'a pas de sens : il faut préciser : qui paye ? pour faire quoi ? quand ?

4.1. LA MAITRISE DES COÛTS ÉNERGÉTIQUES DE LA FRANCE

Le nucléaire a été développé en France, après la Grande Bretagne et en même temps que l'Allemagne, la Suisse, la Belgique, l'Espagne, la Suède, pour une raison de dépendance énergétique : après deux chocs pétroliers, il était urgent de maîtriser nos importations énergétiques, une fois nos réserves en charbon et en gaz épuisées.

Dans le nucléaire, la part du combustible brut importé ne représente que quelques % du coût du MWh produit, alors que pour les combustibles fossiles, la part du combustible atteint la moitié. Le nucléaire permet donc de maîtriser nos coûts de production d'électricité, de façon comparable à l'éolien, au solaire et à la biomasse.

4.2. UNE POLITIQUE DE LONG TERME

Il faut une dizaine d'années pour lancer un programme nucléaire, les investissements en puissance installée sont importants en comparaison des centrales à charbon et à gaz (comparable à l'éolien, et bien moins cher que le solaire), par contre le fonctionnement dure 40 à 60 ans : dans ces conditions, le prix de l'argent (le taux d'actualisation) a une grande importance dans le coût final du MWh.
L'allongement de la durée de construction et l'incertitude concernant les décisions de la NRC (National Regulatory Commission) a bloqué le développement du nucléaire aux États-Unis après l'accident de TMI.

4.3. LA RECHERCHE NUCLÉAIRE COÛTE CHER !

Faux, si l'on considère que l'ensemble du programme correspond aux plus-values réalisées par la revente d'électricité pendant 2 années fiscales seulement. Par unité d'énergie produite, la recherche nucléaire coûte deux fois moins que la prospection pétrolière[1].

[21] http://www.rte-france.com/uploads/Mediatheque_docs/vie_systeme/annuelles/ bilan_previsionnel/bilan_complet_2011.pdf

4.4. LE RETRAITEMENT COÛTE CHER !

Faux, le rapport Charpin[22] a montré que les deux voies : stockage direct du combustible usé et retraitement – étaient financièrement équivalentes. Par contre, le retraitement permet de diviser par 20 les masses de déchets à stocker, de diminuer leur toxicité, et de recycler la matière non consommée (uranium et plutonium), selon les principes du développement durable.

4.5. LE DEMANTÈLEMENT VA COÛTER TRÈS CHER !

On nous cache tout, air connu … D'une part, les coûts de démantèlement (voir fiche GAENA N°30) sont déjà inclus dans le prix du MWh[23] ; et d'autre part, la Cour des Comptes, qui avait déjà mené des études sur le sujet en 2005, a réexaminé les coûts fin janvier 2012 (voir fiche d'actualité N°4).

4.6. L'ASSURANCE DU RISQUE NUCLÉAIRE CIVIL EST SOUS-ÉVALUÉE : CE SERA À L'ÉTAT DE PAYER EN CAS DE CATASTROPHE !

C'est exact, car le montant de l'assurance est plafonné, sinon le risque ne serait plus assurable. « L'énergie nucléaire est un domaine où la responsabilité de l'État repose principalement sur la notion de risque exceptionnel encouru par la population, du fait de l'exercice d'activités d'intérêt public, ou sur celle de solidarité nationale.
L'État peut même être tenu pour responsable en raison de son autorisation ou de son absence d'interdiction de fonctionnement[22] ».

Le tableau ci-après montre que la situation en 2000 en France (en francs) est plus favorable aux exploitants nucléaires que pour d'autres pays de l'OCDE[22]. Cela tient au caractère public de nos entreprises (EDF, Areva) qui s'assurent auprès d'Assuratome ; pour le CEA, le principe est que l'État est son propre assureur.

Le tableau montre la situation différente du Japon : l'État est moins impliqué – a contrario, l'accident de Fukushima a révélé l'indépendance de l'exploitant nucléaire TEPCO vis-à-vis de la NISA (l'Agence de sûreté industrielle et nucléaire).
On ne peut donc pas parler de l'assurance du risque, dans un pays, indépendamment du contrôle que l'État exerce vis à vis de la sûreté des installations.

		France	Allemagne	R.U.	Suède	État Unis	Japon
Conditions d'assurance en France et dans différents pays – en Francs – an 2000) [22]	1ère tranche	Exploitant 600 millions	Exploitant 800 millions	Exploitant 1 500 millions	Exploitant 1 500 millions	Exploitant 1 500 millions	Exploitant Pas de limite a priori, mais assurances plafonnées de 140 à 4 200 millions selon les cas
	2ème tranche	État de 600 à 1 500 millions	Pool entre exploitants de 800 à 2 000 millions	État de 600 à 1 800 millions	Pool d'États (convention de Bruxelles) 1 500 à 2 500 millions	Pool entre exploitants de 1 400 à 6 900 millions	
	3ème tranche	Pool d'États (convention de Bruxelles) 1 500 à 2 520 millions	État ou (pool d'États)	Pool d'États 1 800 à 2 520 millions	État, sous certaines conditions	État fédéral (après décision du Congrès)	État, sous certaines conditions (si défaillance de l'exploitant)

4.7. LE MINERAI D'URANIUM EST UN PRODUIT NON RENOUVELABLE

Effectivement, on estime à une centaine d'années les réserves connues au prix actuel d'exploitation. Mais d'une part le prix de l'uranium, resté bas ces dernières années, n'a pas incité à de nouvelles prospections, d'autre part l'uranium est assez dispersé dans la nature et pourra être extrait à de moindres teneurs, donc à des prix plus élevés.
Rappelons que le prix de l'uranium n'entre que pour une très faible part dans le coût du MWh, son doublement n'aura pas une incidence de plus de 5 % au final. D'autre part, d'ici la fin du siècle, les nouvelles filières de Génération IV (voir fiche GAENA N°22) auront été développées, consommant l'uranium-238 et le thorium-232, dont les réserves permettront d'alimenter le parc nucléaire mondial pendant des millénaires.

[22] Etude économique prospective de la filière électrique française ; JM Charpin, B. Dessus, R. Pellat - juillet 2000 http://lesrapports.ladocumentationfrancaise.fr/BRP/004001472/0000.pdf

[23] L'OPECST a contrôlé dans un rapport public le bien fondé des hypothèses des coûts de référence : 1,4 €/MWh pour le démantèlement et 1,5 €/MWh pour le stockage des déchets.

En conclusion, dans les conditions économiques de la France, le MWh nucléaire coûte à peu près autant que le MWh produit par le charbon, et moins que par le gaz, mais il ne pollue pas en oxydes de soufre, d'azote et de carbone.
Si l'on appliquait une taxe écologique pour couvrir les nuisances induites par les centrales à charbon et à gaz, leurs prix seraient multipliés au moins par 2. Il est vrai qu'alors, les énergies renouvelables : éolien – quand il y a du vent, biomasse (voir fiche GAENA N°40) présenteraient des coûts de production comparables[24].

5. LE NUCLÉAIRE N'EST PAS DÉMOCRATIQUE

Depuis longtemps, les antinucléaires demandent un référendum sur le nucléaire, comme celui qui a eu lieu en Italie.
Mais dans les autres pays européens, ce sont les parlements qui ont approuvé les orientations énergétiques du gouvernement.
En Allemagne, ce sont des accords entre partis qui sont ensuite présentés au vote des députés. En Finlande, un large débat s'est tenu avant de prendre la décision d'investir dans un réacteur de 3ème génération.

En France, un débat national sur les énergies a eu lieu en 2003; la commission nationale du débat public a débattu du nucléaire en 2005. Un débat public sur l'EPR de Penly s'est tenu en 2010.
La loi de Transparence et de Sûreté Nucléaire (TSN), votée en 2006, a établi une Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) indépendante des ministères, et des Commissions Locales d'Information (CLI) où sont débattus les incidents qui se produisent dans les installations nucléaires du site, et qui doivent être obligatoirement déclarés selon la procédure réglementaire.
Malgré les évolutions notables de transparence accomplies en France depuis une vingtaine d'années, les slogans antinucléaires n'ont pas changé.

6. CONCLUSION

En France, le nucléaire est une industrie peu polluante de l'environnement, aux risques vis-à-vis des populations maîtrisés, aux coûts favorables, qui s'inscrit dans la philosophie du développement durable (économies d'énergie, tri et valorisation des déchets).
Le contrôle de cette activité à risque correspond à notre mode d'organisation de la société : pouvoir étatique respecté, gestion du bien commun par des sociétés publiques (EDF, Areva).

Au plan sociétal, le nucléaire s'inscrit dans une éthique que certains considèrent passéiste : vision des enjeux nationaux à long terme, gestion des investissements lourds par l'État, à l'opposé de la politique de court terme mise en place depuis les années 80, basée sur la déréglementation libérale favorisant la spéculation financière.
De ce fait, le nucléaire français n'est pas exportable selon une approche purement mercantile.

En France, des progrès sont à réaliser pour dissiper les « peurs » attisées par certains lobbies, d'autant plus sournoises qu'elles sont invisibles : formation scolaire aux unités de radioactivité (et aux autres : puissance, énergie, etc.), utilisation de comparaisons pour les physiciens, et effort de vulgarisation de la part des médecins.

[24] On ne parle pas dans le présent débat d'électricité produite avec le solaire, les coûts n'étant pas compétitifs (5 à 7 fois supérieurs) avant plusieurs décennies (voir fiches GAENA N°28 et 37)

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 49 Ind. 1 du 30 mars 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

FUKUSHIMA, 3 ans après la catastrophe

1. INTRODUCTION

La catastrophe, provoquée par le séisme suivi d'un tsunami qui a dévasté la région de Tohuku, a fait l'objet de la Fiche GAENA N° 47 qui relate les événements.
Trois ans après, cette fiche fait la synthèse des articles parus sur l'état du site nucléaire et l'état de l'environnement ainsi que l'impact sanitaire sur les travailleurs et la population.

2. L'ÉTAT DU SITE

Le tsunami, qui a noyé les diesels de secours, a provoqué la fusion des réacteurs N° 1, 2, et 3, qui étaient chargés en combustible, et à l'arrêt suite au séisme, ainsi que la perte de refroidissement notamment de la piscine du réacteur n°4, pleine car le réacteur venait d'être déchargé de son combustible.
Des explosions sont intervenues dans les bâtiments réacteurs N°1, 3 et 4, en raison de l'hydrogène produit par la réaction entre les gaines de zircaloy et l'eau, et de l'hydrogène transféré dans le réacteur n°4 via les auxiliaires communs avec le réacteur n°3.

Du point de vue de la sûreté, les enjeux sont désormais les suivants :

- limiter puis arrêter les relâchements de radioactivité à l'atmosphère, ce qui nécessite de refroidir les combustibles des réacteurs et des piscines et d'établir les confinements détruits par les explosions
- limiter puis arrêter les relâchements de radioactivité dans les eaux souterraines qui débouchent dans la mer, ce qui implique de faire recirculer l'eau de refroidissement des cœurs en la décontaminant et d'établir des barrages souterrains
- procéder au retrait du combustible sain, puis dégradé, première étape du démantèlement des installations, en vue d'assainir et de libérer progressivement le site, ce qui, dans l'attente, oblige à sécuriser le site vis-à-vis de l'éventualité de nouveaux événements catastrophiques : typhons, séismes, tsunamis.

De fait, **un travail considérable a été accompli en trois ans** : déblaiement pour accès aux bâtiments, rétablissement du refroidissement des cœurs et des piscines, rehausse de la digue anti-tsunami, décontamination des eaux, sécurisation de la piscine du réacteur 4, couverture des réacteurs n°1 et n°4, début d'évacuation des combustibles entreposés dans la piscine n°4, cartographie des zones les plus radioactives, envoi de sondes pour diagnostiquer l'état réel des enceintes de confinement, etc [1].

Fig. 1 – Nouvelles enceintes de confinement en cours de montage [1]
Réacteur n°1 (terminé en oct. 2012) Piscine n°4 (terminé en oct. 2013)

2.1. REFROIDISSEMENT ET CONFINEMENT DES RÉACTEURS

Les réacteurs N° 1, 2 et 3 sont refroidis à 20-50°C de façon permanente avec de l'eau douce (5 m^3/h). Du fait de l'inétanchéité des cuves et des enceintes de confinement, l'eau injectée s'écoule dans les sous-sols des bâtiments, où elle se mélange aux infiltrations d'eaux souterraines puis est reprise pour être traitée et partiellement réutilisée pour assurer le refroidissement des réacteurs.
Les piscines d'entreposage des éléments combustibles sont refroidies en circuit fermé pour maintenir une température inférieure à 30°C. Certains matériels sont conçus pour résister au séisme et sont surélevés pour pallier le risque d'inondation [2a].
Pour limiter les rejets atmosphériques, les enceintes de confinement détruites sont en cours de reconstruction (terminé pour le réacteur n° 1, en cours pour le réacteur n° 3).
Une injection d'azote est effectuée en tant que de besoin dans les enceintes de confinement et les cuves des réacteurs N°1 à 3 pour maintenir leur inertage et éviter ainsi tout risque de combustion d'hydrogène.
Ces précautions permettent de garantir que les rejets sont désormais sans conséquence notable sur l'environnement de la centrale [1].

2.2. TRAITEMENT DES EAUX CONTAMINÉES

Il existe 3 sources de contamination des eaux. Elles proviennent du refroidissement des réacteurs nucléaires, dont la cuve primaire fuit ; des entreposages, qui atteignent une capacité de 470 000 m^3 et présentent des inétanchéités ; et enfin des installations maritimes, les installations de pompage et de rejet ayant été détruites par le tsunami et les galeries envahies par des liquides très radioactifs, suite à la fusion des cœurs.

L'enjeu est de résorber les volumes d'effluents, en traitant à la fois les effluents entreposés, les eaux souterraines pompées et les effluents produits chaque jour dans les bâtiments nucléaires, et d'atteindre une efficacité suffisante de décontamination pour pouvoir rejeter dans l'océan les eaux ainsi traitées, après obtention des autorisations correspondantes. (Voir les dossiers IRSN [2c] & [2d]).

2.2.1. Traitement des eaux de refroidissement des réacteurs

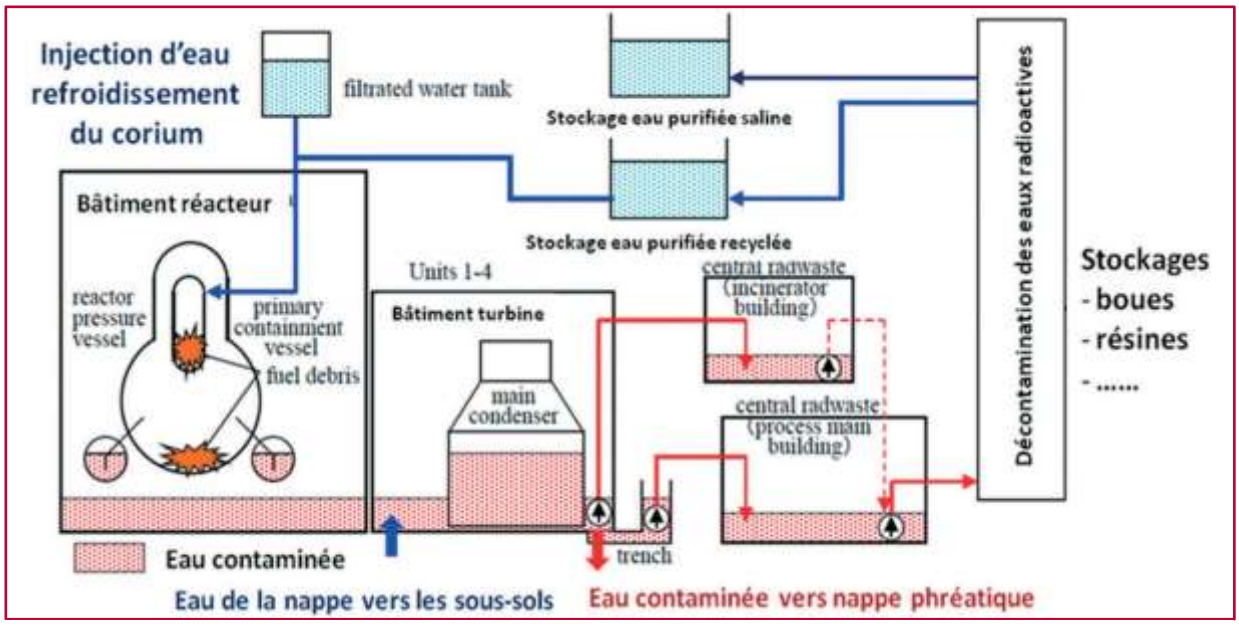


Fig. 2 – Circuit des eaux des réacteurs accidentés : injection d'eau de refroidissement dans l'enceinte de confinement des cœurs, collecte aux points bas des bâtiments, et épuration [1]

L'eau collectée dans les caniveaux et les puisards est traitée afin d'en extraire les contaminants radioactifs (le **césium** en particulier), et le sel. L'eau purifiée dessalée est ensuite réinjectée dans le circuit de réfrigération des cœurs.
Le débit nécessaire est désormais faible car la puissance résiduelle est très basse (25 kW pour le réacteur n°1 et 50 pour les 2 autres), mais environ 350 m^3 d'eau souterraine entrent quotidiennement dans les sous-sols contaminés.
Pour empêcher les infiltrations souterraines, il est prévu de créer une jupe de rétention étanche autour des réacteurs jusqu'à atteindre la couche géologique étanche située à 27 m de profondeur, en gelant localement le sol, en vue de vidanger les bâtiments nucléaires et de restaurer leur étanchéité. Cela permettrait de limiter la dimension du parc d'entreposage des eaux contaminées [1].

2.2.2. Entreposage des eaux contaminées

Les volumes présents d'eaux et de boues contaminées sont considérables (environ 430 000 m^3) et les réservoirs posent des problèmes d'étanchéité. La présence d'eau polluée a été relevée en périphérie de la zone d'entreposage lors du passage du typhon Whipa (16 octobre 2013) avec des teneurs en tritium et en strontium-90 de l'ordre de 700 kBq/L, obligeant TEPCO à pomper dans la nappe phréatique pour diminuer la contamination.
La capacité du parc d'entreposage des eaux contaminées atteindra 800 000 m^3 en 2015.

La nouvelle installation d'épuration (ALPS) mise en service en 2013, prévue pour traiter l'ensemble des produits radioactifs, devrait permettre d'amener la radioactivité résiduelle des effluents à un niveau compatible avec les autorisations de rejet.
Les autorités japonaises pourront alors autoriser des rejets vers la mer pour débloquer le parc d'entreposage, mais cette décision devra être acceptée par la population, les pêcheurs en particulier.

2.2.3. Installations maritimes

Les installations en contact avec le front de mer : stations de pompage, galeries, caniveaux, conduites, ont été à l'origine d'une bonne partie de la pollution radioactive encore observée actuellement dans les sédiments et dans l'eau du port.
TEPCO a initié un programme de vidange et de bouchage de ce réseau de galeries, met en place un écran d'étanchéité côté océan, et envisage de placer une barrière absorbant spécifiquement le strontium.
Ces dispositifs locaux seront complétés d'ici septembre 2014 par une barrière d'étanchéité souterraine (dénommée « mur » dans la Fig. 3) de 900 m le long de la façade maritime.

Fig. 3 – Mur d'étanchéité en construction [2d]

2.3. ÉVACUATION DU COMBUSTIBLE

La reprise du combustible de la piscine du réacteur n° 4 est en cours et devrait être terminée fin 2014.
Il a fallu, pour recevoir les moyens de déchargement des combustibles et des débris tombés sur la piscine lors de l'explosion des superstructures du réacteur n° 4, construire un bâtiment complémentaire afin de ne pas solliciter le bâtiment accidenté pendant ces opérations de manutention.
L'IRSN a consacré un dossier à cette opération délicate [2b].

Le retrait du combustible de la piscine du réacteur n° 3 débutera en 2015 ; pour les piscines des réacteurs N° 1 et 2, il faudra attendre 2017.

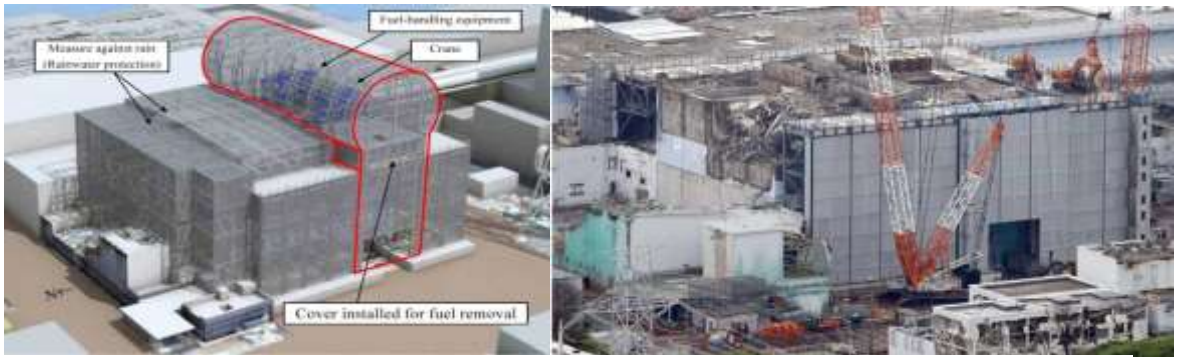


Fig. 4 – Réacteur 3 : Projet de couverture du bâtiment ; état à l'été 2013 [2a]

Pour le retrait des combustibles dégradés, des moyens d'investigation et de reprise sont en cours d'étude. Les opérations devraient débuter au début des années 2020.
TEPCO prévoit que le démantèlement complet des installations nécessitera 30 à 40 ans. A noter que, bien qu'ils soient pratiquement intacts, les réacteurs N° 5 et 6 ont été mis à l'arrêt définitif, alors qu'à Tchernobyl, les réacteurs N° 1 et 2 avaient été maintenus en activité jusqu'en l'an 2000.

3. L'IMPACT SANITAIRE SUR LES TRAVAILLEURS ET LA POPULATION

3.1. SUIVI DES TRAVAILLEURS SUR LE SITE

Après une première année où la limite de dose acceptable a été relevée à 250 mSv, les travaux de déblaiement des débris et de nettoyage des sols et des bâtiments ont permis, depuis fin 2011, de ramener les doses maximales à 25 mSv/an.

mSv	TEPCO	other Co.	All
250<	6	0	6
200–250	1	2	3
150–200	22	2	24
100–150	117	17	134
50–100	409	347	756
20–50	646	2,078	2,724
10–20	494	2,667	3,161
<10	1,645	11,662	13,307
Max	678.8	238.4	678.8
Average	24.7	9.3	11.9

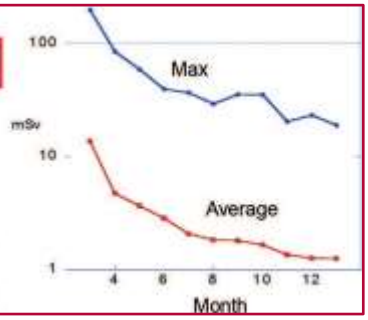


Fig. 5 – Evolution de la dosimétrie des travailleurs (TEPCO et sous-traitants) dans la première année : doses maximales (en bleu) et moyennes (en rouge) [1]

Pour les 6 500 personnes qui se relayent en travaillant à distance selon le principe ALARA, les doses moyennes sont de 0,8 à 1,4 mSv/an.
Il faut rappeler que ces équipes ont été par ailleurs durement touchées par les destructions du séisme et du tsunami et par les évacuations de leurs familles et des habitants [1]. Il a été observé 7 décès de travailleurs, aucun n'étant attribuable à une exposition aux rayonnements ionisants : 2 par l'inondation du 11 mars 2011, 3 par arrêt cardiaque,1 d'une leucémie aiguë alors que la dose externe reçue jusqu'à son décès le 7/8/11 n'était que de 0,5 mSv, et 1 d'un abscès rétropéritonéal alors qu'il n'avait reçu qu'une dose externe de 5 mSv et aucune contamination interne.

Un fichier informatique a été mis en place pour le suivi du personnel d'intervention avec un suivi particulier des risques de cataracte pour ceux qui dépassent 50 mSv et un suivi des organes (thyroïde, poumon, estomac, colon) pour ceux qui dépassent 100 mSv [2h].

3.2. ESTIMATION DES DOSES POTENTIELLEMENT REÇUES PAR LA POPULATION IMPACTÉE

Lors de l'accident, la phase principale de rejets a duré du 12 au 25 mars, avec un épisode important les 15-16 mars et moindre du 20 au 23 mars.
Les retombées ont eu un impact faible sur l'agriculture, du fait de la saison (sols encore enneigés) et des pratiques d'élevage en stabulation, au moyen de fourrage importé.
L'évacuation précoce de la population (80 000 personnes) vivant dans la zone des 20 km a permis d'éviter une dosimétrie élevée, contrairement à Tchernobyl.
Des territoires jusqu'à 60 km ce sont révélés ensuite impactés, et leur population n'ayant été évacuée que le 22 avril, elle a pu recevoir jusqu'à plus de 25 mSv.

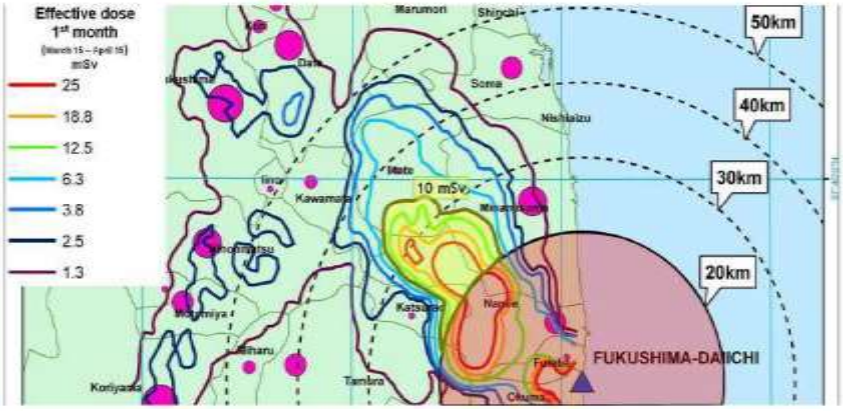


Fig. 6 – Zone en jaune : doses > 10 mSv au terme du 1er mois [2f]

Depuis, les doses sont dues à l'exposition externe provoquée par les dépôts radioactifs à vie moyenne (césiums 134 et 137).

Une nette diminution (40%) du débit de dose aérien a été constatée dans les 16 mois entre le 5/11/2011 et le 11/03/2013 dans la zone des 80 km autour de la centrale, pour moitié due à la décroissance du césium-134, et le reste par la pénétration dans le sol.
Sur la base de cette exposition externe, les autorités japonaises distinguent 3 zones (voir Fig. 7) :

- une zone de 320 km^2 (en rouge) où le retour n'est pas envisageable à moyen terme
- une zone de 300 km^2 (en brun) où il est interdit de résider, mais où l'accès est permis temporairement
- une zone de 460 km^2 (en vert) où on prépare le retour des populations. Dans cette zone qui représente 40% du territoire évacué, la dose annuelle pour les personnes qui reviendraient y vivre serait inférieure à 20 mSv.

3.3. SUIVI SANITAIRE DES POPULATIONS

Plus de 2 millions de personnes ont fait l'objet d'une enquête dosimétrique, parmi lesquelles près d'un quart a répondu (voir article GASN N°25 « Conséquences sanitaires de FUKUSHIMA 2 ans après l'accident ». .

Compte tenu des mesures d'évacuation, seules 11 personnes auraient reçu des doses externes supérieures à 15 mSv (hors travailleurs du site), ce qui est très faible.
Sur les quelque 360 000 enfants présents dans la Préfecture de Fukushima au moment de l'accident, 225 537 ont fait l'objet d'examen thyroïdiens : 59 enfants présentaient des nodules ou des kystes et 27 ont dû subir une ablation chirurgicale de la tyroïde qui a confirmé pour 26 d'entre eux un cancer de type adénocarcinome papillaire.
Parmi les 59 cas douteux, 21 enfants avaient répondu au questionnaire dosimétrique : l'estimation était inférieure à 1 mSv pour 12 enfants et comprise entre 1 et 2 mSv pour 9 enfants.
Pour ce qui est des adultes, il est trop tôt pour pouvoir conclure à l'absence de cancers détectables, compte tenu du temps de latence pour le développement de la maladie.
Par contre, les méfaits psychosomatiques (stress émotionnel, changement d'habitudes alimentaires, moindre activité physique) de l'évacuation des populations est détectable (tout comme après Tchernobyl) : obésité et perturbation du métabolisme des graisses, hypertension (chez les enfants) et dysfonctionnements hépatiques (chez les adultes) [2h].

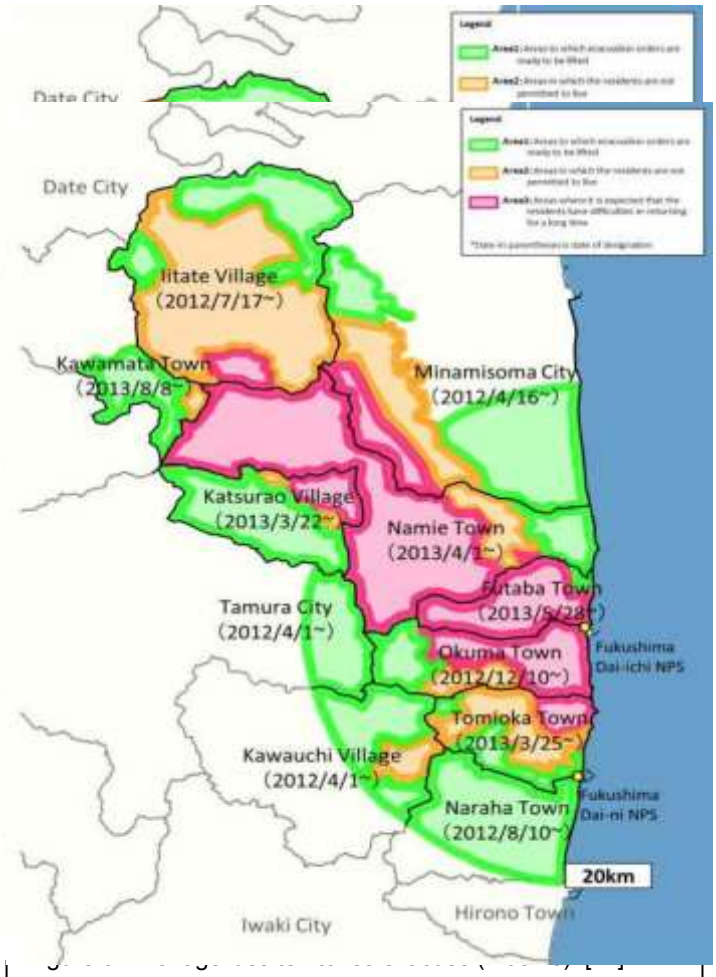


Fig. 7 – Zonage au 7 août 2013 [2f]

5. PERSPECTIVES

5.1. ASSAINISSEMENT DU SITE

Le confinement des installations détruites par les explosions est en bonne voie, ce qui permettra d'évacuer d'ici 2020 le combustible des piscines.
Le traitement des eaux contaminées est un vrai challenge : d'une part, construire des barrières pour protéger l'environnement (autour des réacteurs, et en front de mer) et d'autre part décontaminer les eaux entreposées.
Ce n'est qu'une fois ces travaux de stabilisation effectués qu'il sera possible de commencer la récupération du combustible dégradé et le démantèlement des réacteurs.

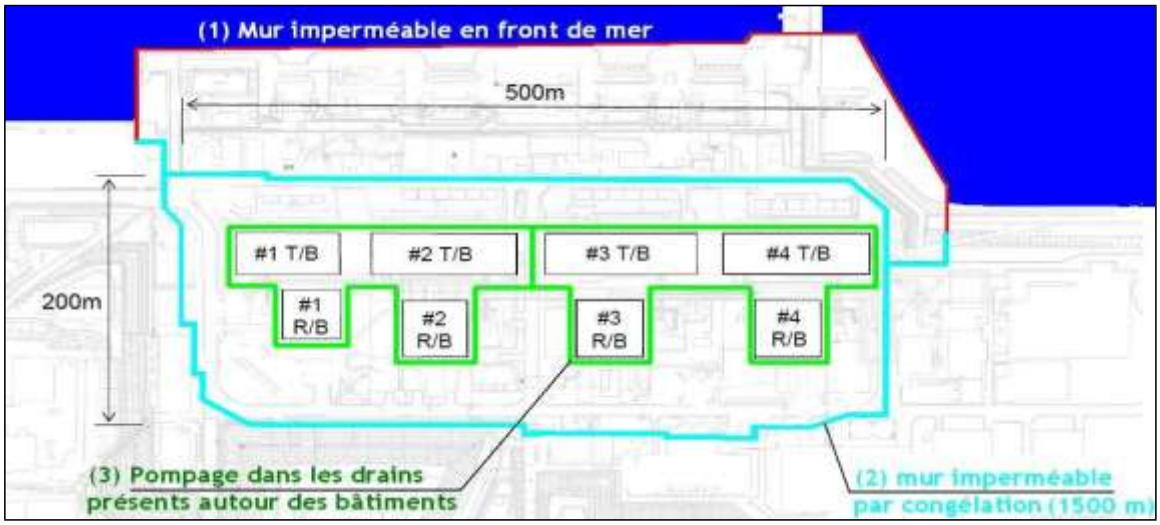


Fig. 8 – Projet de traitement des eaux souterraines du site [2d]

5.2. RETOUR DE LA POPULATION ÉVACUÉE

La décontamination de la zone spéciale dont les populations ont été évacuées est exécutée sous maîtrise d'ouvrage gouvernementale. L'objectif est de diminuer les débits de dose initiaux de 50 à 20 mSv/a en 2014, et de 20 à 1 mSv/a en 2016 [1].

Dans la zone de surveillance dont les populations n'ont pas été évacuées, des travaux de décontamination sont ponctuellement nécessaires. Ils sont effectués par les municipalités.
Les autorités ont pu constater que la population avait la capacité de gérer sa contamination : les doses réellement mesurées par les dosimètres personnels, largement distribués, sont très inférieures (de 2,6 à 7 fois) aux estimations basées sur les mesures terrestres et aériennes.
Ce constat permet d'augurer favorablement du retour progressif des populations dans les territoires à mesure de leur décontamination, en programmant – pour que la vie y soit possible – l'accessibilité à tous les services liés à la vie du village (administratifs, sociaux, scolaires, culturels, commerciaux, etc.).
Néanmoins, 25 % des personnes interrogées refusent de revenir.

Concernant l'agriculture, plus de 18 000 hectares de terre agricole ont été décontaminés et remis en production (de riz, essentiellement). Le chiffre devrait dépasser 26 000 ha fin 2014. Un contrôle strict de la nourriture a montré que la quasi-totalité des terrains décontaminés produisent de la nourriture dont la radioactivité est en-dessous des niveaux autorisés. Dans la préfecture de Fukushima, sur toute l'année 2012, seuls 71 sacs de riz sur 10 millions dépassaient la norme de 100 Bq/kg. Les terres contaminées collectées seront entreposées sur un site, décidé par l'État, d'une surface de 3 à 5 kilomètres carrés et pour une durée d'environ 30 ans [3].

6. RÉFÉRENCES

[1] Fukushima 2014 : état des lieux et perspectives, en 10 questions ; RGN N°1 Janvier-Février 2014, p. 84-95 ; http://www.sfen.org/IMG/pdf/fukushima_3_2014_150.pdf
[2] Accident nucléaire de Fukushima Daiichi ; dossier IRSN (mars 2014) http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/accident-fukushima-2011/fukushima-2014/Pages/fukushima-daiichi-en-2014-sommaire.aspx
[2a] Point de la situation
[2b] Évacuation du combustible présent dans la piscine d'entreposage
[2c] Gestion des eaux radioactives provenant des réacteurs accidentés
[2d] Eaux souterraines sous le site
[2e] Les conséquences sanitaires de l'accident
[2f] Estimation des doses potentiellement reçues par la population japonaise
[2g] Bilan des études épidémiologiques conduites sur les habitants de la préfecture de Fukushima
[2h] Situation des travailleurs impliqués dans les opérations menées à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
[3] J-P Pervès : « Où en sont les travaux de décontamination ? » http://energies.sfen.org/le-debat-sur-la-transition-energetique/ou-en-sont-les-travaux-de-decontamination-entrepris-sur-les-territoires-zone-devacuation-au-dela

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 50 Ind. 2 du 15 mai 2014

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

QU'AVONS-NOUS APPRIS EN FRANCE DES ACCIDENTS NUCLÉAIRES DANS LE MONDE ?

Un sondage d'octobre 2012 réalisé par Harris Interactive[1] concernant la transition énergétique et le nucléaire donnait les résultats suivants en France :
Priorités de la politique énergétique : le coût – 50 % ; la sûreté des installations – 39 % ; l'environnement – 37 %.
La transition énergétique doit être entamée : à condition que cela n'impacte pas les prix – 65 % ; oui sans condition – 35 %.
Opinion sur le maintien du nucléaire en France : une bonne chose – 64 % ; une mauvaise chose – 34 %.

On voit que l'accident de Fukushima fit peu évoluer l'opinion en faveur du nucléaire en France, mais que la préoccupation de sûreté arrive en deuxième position après le coût de l'énergie. Dans le contexte du débat sur la transition énergétique, il est donc important de rappeler l'expérience que notre pays a tirée des trois accidents majeurs de réacteurs électrogènes : Three Mile Island, Tchernobyl, et Fukushima.

1. L'ACCIDENT DE THREE MILE ISLAND-2 (USA, PENNSYLVANIE), 28 MARS 1979

(voir fiche GAENA N°45)

1.1. LE DÉROULEMENT DE L'ACCIDENT

Après un incident sur le circuit secondaire, le réacteur est arrêté automatiquement. Mais la vanne de décharge du pressuriseur ne s'est pas refermée, alors que l'ordre en avait été donné, et qu'elle apparaissait fermée sur le panneau de contrôle (temps H).
Par ailleurs, l'indication de niveau du pressuriseur se trouve perturbée par un mélange eau vapeur et, pour conserver la bulle de vapeur au pressuriseur, l'opérateur décide d'arrêter l'injection de secours qui s'était mise en marche automatiquement : à H+6 min, les conditions d'ébullition de l'eau au primaire sont atteintes.
En outre, l'extraction de la chaleur par les générateurs de vapeur est entravée par l'oubli de vannes en position fermée, en raison de travaux de maintenance effectués quelques jours auparavant, en violation de la consigne qu'elles doivent être placées en position ouverte en fin d'opération.
H+15 min, les disques destinés à protéger le circuit primaire d'une montée excessive en pression éclatent, et le circuit primaire est mis en communication avec l'atmosphère de l'enceinte du réacteur. Puis, en raison de leur cavitation due au mélange eau-vapeur, l'opérateur arrête successivement les deux pompes primaires, à H+30 et H+40 min, ce qui entraîne le dénoyage rapide du cœur, la fusion des gaines de combustible, en zirconium, et la formation d'hydrogène.
Ce n'est qu'à H+3h30 min que l'opérateur se rendra compte de la fuite du pressuriseur et qu'il reprendra l'injection d'eau dans le circuit primaire. Mais un tiers du combustible a fondu, l'activité du circuit primaire est très importante, 2400 m^3 de liquide radioactif ont été déversés dans l'enceinte de confinement, et des gaz radioactifs ont été rejetés dans l'atmosphère au travers du bâtiment auxiliaire.

1.2. RETOUR D'EXPÉRIENCE

La combinaison des diverses causes qui ont conduit à faire d'un incident banal un accident grave (avec fusion partielle du cœur) est devenu un cas d'école donnant lieu à de nombreux enseignements :

- mauvaise information (sur l'état de la vanne du pressuriseur).
  Les indications doivent correspondre non pas aux ordres, mais au résultat de leur exécution. De façon plus générale, la gestion des indications en situation accidentelle a été revue pour prioriser les informations, afin que l'opérateur ne soit pas noyé sous une avalanche de signaux ('interface homme-machine', ergonomie de la salle de commande)

[1] *www.harrisinteractive.fr/news/2012/Results_HIFR_Genshagen_08112012*

- mauvaise connaissance de l'état de l'installation : l'opérateur ne savait pas que l'indication du niveau d'eau du pressuriseur pouvait être erronée en conditions anormales.
  Outre la redondance des mesures, cela pose la question de la formation du personnel à la conduite en situation accidentelle, et de la rédaction des consignes correspondantes. Après TMI, la formation à la conduite accidentelle sur simulateur s'est fortement développée.
- non respect des procédures : les vannes d'injection d'eau au secondaire des générateurs de vapeur auraient dues être replacées en position ouverte.
  Des vérifications systématiques doivent être faites en fin de chantier, avant le redémarrage, selon des procédures d'assurance de la qualité.
- mauvaise réaction de l'opérateur : il a arrêté les pompes primaires pour les protéger de la cavitation, alors qu'il était hors du domaine normal de fonctionnement, et que le thermosiphon était inopérant.
  A partir d'un état défini pouvant conduire à un accident grave, ce n'est plus la préservation de l'équipement qui est prioritaire, mais la protection des populations et de l'environnement. La contre-mesure prise par EDF a été de mettre en place des Ingénieurs de Sûreté et de Radioprotection (ISR), hors conduite, et qui interviennent en cas d'accident avec une 'approche par états' différente des procédures de conduite normale du réacteur.
- non prise en compte à la conception de la possibilité de formation d'hydrogène en cas de dénoyage du cœur.
  A la suite de TMI, tous les réacteurs français ont été équipés de recombineurs d'hydrogène, pour contrôler ce risque.
- non prise en compte à la conception de la nécessité de faire tomber la pression dans l'enceinte étanche, en cas d'accident, en contrôlant les rejets radioactifs à l'atmosphère.
  A la suite de TMI, tous les réacteurs français ont été équipés de filtres à sable destinés à piéger principalement des radio-césiums, et à réduire - selon leur taux d'humidité - les rejets d'iodes.
- gestion de crise non préparée : les journalistes s'entretenaient directement avec les ingénieurs de la salle de commande, alors qu'ils avaient eux-mêmes du mal à comprendre et gérer l'accident.
  La gestion de crise ne s'improvise pas, des exercices ont lieu désormais régulièrement au plan national et international, et la communication est gérée par une cellule particulière.
  Même si cet accident n'a pas eu de conséquence humaine (autres que les accidents de la circulation lors de l'évacuation des riverains) – preuve de l'efficacité de l'approche de sûreté par la 'défense en profondeur', elle a conduit à une réflexion complémentaire sur les barrières de sûreté.
- la cuve (acier d'une vingtaine de cm d'épaisseur dans le cas des REP[2]) a joué son rôle de barrière vis-à-vis du corium.
  Néanmoins, pour faire face à l'éventualité d'accidents plus sévères, un récupérateur de corium est mis en place sur les réacteurs de 3ème génération.
- l'enceinte de confinement joue un rôle important.
  A partir du palier P4 (1300 MWe), les réacteurs français sont dotés d'une double enceinte, ce qui permet de découpler les parades vis-à-vis des agressions internes et externes, et de faciliter la vérification de leur étanchéité.

En matière de sûreté, TMI a conduit EDF à prendre en compte des situations de cumuls de défaillances, matérielles et humaines (procédures H – accident hypothétique) et à introduire une approche d'accidents graves (procédures U – sauvegarde ultime).

A noter que l'accident s'est produit à 4h du matin sur un réacteur tout récent (il a été connecté au réseau un an avant, en avril 1978).

2. L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL 4, UNION SOVIÉTIQUE, 26 AVRIL 1986

(voir fiche GAENA N°46)

Encore un accident qui se produit de nuit, sur un réacteur mis récemment en service (1983).

Le type de réacteur (RBMK) est trop éloigné de nos REP[2] pour tirer des leçons sur la conception de nos réacteurs. La gestion du traumatisme post-accidentel de populations nombreuses est un enseignement majeur de cette catastrophe.

[2] *Réacteur à eau pressurisé, le type de réacteurs électrogènes le plus répandu dans le monde (60 %)*

Contrairement à l'accident de TMI, dont les conséquences ont été très locales, les conséquences de la catastrophe de Tchernobyl ont été internationales.

Le panache radioactif s'étant déplacé vers le nord-ouest puis vers l'ouest, outre la Biélorussie, l'Ukraine et la Russie, ce sont les pays d'Europe qui ont été touchés ; l'Asie, l'Océanie et l'Amérique n'ont pas été impactées.

Au niveau mondial, des associations se sont mises en place pour partager le retour d'expérience : au niveau des exploitants (WANO : World Association of Nuclear Operators) et au niveau des autorités de sûreté (WENRA : Western European Nuclear Regulators Association) ; une échelle médiatique INES (International Nuclear Events Scale) a été créée, et la notification d'un accident nucléaire, d'un pays à l'autre, accélérée ; l'AIEA a créé des groupes consultatifs (INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group) qui a rédigé une doctrine de sûreté partagée[3].

En France, la gestion médiatique de l'accident a été pitoyable : un nouveau gouvernement venait d'être nommé, et le Professeur Pellerin[4], chef du SCPRI qui dépendait du ministère de la santé, s'est retrouvé face aux journalistes, sans y avoir été préparé. Alors qu'il tenait le discours administratif « il n'y aura pas de conséquences sanitaires pour la population », les Italiens interdisaient à leurs enfants de jouer dans les bacs à sable, et les Allemands devaient laver leurs salades avant de les consommer.

En France notamment, la préparation des crises et la communication ont été améliorées; les exercices de crise mettant en jeu les Plans particuliers d'intervention (PPI) ont été multipliés, en incluant des observateurs étrangers.

A la suite de l'accident, la notion de « culture de sûreté » a pris une valeur particulière, tant au niveau du personnel que des services administratifs : une administration de la sûreté a vu le jour après l'effondrement du régime soviétique (Administration de la réglementation nucléaire en Ukraine, au sein du Ministère de l'environnement, Service fédéral pour la surveillance de l'écologie, de la technologie, et du nucléaire – en Fédération de Russie.

En France, la loi TSN[5] a été votée vingt ans après l'accident. Elle définit notamment la « transparence », établit l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) indépendante du gouvernement et des ministères (www.asn.fr), et crée le HCTISN[6].

3. L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAI-ICHI, JAPON, 11 MARS 2011

(voir fiche GAENA N°47)

Contrairement aux deux autres, cet accident n'est pas initié par l'opérateur : c'est un raz-de-marée de 14 m de hauteur provoqué par un séisme sous-marin de magnitude 8,9 qui inonde les moteurs diesels de secours des quatre premiers réacteurs de la centrale, après que le tremblement de terre ait détérioré l'alimentation électrique normale, empêchant tout refroidissement des réacteurs à l'arrêt.

Rappelons que le tsunami, dans cette plaine fertile et très peuplée, a causé la mort ou la disparition de quelque 19 000 victimes[7] et blessé 6 000 personnes, alors que l'accident nucléaire lui-même n'a causé aucune perte humaine.

Soulignons tout d'abord la bonne résistance des réacteurs à un séisme de magnitude 9 sur l'échelle de Richter, alors qu'ils avaient été dimensionnés pour une magnitude 7 : les marges prises pour les calculs ont montré là toute leur pertinence. Par contre, le fait d'équiper chaque réacteur d'une piscine de stockage du combustible en partie supérieure en vue de faciliter l'exploitation de la centrale a gravement compliqué la gestion de l'accident. Leur perte d'étanchéité est attribuée au tremblement de terre. Un an après l'accident, alors que le refroidissement des réacteurs est parfaitement maîtrisé, la piscine du réacteur N°4 représente encore un risque élevé pendant les 2 ans nécessaires pour l'évacuation de tout le combustible.

Par contre, l'importance des tsunamis a été fortement sous-évaluée : il s'en est produit 10 historiques au Japon entre 1605 et 1933, totalisant 95 000 victimes, les plus meurtriers étant ceux de 1707 (30 000 victimes) et de 1896 (25 000 victimes).

---

[3] Par exemple, l'INSAG-4 concerne la Culture de sûreté
[4] Voir la fiche d'actualité N°2
[5] Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire
[6] Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire
[7] 15861 morts, 3018 disparus, 6107 blessés (http://wiki.answers.com/Q/How_many_people_died_during_the_tsunami_in_Japan_2011)

Manifestement, l'agence de sûreté (NISA) qui dépendait du ministère de l'industrie (METI) ne disposait pas d'une indépendance suffisante pour imposer ses exigences à l'opérateur TEPCO, surtout après l'avertissement qu'a constitué le tsunami du 26 décembre 2004 dans l'Océan Indien.
Elle est depuis le 19 septembre 2012 transformée en autorité de sûreté (Nuclear Regulation Authority) relevant du ministère de l'environnement.

Suite à l'accident de TMI, les REP[2] français ont tous été munis de recombineurs d'hydrogène. Cette mise à niveau de la sûreté ne faisait pas partie des pratiques japonaises. (En France, le niveau de sûreté des installations est réévalué tous les 10 ans, selon une démarche d'amélioration continue de la sûreté, au-delà du simple maintien de conformité [1]).

En France, les leçons de Tchernobyl en matière de transparence et d'information du public se sont montrées efficaces : l'accident de Fukushima s'étant produit un vendredi, dès le lundi suivant l'IRSN mettait en place une information en ligne sur internet, avec des points d'information journaliers jusqu'à fin mars 2011. Une fois la crise passée, les points d'information ont été hebdomadaires puis mensuels. Des dossiers sont désormais régulièrement tenus à jour sur le site www.irsn.fr.

Au niveau mondial, en matière d'agression naturelle, il apparaît qu'on n'a pas appliqué l'approche de défense en profondeur, ni prévu de combinaison d'agressions (séisme / incendie / inondation) à l'échelle d'un site. L'accident de Fukushima montre qu'il faut – en toute circonstance – assurer une autonomie en alimentation électrique et en source froide d'autant que, lors d'un cataclysme naturel, on ne peut guère compter sur une réponse rapide de l'extérieur[8].

Sans tarder, des évaluations de résistance aux catastrophes naturelles ont été organisées en Europe par l'association ENSREG[9]. En France, elles ont pris la forme des évaluations complémentaires de sûreté (ECS), dont le cahier des charges a été prescrit aux différents exploitants dès le 5 mai 2011, après avis favorable du HCTISN[10]. Les exploitants des 79 installations d'EDF (principalement les réacteurs nucléaires), d'AREVA (usines du site de La Hague), et du CEA (réacteurs expérimentaux), prioritaires en matière d'ECS, ont remis leurs rapports le 15 septembre : le 4 novembre, l'IRSN remettait à l'ASN son analyse, rendue publique sur internet, et le 3 janvier 2012 l'ASN remettait ses conclusions au Premier ministre, qui les transmit à la Commission européenne.

Le but de la démarche innovante « ECS » est de faire prendre conscience aux exploitants nucléaires des risques liés à une catastrophe touchant tout un site, avec fusion de tous les cœurs (même si on n'a pas pu mettre en évidence de scénario réaliste y conduisant) : robustesse aux agressions (séisme, inondation) ; robustesse aux pertes totales d'alimentation électrique ou de refroidissement ; robustesse des moyens pour gérer un accident grave à l'échelle d'un site, et la situation de crise qui en résulte.

L'idée n'est pas de traiter les non conformités, telles qu'elles apparaissent dans les inspections habituelles, ni même les remises à niveau de sûreté, telles qu'elles sont réalisées lors des visites décennales (VD), mais bien d'identifier un « **noyau dur** » (organisationnel et matériel), incluant des équipements indispensables pour faire face à des aléas de niveau supérieur à ceux pris en compte dans les référentiels de sûreté existants, ceci afin d'empêcher tout accident de devenir « grave », c'est-à-dire d'avoir des conséquences au-delà du site pouvant entraîner une évacuation ─ même momentanée ─ de la population avoisinante :

- prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression
- limiter les rejets radioactifs massifs
- permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise [1].

EDF a notamment identifié comme points faibles à renforcer : les réserves d'eau et les circuits de secours des générateurs de vapeur (« ASG ») ; l'autonomie de production d'énergie avec, pour chaque tranche, un diesel d'ultime secours (DUS) robuste vis-à-vis de l'inondation et du séisme ; la tenue au séisme des filtres à sable utilisés en cas de dépressurisation de l'enceinte ; les locaux de crise (bloc de sécurité « BDS »).

Ces équipements devront se trouver sur chaque site, pour faire face aux premières 24 heures, et hors site, entre les mains de la FARN (force d'action rapide nucléaire), que EDF a proposée et commence à déployer.

[8] *Il a fallu 2 jours pour amener du matériel lourd de Tokyo, distante de 250 km, à la centrale de Fukushima Dai-ichi, compte tenu des dégâts sur les voies de circulation causés par le séisme et le tsunami*
[9] *European Nuclear Safety Regulators, à laquelle s'est jointe l'Ukraine*
[10] *Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire*

La FARN a pour objectif d'acheminer sous 24 h sur le site accidenté des moyens pour réinjecter de l'eau dans les générateurs de vapeur, dans le circuit primaire, ou dans la piscine, et prendre le relais de l'opérateur local pour gérer la crise.

Pour gérer une crise dans la durée, EDF étudie un bâtiment de gestion de crise à proximité des sites (ce que le BDS, même renforcé, ne permet pas) et une base arrière à quelques kilomètres du site permettant à la FARN d'organiser sa logistique d'intervention.

En mars 2014, la FARN est déjà largement constituée, et les différents éléments des noyaux durs sont en cours d'installation, par phases successives :

- 2012-2015 : couvrir à court terme des situations de pertes d'eau et d'électricité plus sévères qu'aujourd'hui (multi-tranches, longue durée), par des moyens de crise et des moyens provisoires de conception
- 2016-2019 : couvrir à moyen terme des situations de pertes eau et électricité plus sévères qu'aujourd'hui, par des moyens de conception définitifs (Éléments du Noyau Dur)
- 2020-2023 : filet ultime "noyau dur" permettant, dans les situations déterministes les plus extrêmes, très au-delà des référentiels, d'éviter des rejets massifs et durables [2].

Au total, l'ASN estime à une dizaine d'années, comme pour Tchernobyl, le temps nécessaire pour tirer tout le retour d'expérience de Fukushima.
Les évaluations complémentaires de sûreté ne sont donc que la première étape visant à renforcer la sûreté des réacteurs vis-à-vis de phénomènes naturels exceptionnels, de combinaisons d'aléas (pertes d'alimentation électrique et de refroidissement), et pour assurer la gestion de la crise dans des conditions extrêmement dégradées.

Les diagrammes de l'IRSN représentés ci-dessous illustrent la prise en compte de catastrophes naturelles dans la démarche de défense en profondeur, et l'intégration des ECS dans la démarche de sûreté française, ajoutant une nouvelle dimension à la sûreté : gestion de la crise en étendue (tout un site) et dans la durée, le but étant de ne pas recourir à une évacuation – même temporaire – de la population.

En ce sens, on peut affirmer que les réacteurs, même les plus anciens comme ceux de Fessenheim, sont plus sûrs que lors de leur mise en service.

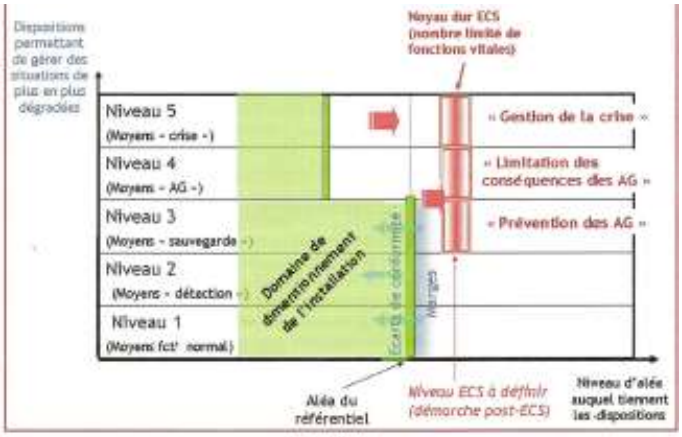


Fig. 1 - Amélioration de la prise en compte des agressions externes dans la démarche de défense en profondeur

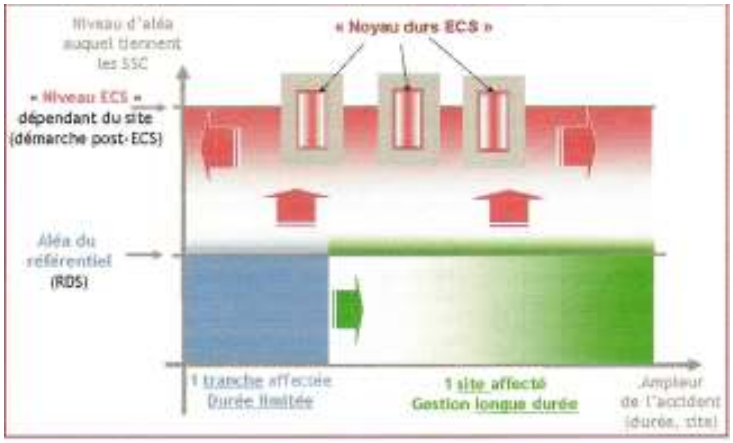


Fig. 2 - L'intégration des ECS dans l'approche de sûreté française

4. RÉFÉRENCES

[1] : Accident nucléaire de FUKUSHIMA Dai-ichi ; Les enseignements pour la sûreté, de l'expertise à la recherche (mars 2014) http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/accident-fukushima-2011/fukushima-2014/Documents/irsn_fukushima_suites_surete_201403.pdf
[2] : Fukushima 2014 : état des lieux et perspectives, en 10 questions ; RGN N°1 Janvier-Février 2014, p. 84-95 ; http://www.sfen.org/IMG/pdf/fukushima_3_2014_150.pdf

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 51 Ind. 2 du 25 février 2013

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'URANIUM

1. INTRODUCTION

A l'origine, un combustible était une substance qui, en se combinat avec l'oxygène lors d'une réaction chimique, produisait de la chaleur (feu de bois), la forme la plus classique de l'énergie. Par similitude, l'URANIUM, qui produit de l'énergie lors des réactions de fission est appelée « **combustible nucléaire** ».

Partout présent dans la croûte terrestre à l'état de traces (2 ppm[1]) ou dans l'eau des océans (3 ppb[2]) l'uranium peut atteindre des concentrations allant jusqu'à ±1% dans les roches primaires (granites & schistes) ou tertiaires (calcaires), qui constituent les gisements miniers répartis sur tous les continents, dont la pechblende est l'une des formes les plus répandues. Mais il faut rappeler que la première utilisation de l'uranium a été la faïence et la céramique où il servait à la préparation de pigments jaune, orange et vert par extraction d'oxydes (uraninite, vanadate, carnotite) ou de phosphates (autunite).

Comme pour le charbon ou le pétrole, entre l'extraction et l'utilisation en combustible dans une centrale thermique, la production d'énergie par l'uranium est soumise à plusieurs étapes. Ces étapes industrielles constituent l'amont du cycle du combustible nucléaire (voir la rubrique sur www.energethique.com) :

- **prospection** des gisements
- **extraction** du minerai
- **concentration** en uranium des minerais sur les lieux d'extraction (le minerai d'origine ne contient généralement que ±1 % d'uranium)
- **conversion** du concentré d'uranium sous forme d'hexafluorure (UF_6)
- **enrichissement** de l'UF_6 en isotope ^{235}U pour passer de la concentration naturelle de 0,72 % de $^{235}U/^{238}U$ à environ 3 à 4 % (en fonction du type de réacteur d'utilisation)
- **fabrication** du combustible par conversion de l'UF_6 en pastilles frittées d'UO_2 empilées dans les crayons, lesquels sont regroupés en assemblage.

2. CARACTÉRISTIQUES DE L'URANIUM

Sur le plan chimique, l'uranium, élément de numéro atomique Z = 92 fait partie de la famille des actinides [qui compte quinze éléments de l'actinium (Z = 89) au lawrencium (Z = 103)]. C'est l'élément naturel le plus lourd.

L'uranium comprend de nombreux isotopes (voir tableau 1 ci-après), dont les plus importants sont l'^{238}U (fertile) à raison de 99,27 %, l'^{235}U (fissile) en proportion de 0,72 % et l'^{234}U, en proportion de 0,005 %, plus quelques autres isotopes tels que ^{232}U, ^{233}U, ^{236}U, ^{237}U et ^{239}U.

Le tableau 2 ci-dessous fournit la chaîne complète de décroissances radioactives des isotopes de l'uranium.

La capacité de fission spontanée de l'^{235}U peut conduire à des réactions très dangereuses : la criticité, lorsqu'il est concentré sous une géométrie sphérique avec un réflecteur d'eau. Les masses critiques conduisant au déclenchement de la réaction sont de 22,8 kg pour l'^{235}U métal, 11 kg pour $^{235}UO_2$ et 0,810 pour l'^{235}U en solution aqueuse.

A l'état élémentaire, l'uranium est un métal avec une masse volumique très élevée : ρ = 19,04 kg/dm^3. Ayant des similitudes avec le chrome et le tungstène, en contact avec l'eau et l'air il produit des réactions pyrophoriques extrêmement violentes.

---

[1] Deux parties par million, 2.10^{-6} ou encore 2 millionièmes de la masse de matériau observée

[2] Trois parts par billion, soit 3 milliardièmes ou 3.10^{-12}

Isotope	Période de fission spontanée	Période de désintégration (T1/2)	Désintégrations mode, énergie en MeV, (%)
^{232}U	8.10^{13} an	68,9 an	α 5,32 (68,6 %) ; α 5,26 (31,2 %) ; γ 0,058
^{233}U	$1,7.10^{17}$ an	$1,6.10^{5}$ an	α 4,82 (82,7 %) ; α 4,78 (14,9 %) ; γ 0,097
^{234}U	2.10^{16} an	$2,5.10^{5}$ an	α 4,77 (72 %) ; α 4,72 (23%)
^{235}U	$3,5.10^{17}$ an	$7,0.10^{8}$ an	α 4,40 (57 %), α 4,38 (18 %), γ 0,19
^{236}U	2.10^{16} an	$2,3.10^{7}$ an	α 4,49 (74 %) ; α 4,46 (14,9 %)
^{237}U		6,75 jours	β^- 0,52 ; g 0,06
^{238}U	$8,2.10^{15}$ an	$4,5.10^{9}$ an	α 4,20 (77 %) ; α 4,15 (23 %)
^{239}U		23,5 minutes	β^- 1,29 ; γ 0,075

Tableau 1 : Caractéristiques des isotopes de l'uranium

Chaînes de décroissance												
^{238}U								^{235}U				
^{238}U 4,2 MeV $4,5.10^{9}$a		^{234}U 4,8 $2,4.10^{5}$a					**Z** 92	**^{235}U** 4,4 7.10^{8} a				
↓	^{234}Pa↗ 0,5 6,7 h	↓					91	↓	^{231}Pa 5,0 $3,3.10^{4}$a			
^{234}Th↗ 0,2 24 j		^{230}Th 4,7 $7,5.10^{4}$ a					90	^{231}Th↗ 0,3 25,5 h	↓	^{227}Th 6 18,7 j		
		↓					89		^{227}Ac↗ 0,04 21,8 a	↓		
		^{226}Ra 4,8 1600 a					88			^{223}Ra 5,7 11,4 j		
		↓					87			↓		
		^{222}Rn 5,5 3,8 j					86			^{219}Rn 6,8 3,96 s		
		↓					85			↓		
		^{218}Po 6 3 min		^{214}Po 7,7 164 ms		^{210}Po 5,3 138 j	84			^{215}Po 7,4 1,8 ms		
		↓	^{214}Bi↗ 1,5 19,9 min	↓	^{210}Bi↗ 1,2 5 j	↓	83			↓	^{211}Bi 6,6 2,2 min	
		^{214}Pb↗ 0,7 26,8 min		^{210}Pb↗ 0,02 22,3 a		^{206}Pb **Stable**	82			^{211}Pb↗ 1,4 36,1min	↓	^{201}Pb **Stable**
							81				^{207}Tl↗ 1,4 4,8 min	
^{238}U = isotope - 4,2 = énergie en MeV- $4,5.10^{9}$ a = période (T1/2) - désintégrations ↓ = α, ↗ = β^-												

Tableau 2 : Chaînes de décroissance des isotopes de l'uranium

3. PROSPECTION DE L'URANIUM

Après avoir rassemblé toutes les données géologiques et minières existantes, la recherche des gisements exploitables débute par les techniques d'imagerie radiométrique (détection des gammas du radon, descendant de l'uranium) soit à pied, en automobile, par avion, hélicoptère ou même l'imagerie par satellite.
Suite à leur interprétation, les zones identifiées sont confirmées par des investigations directes faisant appel à l'ensemble des techniques utilisées en géophysique, qui seront complétées par l'analyse en laboratoire de prélèvements obtenus par sondage. Ces opérations durent plusieurs années et coûtent de l'ordre de 50 M€.

S'ensuit l'étape de délimitation du gisement, d'évaluation des ressources (confirmées et additionnelles estimées) et des coûts d'exploitation.
Si la décision d'exploiter le gisement est prise, débute alors une longue démarche administrative et juridique (permis de recherche, concession, permis de construire et de mise en exploitation, création de l'usine de traitement, amélioration des accès, etc.) qui peut prendre une dizaine d'années et coûter de 200 à 500 M€.

4. EXTRACTION MINIÈRE

L'uranium est exploité sur tous les continents (sauf l'Antarctique) à partir de mines dans une carrière à ciel ouvert ou d'une galerie souterraine.
Le CEA puis sa filiale la COGEMA, devenue une branche du groupe industriel AREVA, a commencé à exploiter les zones uranifères du Limousin en 1949. Les 28 mines ouvertes dans le Massif Armoricain, le Massif Central, les Vosges et dans les bassins de l'Aquitaine et de Lodève, peu riches en teneur et en quantité, ont progressivement été fermées à partir des années 90 et la dernière, celle de JOUAC (Haute-Vienne), a cessé son activité en 2001. Au total, pour extraire en France 72 000 tonnes d'uranium.

COGEMA a extrait de l'ordre de 52 millions de tonnes de minerai. Après exploitation, les excavations sont généralement comblées par les roches stériles et recouvertes de terres végétales. Des mines à ciel ouvert peuvent être inondées et transformées en lacs. L'exploitation en galerie souterraine fait l'objet de précautions particulières (ventilation) vis-à-vis des émanations de radon (gaz radioactif issu de la désintégration de l'uranium).

Le gisement actuellement le plus riche et le plus important en cours d'exploitation avec environ 30 % de la production mondiale est canadien, dans la province de Saskatchewan, avec des teneurs de quelques pour cent et parfois plus de 10 %. Viennent ensuite les mines australiennes et africaines (Afrique du Sud et Afrique Centrale). La mise en exploitation récente d'un gisement d'uranium au Kazakhstan par AREVA répond à la volonté du groupe de poursuivre sa stratégie de diversification de ses sources d'approvisionnement.

5. CONCENTRATION DES MINERAIS

La faible concentration en uranium des minerais conduit à les traiter sur le site de la mine, afin de réduire les coûts de transport, de laisser les « stériles » sur leur lieu de production et de fournir un produit marchand, le « yellow-cake ».

Après concassage et broyage du minerai, l'uranium est extrait par réactions chimiques (acides ou basiques) dans une solution aqueuse.

La solution uranifère, avec un taux de récupération d'uranium supérieur à 90 % est ensuite traitée par précipitation ou extraction sur des résines échangeuses d'ions afin de purifier et de concentrer l'uranium.

Ce concentré est alors précipité sous forme d'uranate qui constitue finalement le « yellow-cake » $(NH_4)_2U_2O_7$ titrant entre 65 et 70 % en masse d'uranium stable. Cet aggloméré de poudre, chimiquement très stable, est alors mis en conteneurs aisément transportables.

Echantillon de poudre de « yellow-cake »

6. CONVERSION EN UF6

Les galettes de « yellow-cake » produites sur les cinq continents sont dirigées sur les quelques usines de raffinage et de conversion existantes dans le monde : Etats Unis, Grande Bretagne, Russie ainsi qu'en France dans les usines de COMURHEX de Malvési et de Pierrelatte.

Les opérations de conversion consistent à transformer les concentrés miniers en hexafluorure d'uranium (UF_6) tout en lui donnant la pureté indispensable à la fabrication du combustible nucléaire. Ces opérations constituent une étape essentielle dans le cycle du combustible, entre les activités minières et l'enrichissement de l'uranium.

Le procédé de conversion se déroule en deux étapes :

- **transformation de l'uranium en tétrafluorure d'uranium (UF_4)**
  Le concentré minier est dissout par de l'acide, puis purifié. Après précipitation-calcination, on obtient de la poudre de trioxyde d'uranium (UO_3) qui est ensuite hydrofluorée à l'aide d'acide fluorhydrique. L'uranium se transforme ainsi en une substance de couleur verte à l'aspect granuleux, appelée tétrafluorure d'uranium (UF_4). Ces opérations sont réalisées dans l'usine COMURHEX-Malvési
- **transformation du tétrafluorure d'uranium (UF_4) en hexafluorure d'uranium (UF_6)**
  L'UF_4 est, dans un second temps, converti en hexafluorure d'uranium (UF_6) par fluoration, à l'aide de fluor obtenu par électrolyse d'acide fluorhydrique. L'UF_6 est fabriqué par contact de fluor gazeux avec la poudre d'UF_4. La réaction chimique se fait à très haute température dans un réacteur à flammes. Une dernière étape consiste à faire passer l'UF_6 obtenu de l'état solide à l'état gazeux. Il est alors possible de l'enrichir. Ces opérations sont réalisées dans l'usine COMURHEX du Tricastin

L'UF6 a le mérite de se présenter sous forme solide à une température et à une pression ambiantes et se gazéifier à température modérée (60 °C). Le fluor est un élément naturel mono-isotopique (^{19}F) ce qui limite l'UF_6 à seulement trois molécules isotopiquement différentes ($^{234}UF_6$, $^{235}UF_6$, et $^{238}UF_6$) particulièrement bien adaptées aux opérations de séparation pour obtenir l'enrichissement.

7. ENRICHISSEMENT

Deux méthodes sont couramment employées industriellement pour "enrichir" une partie de l'UF_6 en ^{235}U (l'isotope fissile) au détriment de l'autre partie qui sera qualifiée "d'appauvrie" : la diffusion gazeuse et l'ultracentrifugation (voir article GASN « Arrêt de l'Usine EURODIF »).
Une troisième méthode a été développée par le CEA, le procédé SILVA, consistant à ioniser sélectivement les atomes d'^{235}U à l'aide de rayonnement laser, mais n'a pas fait l'objet de réalisation industrielle.

7.1. PROCEDÉ D'ENRICHISSEMENT PAR DIFFUSION GAZEUSE

Il s'agit d'un procédé d'enrichissement basé sur la différence de masse, très faible, existant entre les molécules d'hexafluorure d'uranium 235, plus légères que celles d'hexafluorure d'uranium 238.
En les faisant filtrer à travers des membranes adaptées, on arrive en multipliant suffisamment le nombre de cycles à obtenir de l'uranium enrichi.

La diffusion gazeuse requiert environ 60 fois plus d'énergie que le procédé d'ultracentrifugation, soit 6 % de l'énergie qui sera finalement produite avec l'uranium enrichi résultant.
Cette technologie de diffusion gazeuse était utilisée dans l'usine française d'EURODIF (Georges BESSE I) situés sur le site du Tricastin jusqu'en 2012 (10,8 millions d'UTS/an).
Elle continue à être pratiquée à l'usine américaine de Paducah (11,3 millions d'UTS/an) ainsi qu'à l'usine chinoise de Lanzhou (0,45 million d'UTS/an).

7.2. PROCEDÉ D'ENRICHISSEMENT PAR CENTRIFUGATION

Ce procédé consiste à utiliser des centrifugeuses tournant à très grande vitesse.
Les molécules les plus lourdes ($^{238}UF_6$) se retrouvent projetées à la périphérie, alors que les plus légères ($^{235}UF_6$) migrent vers le milieu de la centrifugeuse.
Comme pour la diffusion gazeuse, le traitement doit être appliqué de nombreuses fois pour obtenir un enrichissement suffisant. Les centrifugeuses sont donc montées en cascades, le gaz passant de l'une à la suivante en augmentant progressivement sa teneur.

Ce procédé appelé URENCO, est utilisé industriellement depuis 1992 en Allemagne (Gronau : 1,3 million d'UTS/an), au Japon (Rokkasho : 1,05 millions d'UTS/an), dans les Pays-Bas (Almelo : 1,5 million d'UTS/an), en Russie (4 usines pour un total de 20 millions d'UTS/an), au Royaume-Uni (Capenhurst : 2 millions d'UTS/an) ainsi qu'en Chine (Shaanxi : 0,45 millions d'UTS/an. Il donne les meilleures garanties d'économie d'énergie, de maîtrise de l'impact environnement environnemental et aussi de compétitivité.

Cette technologie est à la base du projet de l'usine Georges Besse II, qui est entré en production en avril 2011 et dont la pleine capacité de production est prévue pour 2016.

8. FABRICATION DU COMBUSTIBLE

La préparation des combustibles pour réacteurs électrogènes à eau légère repose sur des techniques de métallurgie des poudres. Ces poudres sont comprimées dans des presses pour former de petites pastilles qui sont ensuite frittées à très faute température (1973 K) sous atmosphère réductrice (argon/hydrogène).

Après rectification les pastilles d'UO_2 se présentent sous forme de cylindres : h = 15 mm, ∅ = 8,2 mm. Elles sont alors empilées dans des tubes de zircaloy 4, longs de 4 mètres, placés sous pression d'hélium et forment ainsi les aiguilles combustibles. Ces aiguilles sont rassemblées dans des assemblages de 17 x 17 selon le standard d'EDF.

La fabrication des assemblages de combustible est répartie sur 6 sites en Europe et aux Etats-Unis, approvisionnant les électriciens du monde entier :

- **Allemagne** (sites de Karlstein et de Lingen; ce dernier produisant de la poudre d'oxyde d'uranium, des pastilles de combustible, des crayons et des assemblages pour réacteurs REP et REB)
- **Belgique** (site de Dessel, qui fabrique notamment les assemblages de combustible MOX)
- **Etats- Unis** (site de Richland qui produit de la poudre d'oxyde d'uranium, des pastilles de combustibles, des crayons et des assemblages pour réacteurs REP et REB, ainsi que des crayons de poison consommable (B_4C) et site d'Erwin qui assure la conversion de nitrate d'uranyle faiblement enrichi en oxyde d'uranium (fissile) et le livre à l'usine de Richland aux fins de mise en pastille pour la fabrication du combustible)
- **France** (site de Romans qui produit de la poudre d'oxyde d'uranium, des pastilles de combustible, des embouts, des crayons et des assemblages pour réacteurs REP, site de Pierrelatte qui fabrique des grilles et des grappes de commande pour assemblages). Implantée sur les sites de Pierrelatte et Romans, **CERCA** (Compagnie pour l'Etude et la Réalisation de Combustibles Atomiques) est leader mondial pour la fabrication et la fourniture du combustible pour réacteurs de recherche. Elle fournit également des sources de référence radioactives pour l'industrie, la médecine et la recherche.

9. RESSOURCES ET MARCHÉ

Le tableau 3 ci-dessous donne la répartition de la production mondiale d'uranium.

Pays	(%)
Australie	24
Kazakhstan	17
Canada	13
Afrique du Sud	9
Russie	6
Namibie	6
USA	4
Niger	3
Ouzbékistan	3

Tableau 3 : Ressources mondiales en uranium disponibles

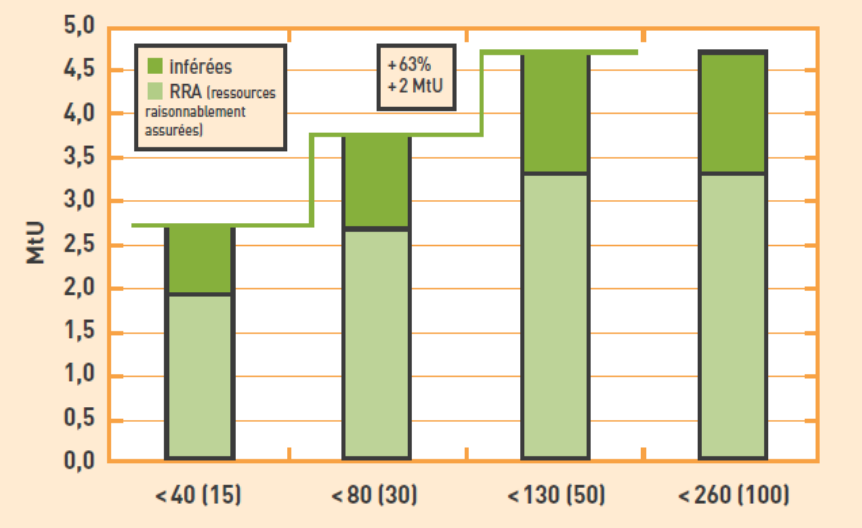
■ Evaluation du coût de l'uranium

Les ressources mondiales d'uranium exploitables dépendent des coûts d'accès.

A titre d'exemple, pour un coût inférieur à 80 $/kg elles sont évaluées à environ 2,5 Mt (millions de tonnes). Ces ressources peuvent être portées à 3,3 Mt pour un coût de 130 $/kg (cf. graphe 1 ci-contre).

A ce jour environ 1,2 millions de tonnes ont été utilisés, 800 millions de tonnes constituent les stocks et le parc électronucléaire actuel consomme environ 50.000 t par an.

La production mondiale d'uranium doit réussir à passer du niveau actuel d'un peu plus de 40 ktU par an à un niveau d'au moins 60 ktU/an à l'horizon 2015.



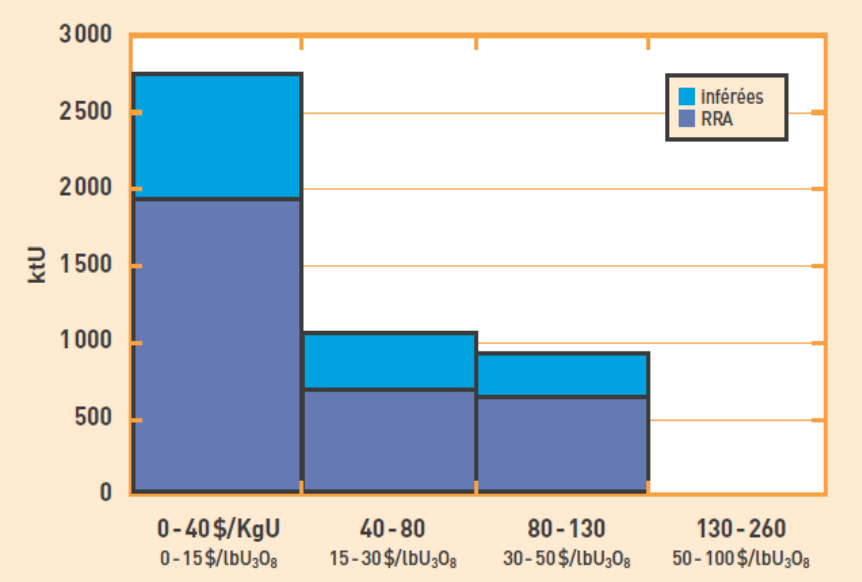
Graphe 1 : Ressources mondiales d'uranium identifiées par catégorie de coût

■ Quelles sont les ressources disponibles à long terme ?

Les données sur les "ressources" se subdivisent en diverses catégories par degrés de connaissance géologique et par catégorie de coût de récupération de l'uranium.

Elles comportent **des *ressources identifiées***, regroupement de ressources raisonnablement assurées (**RRA**, statistiquement proches des "réserves") et de ***ressources "inférées",*** autrement dit les gisements découverts, étudiés et correctement évalués, ainsi que leurs prolongements immédiats.

Le graphe 2 ci-contre montre les évolutions de ces quantités « RRA » et « Inférées » en fonction du coût d'accès.



Graphe 2 : Ressources mondiales d'uranium identifiées, selon le coût d'accès

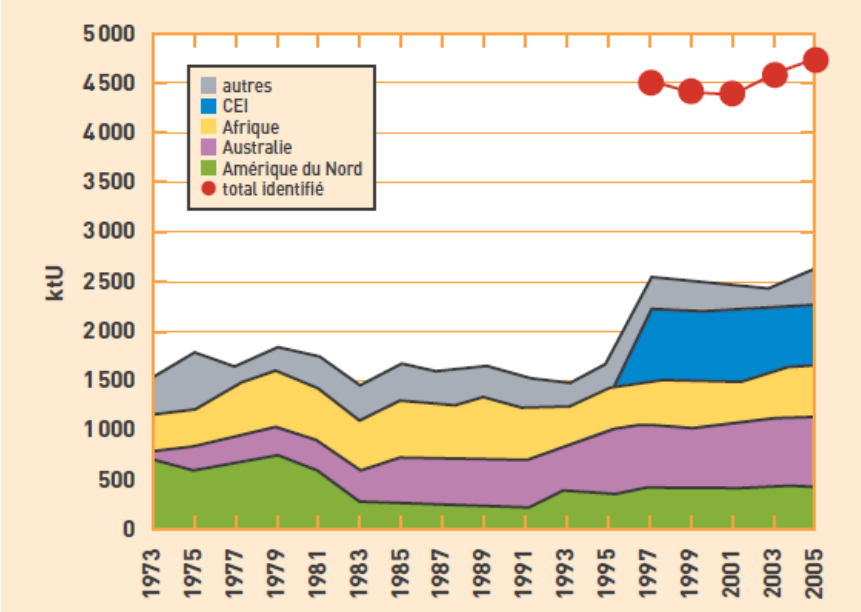
Le monde dispose aujourd'hui d'un total de 4,75 MtU de ressources identifiées, assez pour alimenter un parc de réacteurs de la taille de l'actuel pendant plus de 70 ans.

S'y ajoutent potentiellement 10 MtU de "*ressources non découvertes*", sans même mentionner des ressources non conventionnelles représentant des quantités très significatives.

La réduction des arsenaux nucléaires stratégiques libère d'importantes quantités d'U très enrichi, tandis que l'évolution des technologies des réacteurs en permet une meilleure utilisation.

Mais surtout deux ressources énormes sont d'ores et déjà disponibles :

- la technologie des réacteurs à neutrons rapides (RNR) (voir fiche GASN N°22)
- l'utilisation du thorium



Graphe 3 : Évolution des ressources en uranium dans le monde (RRA) et total des ressources identifiées

Elles portent la disponibilité des ressources d'énergie nucléaire à plusieurs milliers d'années, c'est-à-dire bien supérieures au pétrole, au gaz et au charbon réunis, tout en évitant leurs nuisances pour l'environnement.

10. SOURCES

OCDE : Organisation de Coopération et de Développement Economique
CEA : Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
WIKIPEDIA

QU'EST-CE QUE L'ÉNERGIE ?

L'évolution de l'homme est fortement liée à l'énergie, de la force musculaire à celle de l'énergie atomique de nombreuses découvertes ont entrainé des étapes importantes dans l'évolution humaine.

Il n'existe pas de définition « officielle » de l'énergie mais une des plus pertinentes paraît être la suivante :

L'énergie est la capacité d'un système à modifier son état, à produire un travail entraînant un mouvement, de la lumière, de la chaleur…

L'énergie ne se produit pas, elle ne se consomme pas, elle se convertit d'une forme en une autre ou se transfère d'un sous-système à un autre.

Energie et puissance : ces deux entités sont distinctes mais reliées par une relation simple qui fait intervenir le temps :

ÉNERGIE = PUISSANCE X TEMPS
E = P X t

Cette fiche traite des points suivants :

- les différentes formes d'énergie :
  - énergie primaire et énergie finale
  - énergies thermique, mécanique, chimique, rayonnante, nucléaire, électrique
- les caractéristiques des formes d'énergie :
  - énergie de stock ou de flux :
    - énergie de stock : l'énergie est contenue dans la matière
    - énergie de flux : il s'agit en fait d'une puissance plus ou moins disponible
  - énergie renouvelable ou pas
  - utilisation de l'énergie pilotable ou pas
  - l'utilisation de l'énergie entraîne ou pas une émission des gaz à effet de serre (GES)
- l'origine des sources d'énergie :
  - comment la ressource s'est-elle constituée
  - par quel processus l'énergie peut-elle être libérée
- la disponibilité des sources d'énergie.

Quelques points importants à retenir :

- de nombreuses ressources ont pour origine directe ou indirecte le soleil
- imaginer que l'on peut créer de l'énergie est en contradiction avec le principe d'invariance des lois physiques
- au fur et à mesure des conversions d'énergie celle-ci se dégrade et perd en densité
- les énergies issues de l'interaction gravitationnelle ont une densité très faible. Si elles ont l'avantage d'être facilement accessibles par contre elles nécessitent des installations importantes (hydraulique) ou nombreuses (éolien). Il en est de même de l'énergie solaire dont la densité est très faible et qui nécessite des installations de très grande surface. De plus l'intermittence de certaines sources les rend fatales. La nécessité d'installations importantes aboutit, sauf pour l'hydraulique, à des coûts d'utilisation très élevés
- il est urgent de prendre en compte les réserves existantes et l'impact de l'utilisation de certaines ressources sur l'évolution climatique
- la mise en œuvre d'économie d'énergie est une nécessité et le développement d'analyses du cycle de vie (ACV) peut s'avérer très utile pour certains produits afin de prendre des dispositions pour assurer leur longévité.

Contact rédaction : ARCEA – GAENA – Bât 608 - 91191 GIF sur Yvette Cedex
Tél. 01 69 08 96 87 (le mardi matin) - - e-mail : arcea.sac@free.fr
http://www.energethique.com

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 52 Ind. 1 du 4 juin 2015

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

QU'EST-CE QUE L'ÉNERGIE ?

1. INTRODUCTION

L'évolution de l'homme est fortement liée à l'énergie, de la force musculaire à celle de l'énergie atomique de nombreuses découvertes ont entrainé des étapes importantes dans l'évolution humaine :

- découverte du feu
- invention du harnais qui a permis une meilleure utilisation de la force animale
- utilisation de forces naturelles (eau et vent) par le développement de systèmes permettant la transmission de l'énergie mécanique (courroies, engrenages)
- machine à vapeur
- découverte de l'électricité
- utilisation de l'énergie chimique (moteur à explosion)
- découverte de l'énergie nucléaire.

Il n'est pas simple de définir l'énergie En effet celle-ci se décline sous plusieurs formes : énergie chimique, énergie électrique, énergie mécanique, énergie nucléaire, énergie thermique, énergie rayonnante.

Il n'existe pas de définition « officielle » de l'énergie mais une des plus pertinentes paraît être la suivante :

> **L'énergie est la capacité d'un système à modifier son état, à produire un travail entraînant un mouvement, de la lumière, de la chaleur…**

Le fait que l'énergie représente soit une source (combustibles fossiles, éléments fissiles, chute d'eau, vent, soleil…) soit le résultat d'une action ne simplifie pas les choses.

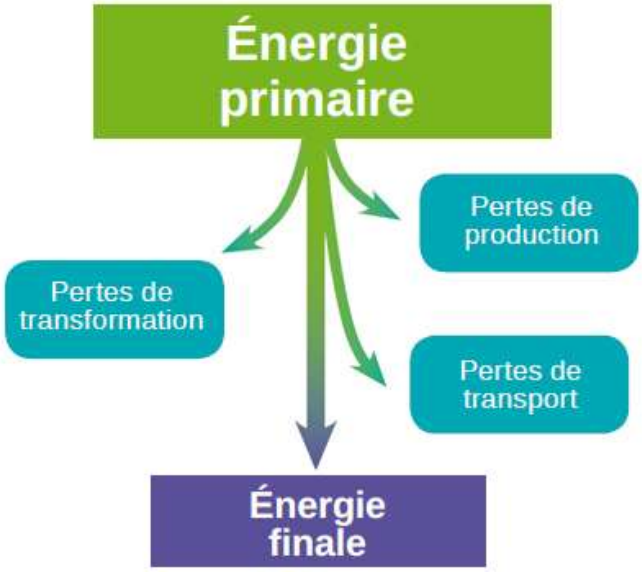
Il est important de distinguer l'énergie primaire, la ressource disponible, et l'énergie finale, la ressource délivrée (voir schéma ci-dessous et figure 1). Il existe également des vecteurs d'énergie tels que l'électricité ou l'hydrogène.

ENERGIE PRIMAIRE – ENERGIE FINALE

L'**énergie primaire** est une forme d'énergie disponible dans la nature avant toute transformation. Si elle n'est pas utilisable directement, elle doit être transformée en une source d'énergie finale, pour être mise en œuvre.

L'**énergie finale** est la forme d'énergie délivrée prête à l'emploi par l'utilisateur final : le litre d'essence à mettre dans la voiture, l'électricité disponible à la prise, etc…

Comme le montre le schéma ci-contre le passage de l'énergie primaire à l'énergie finale comporte des « pertes »[1] de différentes natures plus ou moins importantes. De plus cette transformation n'est pas toujours directe et elle transite souvent par des énergies intermédiaires (énergies secondaire, tertiaire…)



[1] *La notion de « perte » est un abus de langage, voir § 3*

L'électricité : exemple de conversion et transfert d'énergie

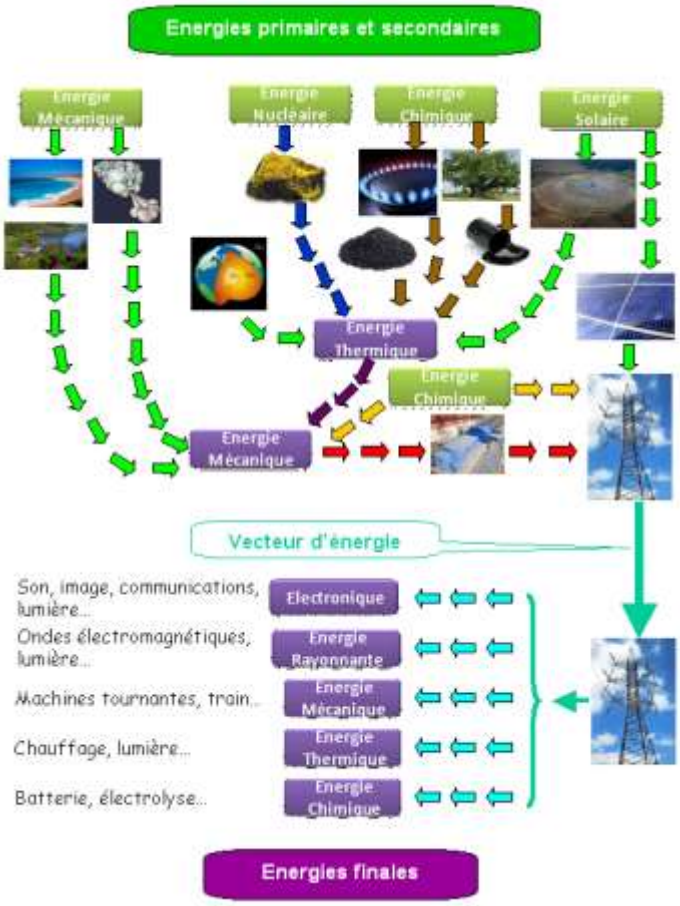


Figure 1

Une autre notion est fondamentale :

L'énergie ne se produit pas, elle ne se consomme pas, elle se convertit d'une forme en une autre ou se transfère d'un sous-système à un autre.

Dans le langage courant l'utilisation des termes « production » pour la conversion de l'énergie primaire en énergie finale et « consommation » pour l'utilisation de l'énergie finale permettent de les distinguer. C'est dans ce sens que ces termes sont utilisés dans la suite du texte. Chaque conversion d'énergie primaire en énergie finale se fait avec un rendement (cf. § 3).

Le théorème de Noether démontre que l'invariance des lois physiques par rapport à certaines transformations (dans l'espace ou le temps) a pour conséquence la conservation de certaines quantités comme l'énergie, en particulier le fait qu'il est impossible de produire ou de faire disparaître de l'énergie[2].

De nombreuses fiches du site www.energethique.com traitent de l'énergie, les différentes formes, les différentes sources… L'annexe 1 donne la liste de ces fiches.

2. ÉNERGIE ET PUISSANCE

Ces deux entités sont distinctes mais reliées par une relation simple qui fait intervenir le temps :

ÉNERGIE = PUISSANCE x TEMPS
E = P x t

[2] *Ce théorème démontré en 1918 à Göttingen par la mathématicienne Emmy Noether fut qualifié par Einstein de « monument de la pensée mathématique »*

L'énergie, consommée ou produite, est le résultat de l'utilisation d'une puissance pendant une durée déterminée. Réciproquement la puissance est l'énergie, consommée ou produite, uniformément par unité de temps[3].
Ces deux entités ont leurs propres unités.
Pendant longtemps un vocabulaire différent a été utilisé :

- **énergie = travail**
- **puissance = force**

2.1. UNITE D'ÉNERGIE

L'unité d'énergie est le **joule** (symbole **J**), définie pour l'énergie thermique des équivalences existent pour les autres formes d'énergie :

- énergie thermique : 1 J = 0,239 calorie (calorie : quantité d'énergie nécessaire pour élever de 1°C la température d'un gramme d'eau)
- énergie mécanique : 1 J = 1 N x m (force d'un newton appliquée sur une distance d'un mètre)
- énergie électrique : 1 J = 1 V x 1 A (courant de un ampère sous une tension de un volt)
- énergie nucléaire : 1 J = 6,24 10^{18} eV (eV : énergie d'un électron soumis à une différence de potentiel de un volt)

Le joule est l'énergie, consommée ou produite, en utilisant une puissance de un watt pendant une seconde. Le joule représente une énergie très faible, dans la pratique on utilise fréquemment le kilowattheure (symbole **kWh**). Cette unité correspond à l'utilisation d'une puissance d'un watt pendant une heure.

1 kWh = 3 600 000 J

Les multiples du wattheure couramment utilisés sont :

- le kilowattheure (kWh) : 1 000 Wh 10^3 Wh
- le mégawattheure (MWh) : 1 000 000 Wh 10^6 Wh
- le gigawattheure (GWh) : 1 000 000 000 Wh 10^9 Wh
- le térawattheure (TWh) : 1 000 000 000 000 Wh 10^{12} Wh

Une unité particulière a été introduire pour mesurer l'équivalence des différentes énergies, il s'agit de la « tonne équivalent pétrole » (symbole tep) qui équivaut à 11,6 MWh (42 GJ).

2.2. UNITÉ DE PUISSANCE

L'unité de puissance est le **watt** (symbole **W**)

Un watt est la puissance d'un système énergétique dans lequel une énergie de 1 joule est transférée uniformément pendant 1 seconde.

Le watt représente une puissance très faible, les multiples du watt sont couramment utilisés :

- le kilowatt (kW) : 1 000 W 10^3 W
- le mégawatt (MW) : 1 000 000 W 10^6 W
- le gigawatt (GW) : 1 000 000 000 W 10^9 W
- le térawatt (TW) : 1 000 000 000 000 W 10^{12} W

[3] Un bon exemple pour distinguer puissance et énergie est la foudre : l'éclair a une puissance de plusieurs dizaines de GW mais comme sa durée est de l'ordre de l'ordre de la milliseconde l'énergie dissipée est de quelques kWh ! (cf site www.energhetique.com article 41)

3. FORMES D'ÉNERGIE

La figure 2 décrit les conversions possibles entre les différentes formes d'énergies.

Plusieurs énergies peuvent être primaires ou finales, exemples :

- l'énergie thermique est primaire dans le cas de la géothermie ou du solaire thermique
- l'énergie thermique est finale lorsqu'elle est produite à partir d'autres sources (combustibles fossiles, énergie nucléaire)
- l'énergie mécanique est primaire dans le cas des chutes d'eau mais elle sera finale dans de nombreux autres cas, y compris pour pomper de l'eau !

Dans la vie courante les conversions et transferts d'énergie sont fréquents (voir exemple dans l'encadré ci-dessous).

Ces différentes conversions ne se feront pas en totalité vers l'énergie souhaitée, l'énergie convertie en énergie non souhaitée est appelée « perte » et elle sera principalement de l'énergie thermique.

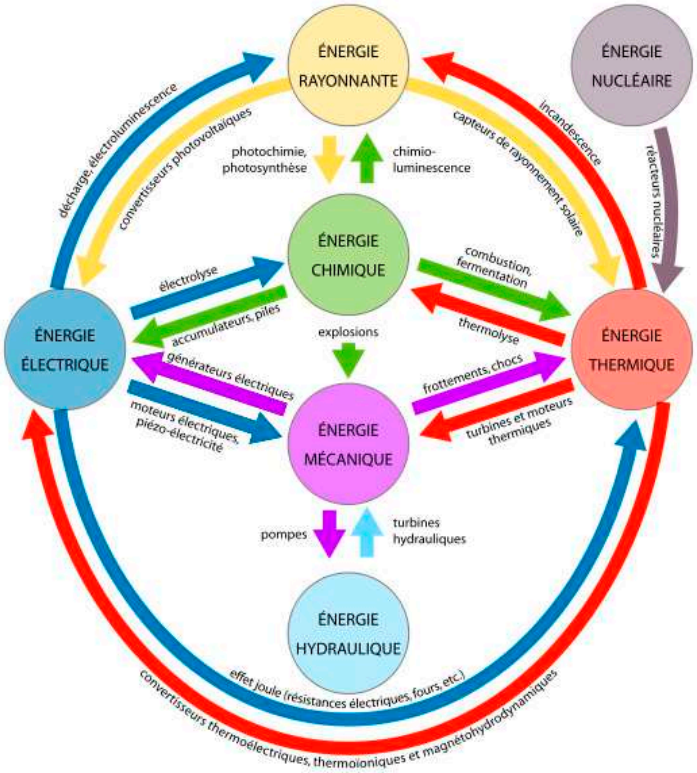


Figure 2

EXEMPLE DE CONVERSIONS ET TRANSFERTS D'ENERGIE

- l'énergie chimique permet aux muscles de produire une énergie mécanique
- l'énergie mécanique des muscles est transférée à la génératrice et provoque sa rotation
- la rotation de la génératrice produit de l'électricité
- l'électricité transmise à la diode électroluminescente produit de l'énergie rayonnante.

Toutes ces opérations sont accompagnées d'une production de chaleur. Cette production non désirée constitue une « perte » d'énergie.

Les « pertes » engendrées par les conversions et transferts d'énergie sont caractérisées par le rendement de conversion. La quasi-totalité des « pertes » est une transformation en énergie thermique non souhaitée (échauffement par frottement en mécanique, effet Joule en électricité…). Quelques exemples :

- un moteur thermique aura un rendement qui variera entre 30 et 40 %, ce qui signifie que seulement 30 à 40 % de l'énergie contenue dans le carburant sera convertie en énergie mécanique pour assurer le déplacement du véhicule [4]
- l'éclairage d'une pièce a été longtemps assuré par des lampes à incandescence qui nécessitaient des puissances électriques de 75 ou 100 W. Avec les lampes à basse consommation la même puissance lumineuse est obtenue avec une puissance électrique divisée par 2 à 4 selon le type de lampe.

[4] Une bonne illustration est la comparaison entre un véhicule thermique qui embarque 70 kWh pour faire 100 km et un véhicule électrique qui embarque 15 kWh pour faire 100 km.

Il est également important de noter que de nombreuses conversions sont régies par des lois physiques invariantes : en particulier les utilisations de l'énergie thermique soumises aux lois de la thermodynamique, qui aboutissent dans le cas d'une conversion énergie thermique, en énergie mécanique à un rendement de l'ordre de 35 %.

4. CARACTÉRISTIQUES DES FORMES D'ÉNERGIE

Il est utile de caractériser les différentes sources primaires dont nous pouvons disposer. Cette caractérisation porte sur les éléments suivants :

- énergie de stock ou de flux :
  - énergie de stock : l'énergie est contenue dans la matière
  - énergie de flux : il s'agit en fait d'une puissance plus ou moins disponible
- énergie renouvelable ou pas
- utilisation de l'énergie pilotable ou pas
- l'utilisation de l'énergie entraîne ou pas une émission des gaz à effet de serre (GES).

Le tableau ci-dessous récapitule ces différentes caractéristiques pour les énergies primaires utilisables :

Energie primaire	Energie stock / flux	Energie renouvelable	Utilisation pilotable	Emission de GES
Combustibles fossiles : charbon, gaz et pétrole	Stock	NON	OUI	OUI
Energie nucléaire (fission)	Stock	NON (*)	OUI	NON
Biomasse	Stock	OUI	OUI	OUI (**)
Géothermie profonde	Stock	OUI	OUI	NON
Géothermie de surface	Flux	OUI	OUI	NON
Hydraulique de retenue	Stock	OUI	OUI (***)	NON
Hydraulique au fil de l'eau et marine	Flux	OUI	Partiellement	NON
Energie éolienne	Flux	OUI	NON	NON
Energie solaire (photovoltaïque et thermique)	Flux	OUI	NON	NON

(*) l'utilisation de la filière à neutrons rapide rend le nucléaire recyclable
(**) une gestion correcte de la biomasse aboutit à une compensation du CO^2 rejeté en replantant des végétaux qui en absorberont pendant leur croissance
(***) sous réserve de disponibilité de la retenue.

L'hydrogène n'apparaît pas dans ce tableau car il est principalement un vecteur énergétique et pas une énergie primaire, au même titre que l'électricité.

5. ORIGINE DES SOURCES D'ÉNERGIE

L'origine des sources d'énergie peut être décrite à deux niveaux : comment la ressource s'est-elle constituée ? et par quel processus l'énergie peut-elle être libérée ?

5.1. CONSTITUTION DE LA RESSOURCE

5.1.1. Combustibles fossiles[5]

La photosynthèse, qui constitue une condition à la croissance des végétaux et la fossilisation des végétaux au cours du temps ont permis de constituer ces ressources. Cette formation a demandé plusieurs centaines de milliers d'années et les ressources seront épuisées en quelques siècles !

[5] *Les combustibles fossiles ne sont-ils pas que le résultat d'un stockage d'énergie solaire ?*

La biomasse peut être classée dans cette catégorie avec une nuance importante : cette ressource est utilisée au fur et à mesure de sa formation. Une gestion correcte de cette ressource peut en assurer le renouvellement.

5.1.2. Fission nucléaire

Les ressources en matières fissiles proviennent de l'accrétion des noyaux lourds au moment de la formation de la terre. Les différents corps fissiles sont radioactifs, leurs demi-vies sont très différentes, certains ont disparu (^{233}U, ^{239}Pu), d'autres sont encore présents comme l'^{235}U.

Les éléments fissiles disparus (^{233}U, ^{239}Pu) peuvent être recréés artificiellement, respectivement à partir du ^{232}Th et de l'^{238}U dans des réacteurs nucléaires. Les quantités d'^{238}U et de ^{232}Th encore présentes sur terre sont suffisantes pour assurer une utilisation de la fission nucléaire pendant plusieurs siècles.

5.1.3. Géothermie

Cette énergie issue de la terre a plusieurs origines :

- chaleur contenue dans la terre dont l'origine est principalement la radioactivité naturelle due aux isotopes radioactifs dont la demi-vie est très longue (uranium, thorium, potassium et leurs descendants)
- chaleur contenue dans les premiers mètres du sol due au réchauffement de la terre par l'énergie solaire.

L'exploitation de la géothermie peut se faire à des profondeurs différentes et elle se traduira par des sources à basse, moyenne ou haute température. L'exploitation peut être directe en pompant l'eau chaude dans les aquifères ou indirecte en faisant circuler un fluide qui se réchauffe au contact des roches chaudes.

L'exploitation de la géothermie à faible profondeur peut être assimilée à une énergie de flux car dépendante de l'ensoleillement et de la saison. L'exploitation de la géothermie profonde peut être assimilée à une énergie de stock car constante à l'échelle de temps de la vie humaine.

5.1.4. Énergies renouvelables

L'énergie du soleil est utilisable directement sous forme d'énergie thermique. Elle permet également par effet photovoltaïque de produire de l'électricité.

Les énergies renouvelables « mécaniques » ont pour origine le soleil et la rotation de la terre :

- pas de vent sans variation de température (jour / nuit) et rotation de la terre
- pas de chutes d'eau, pas de courants marins, pas de vagues et marées sans gravitation et rotation de la terre.

5.2. RÉCUPERATION DE L'ÉNERGIE

L'énergie peut être récupérée à partir des interactions fondamentales qui sont au nombre de quatre :

- interaction gravitationnelle, celle dont la découverte est la plus ancienne (loi de Newton XVII^{ème} siècle)
- interaction électromagnétique, mise en évidence à partir de la découverte de l'électron et l'unification de l'électrodynamique et du magnétisme (Maxwell XIX^{ème} siècle)
- interaction nucléaire forte, mise en évidence suite à la découverte du noyau atomique (Rutherford début du XX^{ème} siècle)
- interaction nucléaire faible, mise en évidence à partir de la découverte de la radioactivité (Becquerel fin du XIX^{ème} siècle et Fermi XX^{ème} siècle).

Ces interactions ont des intensités très différentes, ce qui a pour conséquence des densités d'énergie très différentes (voir § 5.3).
Le tableau ci-après met en évidence la puissance relative des quatre interactions en prenant pour référence l'interaction nucléaire forte. L'annexe 2 donne quelques caractéristiques des interactions.

Interaction	Puissance relative
Nucléaire forte	1
Electromagnétique	10^{-2} (1/100ème)
Nucléaire faible	10^{-5} (1/100 000ème)
Gravitationnelle	10^{-38} (1/100 000 000 000 000 000 000 000 000 000 000 000 000ème)

5.3. DENSITÉ D'ÉNERGIE

Les caractéristiques des quatre interactions mettent en évidence une grande diversité de densité d'énergie selon l'interaction mise en jeu.

La figure 3 illustre les ordres de grandeur des densités d'énergie.

Cette notion de densité d'énergie est fondamentale car, si on prend comme exemple la production d'électricité, elle aboutit à concevoir des systèmes de production qui auront des caractéristiques et des contraintes très différentes :

- installations complexes utilisant peu de ressource (nucléaire)
- Installations simples utilisant beaucoup de ressource (combustibles fossiles)
- installations de grandes dimensions (hydraulique, photovoltaïque) ou très nombreuses (éolien) utilisant les ressources renouvelables.

Le tableau ci-dessous permet de connaître les ressources nécessaires à la production d'un kWh électrique à partir des principaux moyens de production.
Un kWh représente la consommation électrique de :

- une télé LCD grand écran pendant 13 heures
- un fer à repasser utilisé pendant une heure
- un four électrique utilisé pendant 30 minutes.

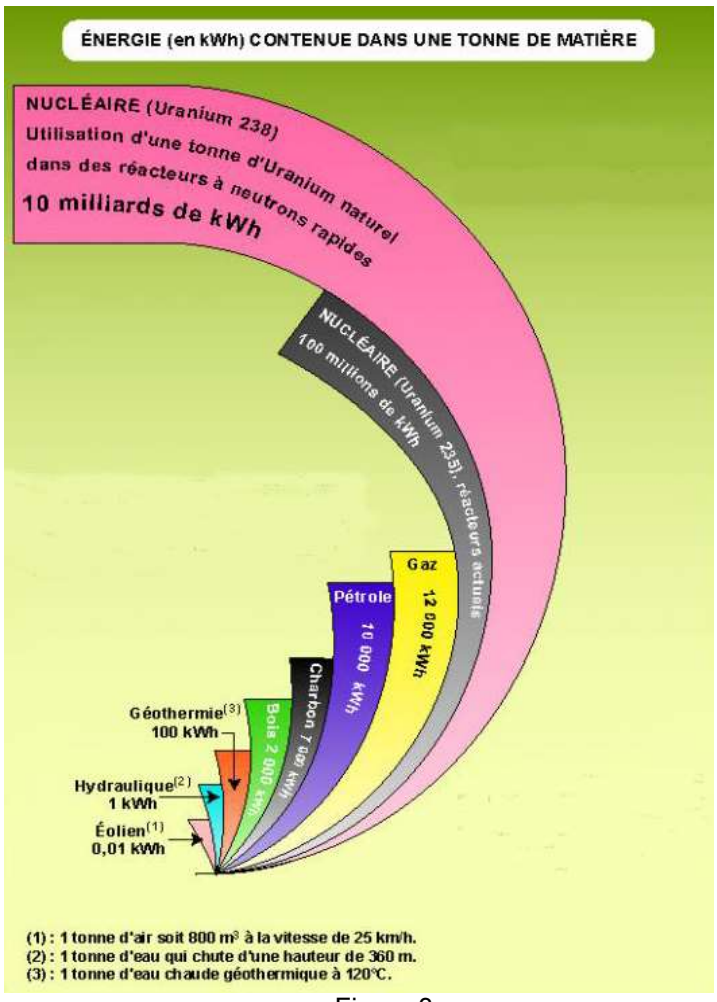


Figure 3

Ressources nécessaires à la production d'un kWh électrique				
Forme d'énergie	**Moyen de production**	**Ressource utilisée**	**Rendement**	**Quantité de ressource utilisée**
Stock	Combustible fossile	Gaz méthane	35 % (*)	170 g
	Fission nucléaire	Uranium enrichi à 5%	35 % (*)	2,5 mg
	Hydraulique barrage	Chute d'eau de grande hauteur	85 %	1 t d'eau chutant de 367 m ou 367 kg d'eau chutant de 1 000 m
Flux	Eolien	Vent	48 % (**)	Une éolienne de 40 m de rayon soumise à un vent de 50 km/h pendant 1 seconde
	Photovoltaïque	Soleil	15 % (***)	6,6 m² de PV exposés pendant 1 heure à un ensoleillement zénithal (1 000 W / m²)
	Hydraulique cours d'eau	Fil de l'eau	50 %	3 600 t d'eau circulant à 2 m/s
	Hydraulique marine	Courant marin	30 %	6 000 t d'eau circulant à 2 m/s

(*) rendement moyen des systèmes thermodynamiques, (**) compte tenu de la loi de Betz (limite théorique à 57 %) et du rendement des éoliennes estimé à 85 %, (***) rendement maximum des panneaux actuellement commercialisés.

6. DISPONIBILITÉ DES SOURCES D'ÉNERGIE

La disponibilité des sources d'énergie dépend essentiellement de leur nature : énergie de stock ou énergie de flux.

6.1 ÉNERGIES DE STOCK

Ces énergies sont contenues dans des matériaux présents sur terre, combustibles fossiles, matières nucléaires fissiles, géothermie profonde, hydraulique de retenue. Leurs caractéristiques essentielles sont les suivantes :

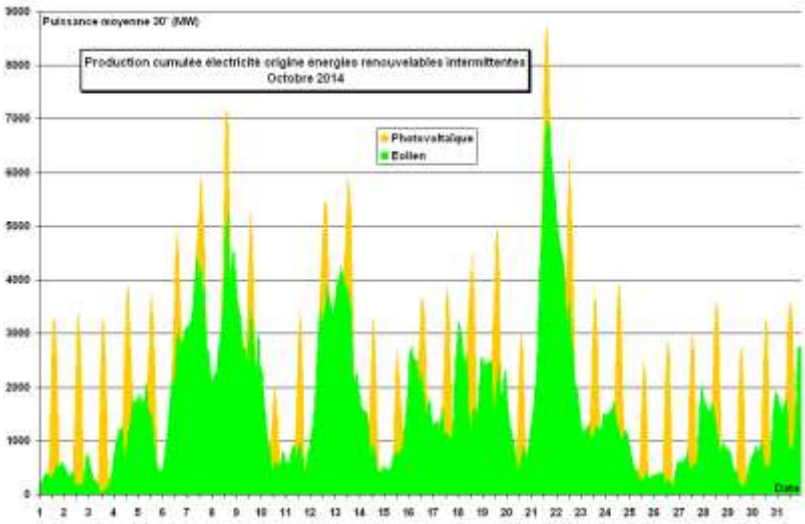
- la quantité disponible est finie, celle-ci peut être renouvelable (hydraulique de retenue) ou recyclable (énergie nucléaire)
- leur coût d'utilisation est composé du coût d'extraction, ou de reconstitution du stock dans le cas de l'hydraulique, et du coût de transformation
- leur densité d'énergie peut être faible (hydraulique), forte (combustibles fossiles) ou très forte (nucléaire)
- leur utilisation est pilotable.

6.2. ÉNERGIES DE FLUX

Ces énergies sont renouvelables et donc en quantité infinie. Leurs caractéristiques essentielles sont les suivantes :

- leur coût d'utilisation est composé uniquement du coût de transformation en énergie finale
- leur densité d'énergie est faible
- leur utilisation n'est pas pilotable, elle est subie, ces énergies sont fatales.

Leur principal handicap est l'intermittence qui oblige à prévoir des installations de « backup » permettant de pallier leurs défaillances [1].
Les installations palliatives font malheureusement appel aux combustibles fossiles.
La figure 4 illustre l'intermittence de la production d'électricité cumulée à partir des énergies éolienne et solaire au cours du mois d'octobre 2014.



Parc installé éolien = 8 750 MW, facteur de charge = 19,3%
Parc installé photovoltaïque = 5 052 MW, facteur de charge = 12,4%
Figure 4

7. CONCLUSION

Cette fiche traite de généralités sur l'énergie. Les différentes énergies évoquées font l'objet de fiches spécifiques (voir liste en annexe 1).

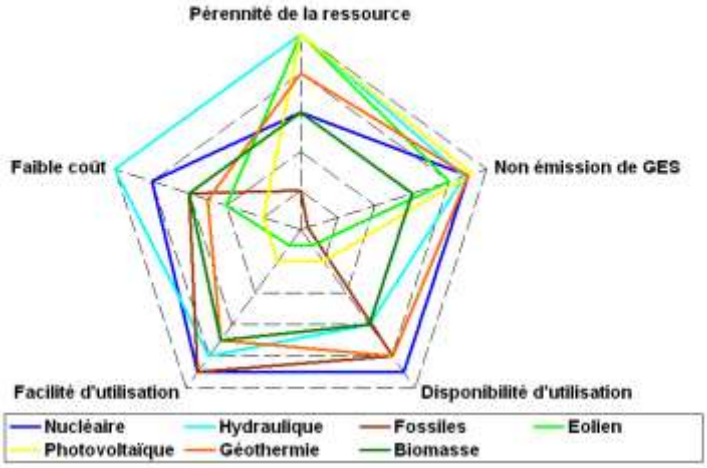
Quelques points importants à retenir :

- de nombreuses ressources ont pour origine directe ou indirecte le soleil
- imaginer que l'on peut créer de l'énergie est en contradiction avec le principe d'invariance des lois physiques
- au fur et à mesure des conversions d'énergie celle-ci se dégrade et perd en densité
- les énergies issues de l'interaction gravitationnelle ont une densité très faible. Si elles ont l'avantage d'être facilement accessibles par contre elles nécessitent des installations importantes (hydraulique) ou nombreuses (éolien). Il en est de même de l'énergie solaire dont la densité est très faible et qui nécessite des installations de très grande surface. De plus l'intermittence de certaines sources les rend fatales. La nécessité d'installations importantes aboutit, sauf pour l'hydraulique, à des coûts d'utilisation très élevés

- il est urgent de prendre en compte les réserves existantes et l'impact de l'utilisation de certaines ressources sur l'évolution climatique
- la mise en œuvre d'économie d'énergie est une nécessité et le développement d'analyses du cycle de vie (ACV) peut s'avérer très utile pour certains produits[6] afin de prendre des dispositions pour assurer leur longévité.

Il peut être intéressant de comparer les différentes sources d'énergie dont nous pouvons disposer. Pour cela il faut définir différents critères concernant la ressource, les conditions d'utilisation, l'impact sur l'environnement et l'aspect financier.

Le graphique ci-contre présente une telle comparaison.
Pour chacun des 5 critères pris en compte une échelle arbitraire de 0 à 5 a été établie, la notation sur cette échelle est relative entre les différentes énergies. Plus le polygone caractérisant une énergie a une grande surface plus elle répond favorablement aux critères pris en compte. Les choix pourraient se faire en attribuant un poids différent à chaque critère.



8. RÉFÉRENCES

[1] Électricité : intermittence et foisonnement des énergies renouvelables Article des Techniques de l'ingénieur Référence BE858,6 Date de publication : 10 oct. 2014, Hubert FLOCARD, Jean-Pierre PERVÈS, Jean-Paul HULOT http://www.techniques-ingenieur.fr/base-documentaire/energies-th4/nouvelles-technologies-energies-renouvelables-et-stockage-42594210/electricite-intermittence-et-foisonnement-des-energies-renouvelables-be8586/#vertical_container_authors

ANNEXE 1

Liste des fiches du site www.energethique.com qui traitent de sujets en relation avec l'énergie

- Evolution du besoin énergétique dans le monde — fiche GAENA N°2
- France : quelle énergie pour demain ? — fiche GAENA N°4
- EPR — fiche GAENA N°13
- ITER : le chemin vers les réacteurs de fusion — fiche GAENA N°16
- Génération IV — fiche GAENA N°22
- Comparaison des différents modes de production d'électricité — fiche GAENA N°23
- Le stockage de l'Energie électrique — fiche GAENA N°26
- L'énergie solaire photovoltaïque — fiche GAENA N°28
- L'Energie Eolienne — fiche GAENA N°31
- L'Hydrogène — fiche GAENA N°36
- L'Energie Solaire — fiche GAENA N°37
- La Biomasse — fiche GAENA N°40
- Energie marine — fiche GAENA N°44
- L'énergie géothermique — fiche GAENA N°54

De nombreux articles du site www.energethique.com traitent également de sujets en rapport avec l'énergie.

[6] *A titre d'exemple pour un téléphone potable utilisé en moyenne 11 minutes par jour pendant 2 ans (soit 134 h) la consommation totale est de 13 kWh. Sa fabrication, son emballage et sa distribution nécessitent 56 kWh !*

ANNEXE 2

Interactions fondamentales

Annexe 2.1 Interaction nucléaire forte :

L'interaction nucléaire forte a les propriétés suivantes :

- elle est responsable de la cohésion des noyaux atomiques
- rayon d'action seulement $2{,}5 \cdot 10^{-15}$ m
- la plus puissante de toutes les interactions connues.

Annexe 2.2 Interaction électromagnétique :

L'interaction électromagnétique a les caractéristiques suivantes :

- responsable de la plupart des phénomènes quotidiens : lumière, électricité et magnétisme, chimie
- en principe, rayon d'action illimité. Mais en pratique, les charges positives et négatives tendent à se neutraliser au delà de la taille d'un atome ou d'une molécule
- peut être attractive ou répulsive selon le signe des charges électriques
- cent fois moins forte que l'interaction nucléaire forte.

Annexe 2.3 Interaction nucléaire faible :

L'interaction nucléaire faible a les caractéristiques suivantes :

- responsable d'un des types de radioactivité, la radioactivité bêta
- rayon d'action très court, 10^{-18} m
- 10^5 fois moins puissante que la force nucléaire forte.

Annexe 2.4 Interaction gravitationnelle :

La gravitation est le phénomène d'interaction physique qui cause l'attraction réciproque des corps massifs entre eux, sous l'effet de leur masse.
Il s'observe au quotidien en raison de l'attraction terrestre qui nous retient au sol. La gravité est responsable de plusieurs manifestations naturelles : les marées, le vent, les chutes d'eau.
La gravitation a les propriétés suivantes :

- elle est dominante pour les grandes structures de l'univers car elle est toujours attractive et ne peut pas être neutralisée comme les forces électromagnétiques
- rayon d'action illimité.

La gravitation est la plus faible de toutes les interactions, elle est 10^{38} fois plus faible que l'interaction nucléaire forte.

QUELQUES EXEMPLES D'ÉNERGIE LIBÉRÉE DANS DES INTÉRACTIONS :

Interaction nucléaire forte :

- la fission d'un atome d'^{235}U libère 190 MeV, soit $3\ 10^{-11}$ J ou ~10^{-17} kWh
- la fusion deutérium - tritium libère 17 MeV, soit $2{,}7\ 10^{-12}$ J ou ~ $7{,}5\ 10^{-19}$ kWh

Interaction électromagnétique :

- la combustion d'un atome de carbone libère 4,6 eV, soit $7{,}4\ 10^{-19}$ J ou ~ $2\ 10^{-25}$ kWh
- la combustion d'une molécule de méthane libère 10 eV, soit 10^{-18} J ou ~ $3\ 10^{-25}$ kWh
- l'effet photovoltaïque sur un atome de silicium libère 1 eV, soit 10^{-19} J ou ~ $3\ 10^{-26}$ kWh

$E = m \cdot c^2$?

Cette équation représente l'énergie contenue dans la matière, quelle proportion en récupère-t-on ?

Dans le cas de la combustion d'une molécule de méthane : environ 1 milliardième !
Dans le cas de la fission d'un atome d'^{235}U : environ 1 millième !

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 53 Ind.1 du 07 janvier 2015

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA RÉHABILITATION THERMIQUE DANS LE BÂTIMENT EN FRANCE[1]

Que le bâtiment soit le premier poste de consommation d'énergie en France est un fait.
Cela en fait-il pour autant la cible la plus facile et donc privilégiée dans la lutte pour les économies d'énergie et la réduction des émissions de gaz à effet de serre ?

La réponse est plus complexe qu'il n'y parait et qu'il est annoncé par les politiques et les média.

D'une part, il faut partir des consommations réelles des logements qui sont inférieures aux valeurs calculées d'après les caractéristiques du bâti et donc moins susceptibles de diminutions fortes.
D'autre part, les sommes à mettre en jeu sont énormes et ne seront pas amorties dans un délai raisonnable sauf en cas de très fortes hausses du coût des énergies (dépassant le facteur deux).
Enfin, l'industrie du bâtiment n'est pas prête à répondre aux besoins avec la qualité nécessaire et un coût acceptable. Par ailleurs, un effort important est à faire vis-à-vis des normes pour qu'elles soient simplifiées et rendues opérationnelles.

1. ÉTAT DES LIEUX

Le bâtiment dans son ensemble est le premier poste des consommations énergétiques en France : 42 % des consommations d'énergie finale dont 2/3 pour le résidentiel et 1/3 pour le tertiaire, c'est-à-dire les services (commerces, administrations, salles de spectacle, entre autres).
Il est aussi à l'origine de 15 % des gaz à effet de serre (GES) émis, dont 26 % du CO_2.

Il y avait en France, en 2012, 32,8 millions de logements : 27,4 millions de logements principaux, 3,1 millions de résidences secondaires, et 2,3 millions de logements vacants. Les logements principaux se répartissent en 15,9 millions de propriétaires occupants, 6,5 millions de logements privés en location, 5 millions de logements sociaux. Plus de la moitié de ces logements ont été construits avant 1974.

En 2012, selon les statistiques du Ministère de l'Énergie et du Développement Durable (MEDD), l'ensemble des logements a absorbé 46,1 MTep soit 535 TWh et 28 % de l'énergie finale consommée en France[2].
Soit une consommation énergétique moyenne effective de 215 kWh d'énergie finale par m^2 et par an (kWh/m^2.an) si l'on ne prend en compte que les logements principaux et 181 kWh/m^2.an avec la totalité des logements.

Cette quantité inclut toutes les utilisations réalisées dans et pour le logement soit 70 % pour le chauffage, 10 % pour l'eau chaude sanitaire (ECS) et 20 % pour l'électricité spécifique et la cuisine (appareils ménagers)[3].
La consommation énergétique des logements pour le chauffage et l'eau chaude sanitaire se situe alors autour de 150 kWh/m^2/an.

Actuellement en France, l'énergie utilisée pour le chauffage et la production d'ECS provient pour 44 % du gaz naturel, 33 % de l'électricité, 14 % du fioul, le reste (9 %) étant fourni par la biomasse, le charbon, le gaz de pétrole liquéfié (GPL) ou le solaire thermique.

---

[1] *D'après un article de Christian LE BRUN et Jean-Claude TERRIER*

[2] *Entre l'énergie primaire qui est celle fournie par la nature et l'énergie finale qui est réellement utilisée localement, il y a les rendements et les pertes au transport et à l'utilisation. En France s'ajoute pour l'électricité majoritairement d'origine nucléaire un facteur 2,58 censé représenter le rendement de la transformation d'énergie thermique en électricité. C'est l'énergie primaire avec ce facteur qui est pris en compte pour le chauffage et l'eau chaude sanitaire dans les calculs de DPE*

[3] *Lagandré E. et autres (2010). Quels niveaux de performances pour la rénovation énergétique ? Un détour conceptuel pour éclairer les débats* Revue de l'énergie, *598, novembre-décembre*

Depuis l'obligation de réaliser les Diagnostics de Performance Energétique (DPE), une autre évaluation de la consommation des logements est pratiquée sur la base de calculs théoriques.
En 2011, l'Agence Nationale pour l'Amélioration de l'Habitat (ANAH) annonce 240 kWh/m^2.an[4] avec une distribution très large puisque 22 % des logements sont placés en classe F et G et dépenseraient plus de 330 kWh/m^2.an.
Sur la base d'une étude portant sur 150 000 logements, « Les Experts en Diagnostic Immobilier » (EX'IM) donne une moyenne de 270 kWh/m^2.an[5].
Ces deux estimations faites à partir de calculs théoriques surestiment donc la réalité ce qui montre que les Français ont déjà intégré dans leur comportement la « chasse au gaspi ».

2. L'ÉVOLUTION DE LA RÉGLEMENTATION THERMIQUE

Après la seconde guerre mondiale et jusqu'à la première crise pétrolière, la performance énergétique était peu prise en compte dans la construction.
Les premières réglementations sont apparues en 1974 après le 1er choc pétrolier, comme l'adoption d'une température de référence de 19°C dans le logement et l'obligation d'individualiser la mesure de consommation énergétique pour les chauffages collectifs.
Ont suivi diverses réglementations, d'abord pour les bâtiments à construire, comme les réglementations RT2000 et RT2005 suivies de la réglementation RT2012 qui impose pour les constructions neuves une consommation globale (chauffage + eau chaude sanitaire (ECS) + rafraichissement + auxiliaires de chauffage/ventilation + éclairage) inférieure à 50 kWh/m^2.an[6], avec une modulation pour la région et l'altitude et différentes autres conditions sur la perméabilité et les surfaces vitrées.

En 2020, les bâtiments neufs devraient être passifs, l'appellation « à énergie positive » étant dévoyée car elle ne tient pas compte de la nécessité de stocker la chaleur ou l'électricité ! [7].

En ce qui concerne la lutte contre les émissions de GES, les objectifs déclarés dans le Grenelle de l'environnement de 2009 sont une diminution des émissions par le logement de 20% pour 2020 et une division par quatre pour 2050, mais la RT2012 n'a pas repris ces objectifs spécifiques.
Pour l'instant, on n'en prend pas le chemin, la prise en compte de l'énergie primaire dans la RT2012 favorisant le chauffage au gaz, ce qui conduira à l'accroissement des émissions de GES puisque, grâce au nucléaire et à l'hydraulique, le kWh électrique produit en France émet moins de GES que le kWh de gaz naturel[8].

Avec un taux de renouvellement des logements inférieur à 1% par an, il faudra plus d'un siècle pour renouveler le parc, et donc, pour tenir ces objectifs, l'action sur les nouveaux logements est largement insuffisante : il faut agir prioritairement sur le logement ancien, qui restera largement majoritaire en 2050.
C'est pour cela que les normes concernent désormais aussi les opérations de rénovation, mais sans caractère obligatoire, à la différence des réglementations RT applicables aux constructions neuves.
Ainsi, la norme Bâtiment Basse Consommation (BBC) demande que le logement après travaux dépense moins de 80 kWh/m^2.an (en énergie primaire) avec une modulation dépendant de la région et de l'altitude.

3. LES ACTIONS POSSIBLES

Le logement appartient au domaine privé et est largement individualisé donc rien ne peut se faire sans l'assentiment du propriétaire qui peut avoir des intérêts divergents selon qu'il habite ou loue avec des objectifs de rentabilité à court ou long terme.

[4] *Il s'agit ici d'énergie primaire et non finale comme plus haut*

[5] *EX'IM (2011).* Les performances énergétiques des logements français. *Étude statistique menée par EX'IM sur la base de plus de 150 000 DPE (Diagnostics de Performance Energétique). Octobre 2011*

[6] *Cette quantité est exprimée en énergie primaire. On rappelle que les réglementations thermiques (RT2000, RT2005 ou RT2012) réunissent un ensemble de contraintes thermiques à appliquer sur différentes parties du bâtiment ainsi qu'une consommation globale à ne pas dépasser. La satisfaction d'un certain nombre de ces contraintes permet de donner un label au bâtiment tel que HQE (haute qualité environnementale) ou BBC (bâtiment basse consommation)*

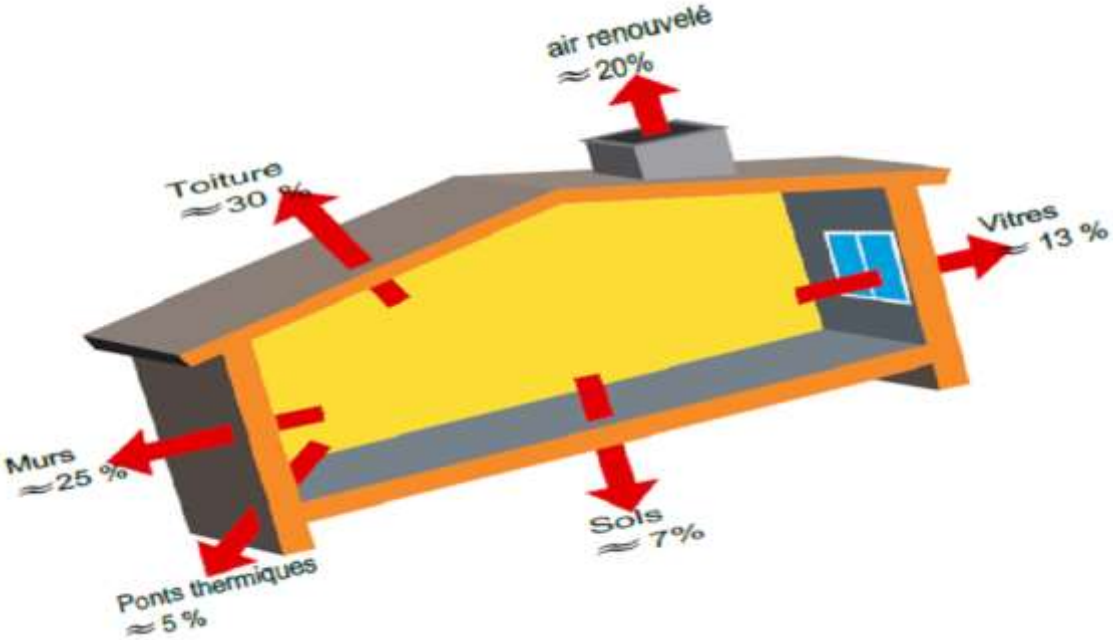
[7] *Il serait donc illusoire de vouloir que l'ensemble du parc d'habitation soit « à énergie positive » car on disposerait de surplus dont on ne saurait que faire l'été aux heures ensoleillées alors que l'on resterait globalement déficitaire pendant les soirées froides d'hiver*

[8] *Les bilans d'émission de GES font du gaz naturel un combustible très intéressant comparé au charbon ou au fuel (gain supérieur à 2), mais cet avantage ne prend pas en compte les pertes de gaz pendant l'exploitation et le transport alors que le méthane est lui-même un gaz à effet de serre qui a un potentiel de réchauffement global sur 100 ans 25 fois supérieur à celui du gaz carbonique*

Toute amélioration demande d'abord un apport d'argent important (investissement) avant d'obtenir des améliorations en termes de confort et de diminution de frais de fonctionnement.
Malheureusement, ceux-ci ne sont a priori que théoriques : le résultat final dépendra ensuite des aléas climatiques, de la qualité du travail réalisé, du comportement des habitants et *in fine* du coût futur des énergies qu'il est impossible de prévoir sur la période d'utilisation d'un logement.

Les actions possibles sur la consommation énergétique d'un bâtiment existant sont de divers ordres :

- l'isolation de l'enveloppe du bâtiment vis-à-vis de l'extérieur : elle permet d'agir, en ordre décroissant d'efficacité, sur les dessus (toits et combles) et le dessous (plancher bas), puis sur les murs par une isolation extérieure (la plus efficace pour effacer les ponts thermiques) ou intérieure (qui aura l'inconvénient de diminuer la surface des pièces et de diminuer l'inertie thermique du bâtiment) et enfin, le plus facile, mais pas nécessairement le plus efficace, le changement des fenêtres et des portes



- le changement du mode de chauffage avec le choix de la source d'énergie et des équipements : souvent important, il ne devrait se faire qu'après les travaux d'isolation pour bien prendre en compte les nouvelles puissances à installer suite aux travaux réalisés et éviter ainsi le surdimensionnement, facteur de surcoûts et de perte de rendement des dispositifs de chauffage. La réglementation actuelle, qui impose de compter l'énergie primaire dans les DPE, favorise le gaz qui a vu sa part croître dans les logements neufs ces deux dernières années. Pour atteindre selon les DPE des performances intéressantes avec l'électricité, il faut utiliser des pompes à chaleur
- le renouvellement de l'air est indispensable, car une isolation efficace demande une réelle étanchéité de l'ensemble de l'enveloppe du bâtiment : une ventilation mal utilisée ou mal réglée ou des opérations d'aération inopportunes, peuvent devenir source de grandes déperditions d'énergie et faire perdre les bénéfices des travaux réalisés sur le bâti
- le chauffage par panneaux solaires thermiques ne bénéficie pas d'un soutien équivalent au solaire photovoltaïque alors qu'il présente un meilleur rendement et qu'il permettrait de diminuer significativement les consommations externes d'énergie pour le chauffage et la production d'eau chaude sanitaire

4. COMMENT RÉALISE-T-ON CES ACTIONS ?

L'isolation résulte de la combinaison des matériaux utilisés dans la construction ou ajoutés dans le cas de réhabilitation de logement ancien.

Les ouvrants doivent présenter de faibles coefficients de transfert d'énergie.
S'il est facile désormais de trouver des fenêtres conformes aux normes, la pose dans des logements anciens est souvent le point faible. Il en est de même pour la garantie de l'étanchéité qui impose une programmation rigoureuse des interventions des professionnels et un travail de qualité.

Pour limiter les pertes thermiques dues aux ventilations, il faut utiliser une ventilation prenant en compte le taux d'humidité, idéalement une ventilation double flux.

Les performances prévues ne seront atteintes que si les occupants se conforment strictement aux règles utilisées pour la définition des performances : respecter la température de consigne de 19°C, rarement appliquée et aérer pendant un temps minimum, voire nul pour un bâtiment BBC.

En définitive, l'apport thermique à faire à un logement dépendra des performances du bâtiment et du comportement des habitants, ce qui oblige à choisir le mode de chauffage et sa puissance en fonction de ces critères même si, dans nombre de cas, le changement de chauffage s'impose au début des travaux.

5. DES EXEMPLES DE COÛTS

Le coût des opérations d'amélioration thermique des bâtiments est difficile à quantifier de façon générale car l'opération s'accompagne toujours, et c'est normal, d'une remise en état du logement, ou d'un ravalement dans le cas d'une isolation par l'extérieur. Il est difficile de séparer les deux objectifs pour leur attribuer un coût individualisé.
Selon une étude de l'ANAH[9] , le coût de réhabilitation thermique de bâtiments très dégradés varie de façon exponentielle, les premiers travaux, s'ils sont bien choisis, amenant une amélioration très rapide des consommations d'énergie alors que les derniers travaux peuvent coûter cher sans apporter de bénéfices substantiels.

Quelques estimations obtenues dans des réhabilitations réalisées dans la région de Grenoble permettent de mesurer l'ampleur du projet financier : des opérations globales de réhabilitation de bâtiments anciens amenés au niveau « BBC réhabilitation » ont coûté près de 1000 €/m^2.
Avec un objectif moins ambitieux (150 kWh/m^2.an), il faut dépenser entre 300 et 500 €/m^2 pour réhabiliter des logements anciens répartis dans des bâtiments datant de l'après-guerre. La moitié du coût peut être attribué à l'amélioration des performances énergétiques et l'autre partie à la remise en état du logement (électricité, plomberie, peintures).

Rénover 15 millions de logements au coût unitaire moyen de 20 000 € va demander une mise de fonds de 300 milliards d'euros, somme à partager entre les propriétaires qu'il faut convaincre et les subventions qu'il faudra aller chercher alors que la crise financière a fait exploser la dette publique.
Ces mêmes 300 milliards d'euros permettraient de remplacer chacun des 58 réacteurs électrogènes actuels par des EPR produisant 70% d'électricité en plus.
Autre comparaison, la facture énergétique totale de la France en 2011 était de 61 milliards d'euros.

6. LA PRÉCARITÉ ÉNERGÉTIQUE DANS LE LOGEMENT

La précarité énergétique caractérise la situation de ménages qui n'arrivent pas à se fournir correctement en énergie et à obtenir de bonnes conditions de chauffage.
Cette notion a été introduite au Royaume-Uni après la libéralisation des prix des énergies qui a été à l'origine de leur explosion, dans un contexte de moyens de chauffage et d'appareillages électriques peu performants, aggravé par certains comportements inadaptés des ménages.
Elle est définie statistiquement par une dépense pour se chauffer supérieure à 10% des revenus.

Les conséquences de cette précarité énergétique se traduisent non seulement par de mauvaises conditions de vie mais aussi par des effets sur la santé (la mortalité due à la précarité énergétique est évaluée à plus de 7000 morts par an au Royaume Uni) et des effets sur le bâti qui se dégrade beaucoup plus rapidement en l'absence de chauffage et/ou de ventilation adéquats.

En France, 3,8 millions de logements ont été recensés en précarité énergétique lors de la dernière enquête INSEE 2006. Depuis, la hausse des prix de l'énergie à partir de 2008, combinée à la situation économique, ont porté ce chiffre à 5 millions de logements en 2014.

[9] *Lagandré E et autres (2010). Quels niveaux, op. cit*

7. CONCLUSIONS

La réhabilitation du logement existant est indiscutablement une action à engager en priorité pour diminuer la consommation énergétique et les émissions de GES et surtout améliorer la vie et le confort des habitants les plus défavorisés. Mais l'investissement est très lourd, difficile à amortir sur la durée de vie prévisionnelle du bâtiment.

Faut-il s'attaquer en priorité aux logements les plus dégradés ?
Faut-il faire absolument, comme il est souvent édicté, tous les travaux en même temps, ou accepter des actions échelonnées dans le temps ?
Les matériaux existent à des coûts raisonnables, et la plus grande part du coût relève de la main d'œuvre.

Pour une opération sociale d'envergure (réhabilitation d'un immeuble), il est important de planifier strictement la gestion du chantier pour ne pas multiplier les interventions, ce qui requiert une grande compétence.
Pour des maisons individuelles, le propriétaire pourra au contraire vouloir « phaser » les travaux en en réalisant lui-même une partie.

Une politique nationale devrait donc intégrer ces deux directions : d'une part améliorer la compétence et l'organisation des métiers du bâtiment dans une logique de standardisation et de coordination des tâches, d'autre part simplifier les normes et les conditions d'accès aux aides financières, pour encourager les propriétaires individuels.

Car contrairement aux discours en vogue, ce n'est pas avec des subventions qu'on fera des progrès vers la baisse de la consommation énergétique dans les logements (les sommes sont colossales), mais bien en impliquant l'ensemble de la population sur ses choix de mode de vie.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 54 Ind. 1 du 6 octobre 2015

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ÉNERGIE GÉOTHERMIQUE

1. INTRODUCTION

Le mot géothermie désigne la science qui étudie les phénomènes thermiques internes à la Terre et la technologie qui vise à exploiter ces phénomènes. Par extension, la géothermie désigne aussi parfois l'énergie géothermique issue de l'énergie de la Terre.

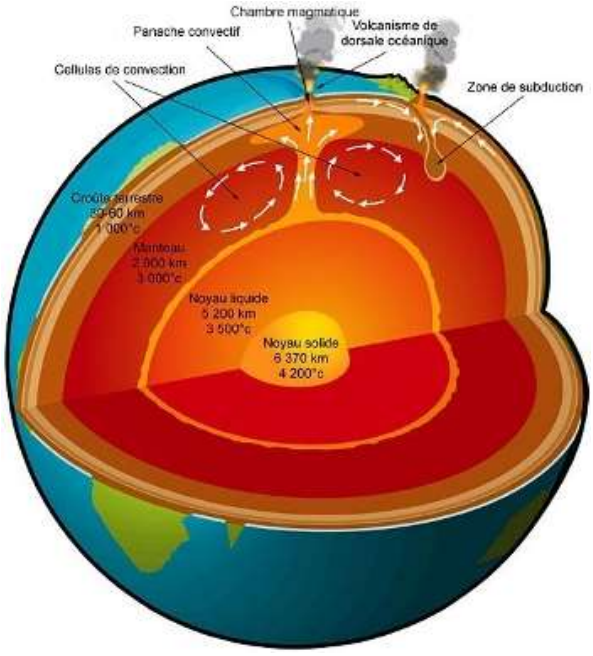
L'énergie géothermique proprement dite est issue de la chaleur accumulée en profondeur depuis plusieurs milliards d'années dans la terre et due principalement à la désintégration d'éléments radioactifs tels que l'uranium, le thorium et le potassium présents dans les roches du noyau terrestre et en partie au refroidissement du noyau. Elle est récupérée à des profondeurs s'exprimant généralement en dizaines ou centaines (voire milliers) de mètres.
L'énergie géothermique « de surface » est, quant à elle, issue de la chaleur accumulée dans les premiers mètres du sous-sol suite à son réchauffement par l'énergie du soleil.

La récupération de l'une ou l'autre de ces deux formes d'énergie est basée principalement soit sur le pompage d'eau chaude dans les aquifères profonds soit sur l'introduction et la circulation à des profondeurs diverses d'un fluide qui se réchauffe au contact de la chaleur rencontrée et remonte chargé de calories.

L'exploitation de cette énergie, directement sous forme de chaleur ou convertie en électricité, nécessite des équipements et des installations plus ou moins lourdes selon la localisation de la chaleur, sa température et l'exploitation qui en est faite.

A l'inverse des énergies renouvelables intermittentes ou cycliques, la géothermie fournit de l'énergie en flux continu sans variations diurnes, saisonnières, ni climatiques.

Disponible 24h/24, produite et utilisée en local, elle est décarbonée, a peu d'impact sur l'environnement et ses réserves sont très importantes.



La Chaleur de la Terre
Illustration : ADEME - BRGM

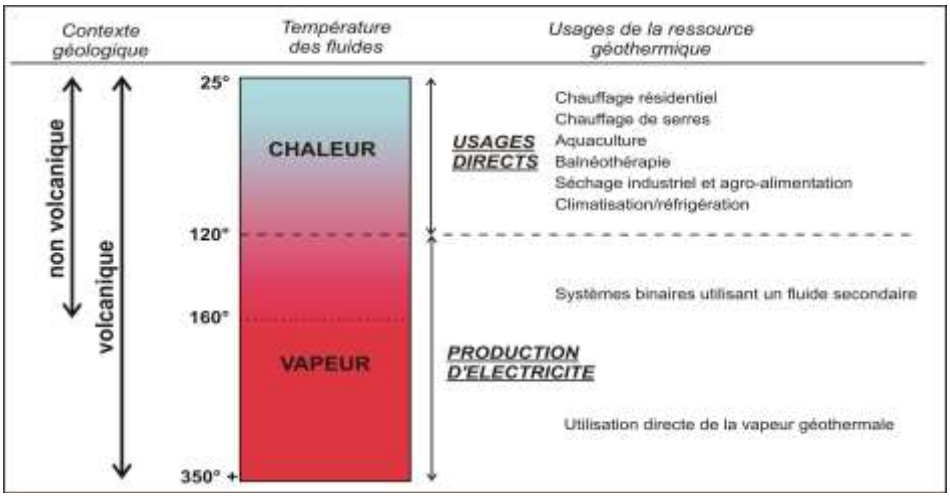
2. TYPES ET MODES D'EXPLOITATION DES RESSOURCES GÉOTHERMIQUES

La température moyenne à 5 m sous le niveau du sol en France et grâce aux apports solaires est sensiblement stationnaire autour 10 à 14°C tout au long de l'année.

Dans les 30 km de la croute terrestre, la chaleur stockée augmente ensuite très vite : le gradient thermique est de 3,3°C/100 m en moyenne en France jusqu'à 10°C/100 m en Alsace. Les roches ou nappes peuvent atteindre 150°C à quelques milliers de mètres de profondeur.

La chaleur peut atteindre 1000°C/100 m dans les zones volcaniques et les zones de rift (Islande, Nouvelle Zélande) !

On distingue différentes filières et différents modes d'exploitation selon l'origine de la chaleur et la profondeur d'extraction. Le tableau suivant synthétise ces différentes applications :

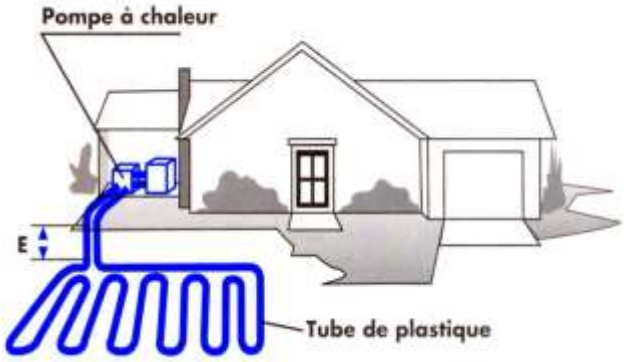


2.1. LA GÉOTHERMIE TRÈS BASSE ÉNERGIE

La géothermie de très basse énergie est utilisée dans de petites installations qui peuvent être mises en place au niveau d'un quartier ou d'une maison individuelle.
Pour récupérer la faible chaleur des sous-sols (température de 10°C à 15°C), on emploie des capteurs géothermiques enterrés, capables de prélever la chaleur des terrains qu'ils traversent couplés à des pompes à chaleur (PAC).
Ces capteurs (composés de tubes dans lesquels circule en circuit fermé de l'eau mélangée avec de l'antigel) peuvent être enterrés :

- soit horizontalement entre 60 cm et 1,2 m de profondeur sur une surface sensiblement le double de celle de l'habitation à chauffer
- soit verticalement (entre 30 et 150 m de profondeur) si l'espace disponible est insuffisant.

Les calories récupérées par ces capteurs sont récupérées dans une pompe à chaleur (PAC) qui fournit de l'eau chaude selon un besoin de chauffage.
Le fonctionnement peut être réversible, c'est-à-dire que l'on peut injecter des calories dans le sol pour climatiser (refroidir) un logement.

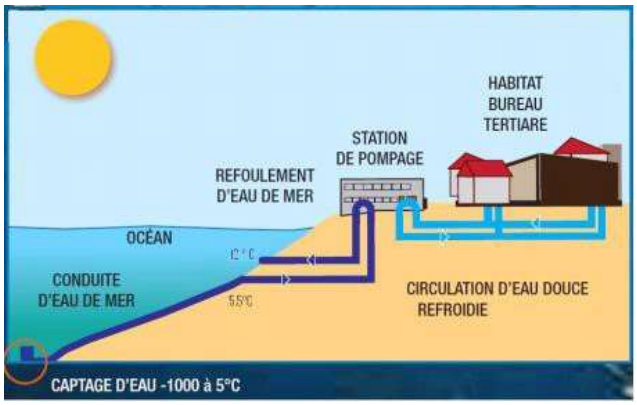


Les PAC ont l'avantage de fournir environ trois fois plus d'énergie qu'ils n'en demandent pour fonctionner (chauffage de 3 kWh pour une consommation électrique de 1 kWh).

Le dimensionnement des capteurs doit être étudié pour assurer la reconstitution du capital énergétique du sol.

En général cela implique, pour ne pas voir geler les sols, de limiter les besoins énergétiques en gardant une période de relaxation (retour à la normale) annuelle.
Cette technique a un certain succès puisqu'en 10 ans la vente de ces systèmes est passée de 30 000 à plus de 140 000 unités en Europe.

Une source de chaleur complémentaire est en train de se développer en utilisant la mer comme source de très basse énergie, c'est la **géothermie marine**.



Elle vise à exploiter la différence de température entre l'eau chaude de surface et l'eau froide des fonds marins.

L'eau est pompée à 5 °C dans la mer à une profondeur de 1 km et sur la côte. Des échangeurs et des pompes à chaleurs permettent de chauffer ou de refroidir de l'eau douce qui est ensuite acheminée vers les bâtiments à chauffer ou climatiser.

Le projet Thassalia de Cofely à Marseille vise pour 2020 de produire plus de 15 MW d'eau chaude ou froide qui alimenteront 500 000 m² de bâtiment pour le chauffage et la climatisation.
Un autre projet est actuellement lancé sur l'ile de la Réunion pour climatiser les bâtiments publics des communes de St-Denis et de Ste-Marie.

2.2. LA GÉOTHERMIE BASSE ÉNERGIE OU BASSE TEMPÉRATURE

La géothermie de basse énergie utilise la chaleur du sous-sol terrestre ou des eaux chaudes souterraines de moyenne profondeur avec des températures comprises entre 20°C et 90°C.

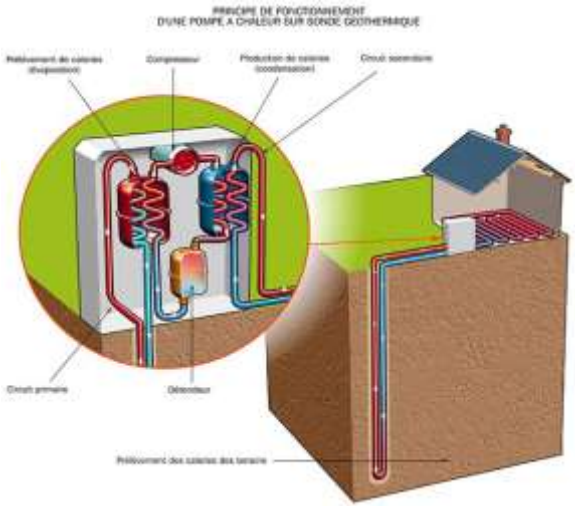
On effectue alors des prélèvements compris entre quelques centaines de mètres jusqu'à plus de 2000 m.
A ces profondeurs, la nature géologiques des sous-sols et la détection des nappes d'eau est déterminante.
On s'appuie alors sur des Atlas géothermiques qui précisent la profondeur de la nappe, son hydrochimie (en particulier le pouvoir corrosif de l'eau), sa température et sa transmissivité (débit exploitable).

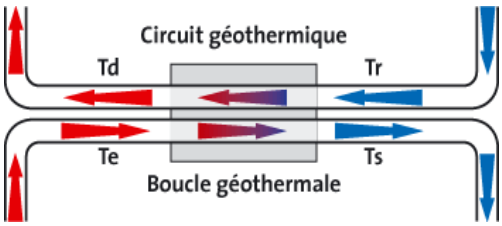
Les eaux sont souvent très minéralisées (sels et sulfates) et peuvent être à l'origine de corrosion dans les circuits de distribution.

Les équipements comportent des pompes de relevage puissantes et à fort débit associées à des échangeurs géothermique en matériau anti corrosion comme le titane si l'eau des nappes est très corrosive.
L'eau, refroidie, peut être réinjectée à distance du lieu de prélèvement pour ne pas refroidir l'eau chaude extraite.

Ces prélèvements permettent de satisfaire aux besoins de chauffage urbain de bâtiments publics et de logements et sont utilisés aussi pour d'autres applications telles que le chauffage de piscines, d'établissements thermaux, de parcs de loisirs, de serres agricoles, de champignonnières, de bassins de pisciculture, de locaux de séchage de bois.

Ce type de géothermie existe dans plusieurs régions en France comme la région parisienne.





Principe d'un échangeur géothermique

2.3. LA GÉOTHERMIE MOYENNE ÉNERGIE ET MOYENNE TEMPÉRATURE

L'énergie récupérée provient de gigantesques poches d'eau chaude ou de vapeurs humides dont le niveau de température est situé entre 100 à 150°C et situées dans des zones volcaniques à une profondeur inférieure à 1000 m ou dans des zones sédimentaires à une profondeur supérieure à 2000 m.

Cette eau géothermale peut être employée sous forme liquide dans la production d'électricité : c'est la géothermie de moyenne énergie.

Les centrales utilisent de l'eau maintenue sous pression (pour éviter qu'elle n'entre en ébullition) qui circule au sein d'un échangeur de chaleur.
En se chauffant au contact des tuyaux pleins d'eau, un liquide caloporteur entre en ébullition et se vaporise. Le gaz ainsi obtenu fait tourner un turbo-alternateur qui produit de l'électricité.

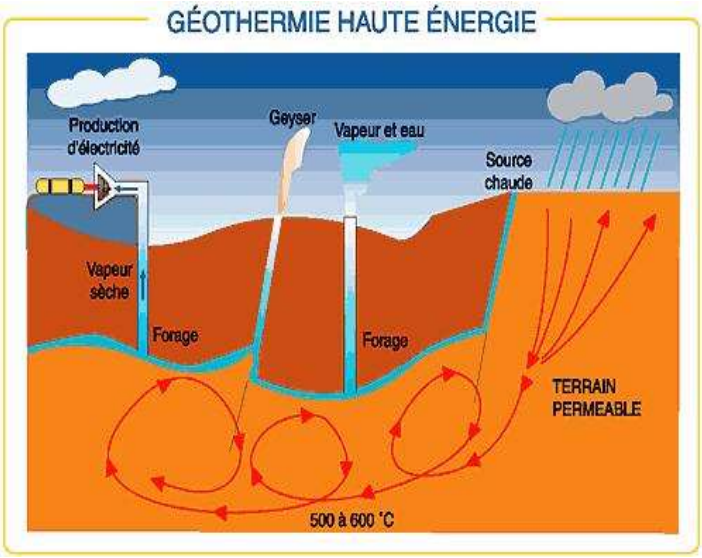
2.4. LA GÉOTHERMIE HAUTE ÉNERGIE OU PROFONDE

Si la température de l'eau géothermale dépasse 160 C, cette eau peut servir directement, sous forme de vapeur, à faire tourner des turbines générant de l'électricité : on parle de géothermie haute énergie.

Les centrales de haute énergie captent l'eau des nappes situées dans les régions volcaniques, entre 1 500 et 3 000 mètres de profondeur.

Dans 95 % des cas, l'eau du gisement est disponible sous forme liquide.

La baisse de pression subie par le fluide dans les tuyaux lors de sa remontée vers la surface provoque la vaporisation d'une certaine proportion du fluide initial. En surface, on sépare l'eau liquide de la vapeur sèche.



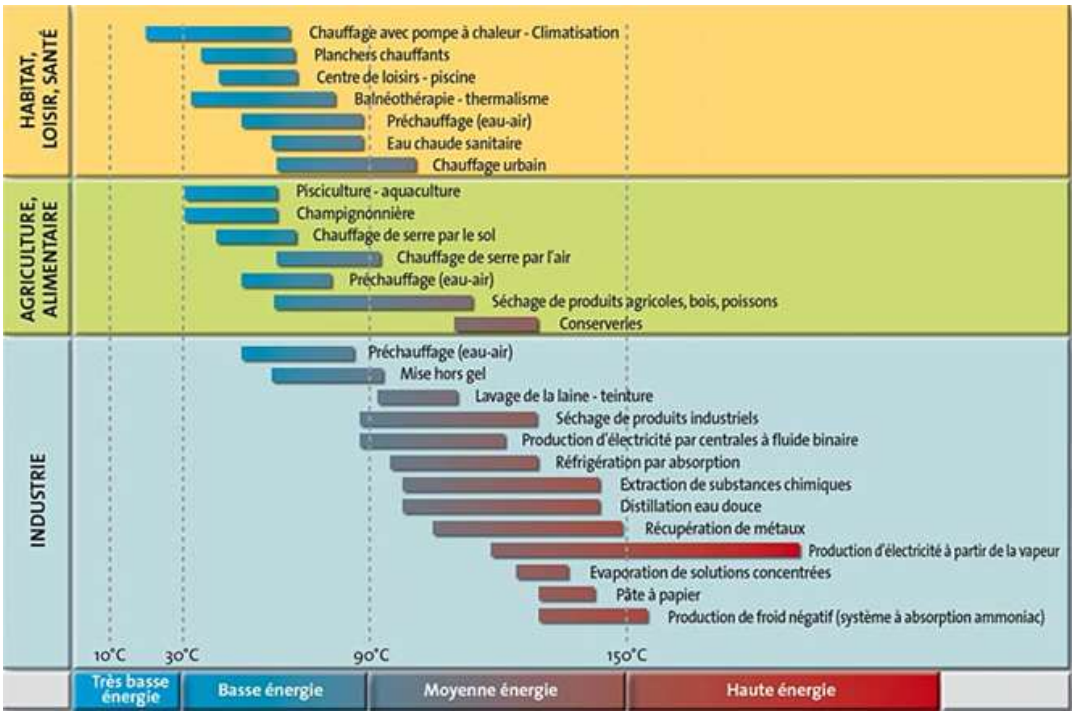
Cette vapeur est envoyée sur une turbine à vapeur pour produire de l'électricité, tandis que l'eau liquide peut être vaporisée à nouveau par une baisse de pression plus poussée. L'eau liquide résiduelle est réinjectée dans le réservoir.
Ce principe permet de faire de la cogénération c'est-à-dire de la production conjointe d'électricité et de chaleur, issue de la récupération des condensats de la vapeur.

La technologie dite Système Géothermique Stimulée utilise la température élevée des roches sèches profondes (plus de 5000 m) en injectant de l'eau grâce à un premier puit.
Pour augmenter les surfaces de contact entre la roche sèche et l'eau et donc augmenter le rendement du processus, il est souvent nécessaire de fragmenter cette roche.
Un deuxième puit permet de récupérer l'eau infiltrée et réchauffée à environ 200 °C. Un système d'échangeur et de turbine à gaz permet de produire de l'électricité.

Le prototype franco-allemand de Soultz dans le Bas Rhin, construit entre 1987 et 2008, permet d'injecter actuellement dans le réseau une puissance de 1,5 MW.

Les faibles flux thermiques permis (60 mW/m²) par les roches sèches premièrement imposent de développer le système sur de très grandes surfaces puis une fois les roches refroidies par la circulation de l'eau, il faudra un temps relativement long pour qu'elles se réchauffent à nouveau.

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA



Utilisations diverses de la chaleur pour l'ensemble des gammes de température de 10°C à > 150°C

3. LA GÉOTHERMIE EN FRANCE ET DANS LE MONDE

Depuis l'antiquité, l'énergie d'origine géothermique a été utilisée dans de nombreuses régions volcaniques avec en particulier l'exploitation de l'eau chaude dans les thermes et dans des bâtiments équipés de planchers chauffants.
Le premier réseau de distribution de chaleur géothermique connu se trouve en France à Chaudes Aigues où dès 1330 a été mis en place un réseau de distribution d'eau chaude naturelle (eau à 82°C) destiné à alimenter plusieurs maisons.

La géothermie basse énergie utilisée pour le chauffage s'est développée aux Etats Unis dès le 19è siècle puis en Islande où a été installé le premier vrai réseau de chauffage urbain qui chauffe aujourd'hui la quasi-totalité de la capitale.

En France, le premier forage géothermique est le puits artésien de Grenelle à Paris, réalisé sur huit années entre 1833 et 1841, pour capter la nappe à 30°C des sables albiens, à 548 m de profondeur. La première expérience significative a permis d'exploiter l'un des aquifères profonds du bassin parisien dès 1969.
Progressivement cette technique a été utilisée également pour le chauffage des serres et la pisciculture.

Parmi les premiers usages industriels de la géothermie, on peut citer l'extraction du sel durant le 18è siècle en Islande. Mais son application à une échelle vraiment industrielle date du 19è siècle grâce à une meilleure connaissance du sous-sol, des techniques de forage et des systèmes d'exploitation de l'énergie.

Toutefois, la production d'électricité géothermique n'est devenue significative qu'à partir des années 1970, dans un contexte de crises pétrolières et d'un souci d'indépendance énergétique des pays en voie de développement.

Les ressources mondiales en géothermie haute température (production d'électricité) se concentrent dans un nombre limité de pays, autour des zones volcaniques actives du globe.

Elles sont surtout localisées en Asie, dans les îles du Pacifique, en Afrique de l'Est et des Grands Lacs, en Amérique du Nord, dans les Pays Andins de l'Amérique du Sud, en Amérique Centrale et aux Caraïbes.

Les trois premiers producteurs sont les États-Unis, les Philippines (qui produisent 28 % de leur électricité à partir de la géothermie) et l'Indonésie. Ce dernier possède le plus grand potentiel (27 GW, soit 40 % du potentiel

Principaux pays producteurs d'électricité géothermique (2012) (Source : EurObserv'ER, 2013)

Pays	Production (TWh)	Part de la production mondiale
États-Unis	19,6	27,9 %

mondial).

L'un des centres de production géothermique les plus importants est situé aux États-Unis.
The Geysers, à environ 145 km au nord de San Francisco, a démarré la production en 1960 et dispose d'une puissance de 2 000 MW électriques. L'ensemble qui comporte 21 centrales électriques utilise la vapeur de plus de 350 puits.

La géothermie est la source d'énergie principale de l'Islande, mais les Philippines en sont le plus gros consommateur. Trois centrales électriques fournissent environ 17 % (2004) de la production d'électricité du pays. De plus, la géothermique de très basse énergie permet le chauffage d'environ 87 % des habitations de l'île.

Philippines	10,2	14,6 %
Indonésie	7,9	11,2 %
Nouvelle-Zélande	6,2	8,8 %
Mexique	5,8	8,3 %
Italie	5,6	7,9 %
Islande	5,2	7,4 %
Japon	2,5	3,6 %
Salvador	1,5	2,2 %
Kenya	1,5	2,1 %
reste du monde	4,2	6,0 %
Total mondial	70,4	100 %

Cette technique s'est aussi développée dans la zone du Rift en Afrique. Trois centrales ont récemment été construites au Kenya, produisant une puissance électrique de l'ordre de 150 MW et Il est prévu d'augmenter cette puissance à 576 MW en 2017, couvrant ainsi 25 % des besoins en électricité.

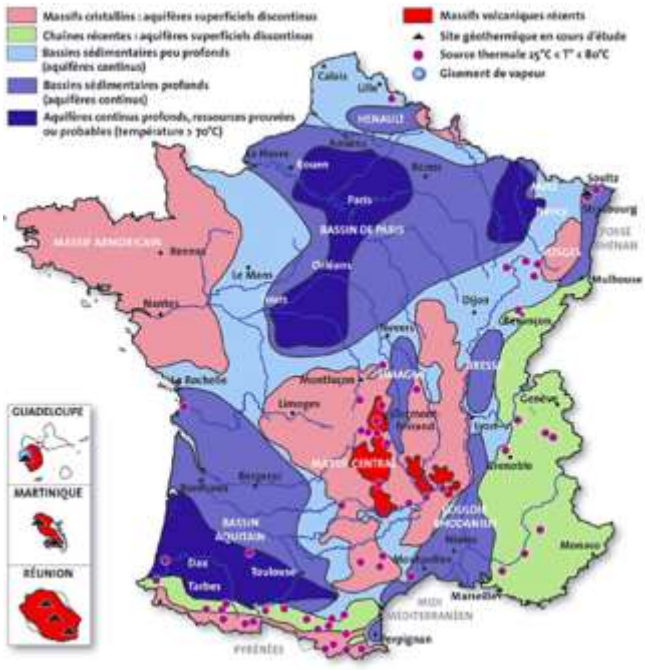
Néanmoins, si la technique des systèmes géothermiques stimulés (voir § 2.4) se développe, elle permettra d'accroître considérablement les aires géographiques de production.

La France métropolitaine était en 2008 le troisième pays européen utilisateur de géothermie à fins d'usages directs.

Grâce aux efforts de l'AFME (maintenant l'ADEME) et du BRGM, la commune de Fresnes et du Blanc-Mesnil en région parisienne utilisent la géothermie pour leur chauffage urbain (cela représente cinquante mille logements).

Par ailleurs, comme évoqué au § 2.4, plus récemment a été foré l'un des puits les plus profonds (environ 5 km) à Soultz-sous-Forêts dans des granits fracturés, cette unité étant « un pilote scientifique loin de la rentabilité économique », selon le BRGM.

La centrale de Bouillante, près du volcan de la Soufrière en Guadeloupe, est la seule référence française en matière de géothermie haute température. Elle produit 10% du besoin de l'ile en électricité en utilisant deux puits distincts de forage produisant 25 et 70 GWh d'énergie électrique.



Des travaux d'exploration montrent la possibilité d'atteindre une puissance de 200 MW à l'horizon 2020 pour l'ensemble de la Guadeloupe, la Martinique, la Réunion et la Dominique.

4. LES ATOUTS ET PERSPECTIVES

Cette énergie se développe là où existent des plaques volcaniques et où le magma du noyau est relativement proche de la surface. Elle assure une production continue et stable d'électricité et de chaleur, a contrario des énergies renouvelables classiques dans les zones à activité volcanique importante.
Elle permet la cogénération c'est-à-dire la production simultanée de chaleur et d'électricité.
Elle n'est pas productrice de CO_2 et présente peu d'impact sur l'environnement en surface.

Les techniques de forage en grande profondeur nécessitent toutefois des investissements importants. Basées sur la fracturation hydraulique ou sur la stimulation chimique, ces techniques ne sont pas sans risque pour l'environnement en profondeur.

Les réinjections d'eau froide sont nécessaires pour assurer une circulation d'eau chaude continue et demandent une maintenance complexe dans le cas de pompages d'eaux corrosives. Des risques de sismicité induite existent.
De plus, la zone exploitée se refroidit progressivement et, du fait d'un flux thermique très faible, la roche ne se réchauffe pas assez rapidement pour envisager une production électrique pérenne.

La production d'électricité par géothermie sur le long terme devrait connaître une croissance faible dans le monde mais significative dans les régions géodynamiques actives : Amérique Centrale, Asie du Sud Est, Afrique de l'Est, et îles océaniques.

Au total, une vingtaine de pays dans le monde produisent de l'électricité géothermique, pour une puissance électrique d'environ 11 000 MW. Celle-ci joue un rôle essentiel dans certains pays comme les Philippines, où elle représente 17 % de l'électricité produite ou l'Islande 30 %.
On prévoit pour 2020 un quasi doublement de la puissance mondiale installée.

5. RÉFÉRENCES

http://www.brgm.fr/activites/geothermie/differents-types-geothermie
http://www.energiealternative.fr/geothermie.html
http://www.ecosociosystemes.fr/geothermie.html
http://www.energie-geothermique.info/les-quatre-types.html
http://sigesrm.brgm.fr/IMG/pdf/georama_12.pdf
http://www.mtaterre.fr
http://www.planete-energies.com/fr

GAENA
(ex GASN)

Fiche 55 A (Présentation) 28 juin 2015

UTILISATION DES RAYONNEMENTS IONISANTS DANS L'INDUSTRIE ET LA RECHERCHE

L'industrie et la recherche utilisent des sources de rayonnements ionisants dans une grande variété d'applications et de lieux d'utilisation. Ces sources de rayonnements sont produites soit par des radioéléments – essentiellement artificiels – en sources scellées ou non, soit par des générateurs électriques.

Parmi les principales utilisations des sources radioactives scellées, on peut citer les suivantes :

Utilisation de rayonnements ionisants pour la restauration d'objets d'art

L'irradiation industrielle
Elle est mise en œuvre pour la stérilisation de dispositifs médicaux, de produits pharmaceutiques ou cosmétiques, la conservation de produits alimentaires, le traitement d'objets d'art, l'irradiation de produits sanguins …

Le contrôle non destructif
Ces techniques de contrôle utilisant des appareils de gammagraphie permettent d'apprécier des défauts d'homogénéité dans le métal, et en particulier dans les cordons de soudure. Ces appareils comportent le plus souvent un dispositif mobile pouvant être déplacé d'un chantier à l'autre et ne nécessitant aucune source d'alimentation électrique.

Le contrôle de paramètres
Le principe de fonctionnement de ces appareils est l'atténuation du signal émis : la différence entre le signal émis et le signal reçu permet d'évaluer la grandeur recherchée. Les sources ionisantes sont utilisées à des fins de :

- mesure d'empoussièrement de l'atmosphère
- mesure de grammage de papier, de niveau de liquide
- mesure de densité et d'humidité des sols ou gamma-densimétrie, en particulier dans l'agriculture et les travaux publics
- diagraphie permettant d'étudier les propriétés géologiques des sous-sols

Les sources radioactives non scellées
Elles sont le plus généralement employées comme traceurs et à des fins d'étalonnage ou d'enseignement. L'utilisation de traceurs radioactifs incorporés à des molécules est très courante en recherche biologique. Ils sont ainsi un outil puissant d'investigation en biologie cellulaire et moléculaire.
Les sources non scellées servent également de traceurs pour des mesures d'usure, de recherche de fuites, de frottement, de construction de modèles hydrodynamiques, ainsi qu'en hydrologie.

Les accélérateurs de particules
Certaines applications nécessitent d'avoir recours à des accélérateurs de particules produisant, suivant les cas, des faisceaux de photons ou d'électrons.
Ces dispositifs sont utilisés dans des domaines très variés comme la chimie (vulcanisation de matériaux plastiques et d'emballages alimentaires), l'alimentation (désinfection et stérilisation d'aliments), la santé (stérilisation des matériel à usage médical), l'environnement (désinfection de résidus de l'industrie), …

Dispositifs de détection de matières illicites
Il s'agit de techniques d'imagerie utilisées pour détection de menaces terroristes dans les bagages, conteneurs de transport en vue d'identifier des explosifs, drogues, agents chimiques, ou matières nucléaires à différents stades de la chaine de sécurité (lieux publics, ports, aéroports, frontières …).

Ces diverses applications sont détaillées dans la présente fiche.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 55 Ind. 1 du 28 juin 2015

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

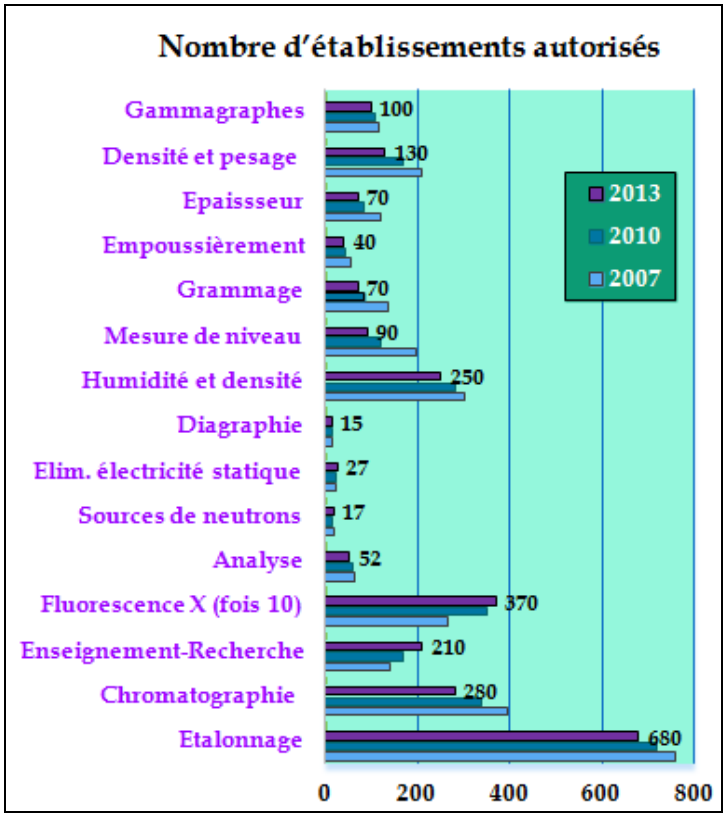
UTILISATION DES RAYONNEMENTS IONISANTS DANS L'INDUSTRIE ET LA RECHERCHE

1. GÉNÉRALITÉS

L'industrie utilise de longue date des sources de rayonnements ionisants[1] dans une grande variété d'applications et de lieux d'utilisation. Ces rayonnements sont produits soit par des radioéléments – essentiellement artificiels – en sources scellées ou non, soit par des générateurs électriques.

On peut citer par exemple :

- l'irradiation industrielle en vue de la stérilisation de dispositifs médicaux ou de la conservation des aliments
- la radiographie industrielle : technique de contrôle non destructif, essentiellement la gammagraphie, qui permet le contrôle des défauts d'homogénéité dans le métal et en particulier dans les cordons de soudure
- le contrôle de paramètres physiques (empoussièrement de l'air, grammage du papier, niveau de liquide, densité ou humidité des sols, diagraphie…)
- l'utilisation de traceurs radioactifs notamment dans le domaine de la recherche où l'incorporation à des molécules, outil courant d'investigation en biologie cellulaire et moléculaire
- l'utilisation de générateurs électriques de rayons X pour le contrôle de containers de marchandises ou dans des programmes de radiographie d'explosions
- les mesures d'usure, de recherche de fuites, de frottement, de construction de modèles hydrodynamiques, ainsi qu'en hydrologie



Autorisation de sources radioactives par application
Les applications des sources radioactives dans l'industrie sont multiples comme le montre le nombre d'établissements autorisées à utiliser des sources radioactives scellées en fonction du type d'application.
Ce classement ne distingue pas les gros établissements des petites unités, ce qui explique qu'une technique de laboratoire comme la fluorescence X paraisse la plus répandue. ©Source ASN
La ventilation des sources radioactives scellées pour une année de référence et en fonction du type d'utilisation est donnée en annexe 1.

En outre, des radio-isotopes à courte période sont largement utilisés en **médecine à des fins de diagnostic**, mais ceux-ci ne présentent qu'un danger minime et n'entrent pas dans le cadre du présent document.

[1] *Source : Tout ce qui provoquer une exposition à des rayonnements, par exemple par émission de rayonnements ionisants ou libération de substances ou de matières radioactives. Ainsi, les matériaux émettant du radon sont des sources de l'environnement ; un irradiateur gamma de stérilisation est une source associée à la pratique de la conservation des denrées alimentaires ; un appareil à rayons X peut servir de source pour la pratique du radiodiagnostic et une centrale nucléaire constitue une source pour la pratique de la production d'électricité d'origine nucléaire. Une installation complexe ou multiple se trouvant sur un emplacement ou un site peut, le cas échéant, être considéré comme une source unique au regard de l'application poursuivie (Origine : Document cité en Réf.1)*

L'**industrie nucléaire** est également grosse utilisatrice de sources radioactives (extraction, fabrication, utilisation et retraitement du combustible, stockage et traitement des déchets…).

Les applications médicales des sources de rayonnements ne font pas l'objet de la présente fiche. Elles sont largement développées dans la fiche GAENA N°24.

2. IRRADIATION DE PRODUITS À DES FINS NON MÉDICALES

Des sources et des dispositifs radioactifs sont utilisés aux fins suivantes dans le domaine du traitement des matériaux :

- traitement par irradiation de matériaux pour en modifier les propriétés
- traitement par irradiation de nuisibles (mouches, par exemple) pour les empêcher de se reproduire
- irradiation des aliments afin d'en assurer la conservation
- irradiation de produits sanguins
- stérilisation

2.1. MODIFICATION DE LA STRUCTURE DES MATÉRAUX PAR IRRADIATION

Une irradiation peut modifier considérablement la structure des matériaux.

L'industrie a intégré de nombreux procédés pour créer des matières utilisées ensuite dans des objets de notre vie quotidienne :

- **Polymérisation :** Afin d'obtenir des protections ayant les caracté-ristiques de polymères (matériau rigide mais assez souple pour rester positionnable et absorber les chocs). L'irradiation permet de relier des monomères entre eux afin de former des polymères (protection des câbles électriques, application de couches de protection sur du parquet, ruban adhésif, lentilles de contact, etc.)
- **Vulcanisation :** L'irradiation peut remplacer le procédé totalement chimique de vulcanisation qui consiste à ajouter du souffre pour obtenir une meilleure élasticité du caoutchouc
- **Expansion sous forme lisse :** Le produit irradié augmente en volume, mais conserve une surface totalement lisse, évitant ainsi des étapes coûteuses de finition (casques pour motos, pare-choc, etc.)
- **Tissus à plis permanents :** Application de polymère sur la surface d'un tissu ce qui permet ensuite de le presser à volonté pour marquer un pli définitif (uniformes, rideaux, etc.)
- **Application de peintures :** Une fine couche de peinture électrosta-tique est apposée sur une surface et l'irradiation permet de la fixer définitivement en la liant avec le support. La tenue est ainsi améliorée dans le temps
- **Durcissement de bois :** L'échantillon à traiter est imprégné d'une couche de résine qui est polymérisée par ionisation. Ce traitement initie la réticulation des molécules de styrène qui diffusent peu à peu au sein du matériau. Cette technique est appelée consolidation par densification : elle est utilisée pour la restauration d'objets d'art

Irradiateur de matériaux
©Source AIEA

Polymérisation de gaines rétractables
©Source Ionisos

De nombreux autres procédés existent et bien d'autres seront utilisés car l'irradiation limite les polluants chimiques nécessaires et garantit une meil-leure intégration des éléments.

2.2. DOPAGE DE SILICIUM PAR TRANSMUTATION

Le dopage de silicium par transmutation est réalisé dans un réacteur nucléaire expérimental.

Le dopant est obtenu par réaction de capture de l'isotope ^{30}Si (présent à environ 3 % dans le silicium). L'isotope ^{31}Si ainsi créé décroit ensuite vers le ^{31}P par radioactivité β-. Un atome dopant de phosphore (dopage "N") est ainsi introduit de façon très précise dans le réseau cristallin du silicium et assure ainsi une homogénéité inégalée.

Les semi-conducteurs ainsi créés sont employés dans les applications d'électronique de puissance notamment les commandes de moteurs électriques de tramway, de TGV ou encore de voitures électriques/hybrides.

2.3. STÉRILISATION DE DISPOSITIFS MÉDICAUX, PHARMACEUTIQUES ET COSMÉTIQUES

S'agissant de la stérilisation, les produits à traiter (matériel médical, pansements chirurgicaux, gants chirurgicaux, aiguilles, compresses, implants, poches pour solution intraveineuses, cathéters…) sont exposés à un rayonnement de haute intensité.

La dose de rayonnement est soigneusement contrôlée de manière à tuer toute bactérie qui aurait pu pénétrer par accident dans l'emballage au cours du processus de fabrication.

La stérilisation du matériel médicochirurgical à usage unique et des articles de laboratoire se fait au travers les emballages hermétiquement clos ; au stade du produit conditionné sur palette. Elle ne laisse aucun résidu toxique dans les matériaux ionisés et permet de ce fait, l'utilisation immédiate du matériel après stérilisation.

Les biberons utilisés dans un grand nombre d'unités de prématurés sont ionisés pour éliminer tout risque d'infection à cette étape cruciale de la vie d'un prématuré.

←Stérilisation de dispositifs chirurgicaux

Les prothèses (de hanche artificielles par exemple) sont stérilisées pour réduire le risque d'infection et les complications opératoires. La même opération s'applique à certains médicaments pour garantir leur innocuité bactérienne. On traite ainsi des emballages pharmaceutiques ou alimentaires, des enzymes industrielles, des cosmétiques…

2.4. IRRADIATION DE PRODUITS SANGUINS

L'irradiation de produits sanguins est pratiquée pour prévenir des réactions post-transfusionnelles chez les patients recevant une transfusion sanguine. L'irradiation délivre à la poche de sang une dose d'environ 20 à 35 grays. Cette irradiation est opérée à l'aide d'un appareil autoprotégé permettant ainsi son installation dans un local ne nécessitant pas de renfort de protection.

Selon les modèles, les irradiateurs sont équipés soit se sources radioactives : 1, 2 ou 3 sources de ^{137}Cs présentant une activité unitaire d'environ 60 TBq, soit de générateurs électriques de rayons X. La politique engagée en 2009, de remplacement progressif des irradiateurs à sources par des générateurs de rayons X à amené à inverser la composition de parc qui comprend désormais plus de générateurs que d'irradiateurs à sources radioactives.

Irradiateurs de poches de sang
©Source ASN

2.5. IRRADIATION DE PRODUITS AGROALIMENTAIRES

L'irradiation des aliments est un procédé de conservation et d'assainissement. Les produits ionisés offrent :

- une qualité microbienne excellente qui permet une meilleure réponse aux exigences sanitaires, une réduction des contrôles bactériologiques lors de la fabrication
- la prolongation de la durée de vie en conservant les qualités organoleptiques et nutritives des produits

À faible dose, l'irradiation sert à inhiber la germination (pommes de terre, oignons, ail, gingembre), à désinsectiser et déparasiter les céréales, les plantes légumineuses, les fruits frais et secs, les poissons et viandes, à ralentir le processus physiologique de décomposition des fruits et légumes frais.

À dose moyenne, l'ionisation par irradiation permet la prolongation de la conservation des poissons frais, des fraises, l'élimination des agents d'altération et des micro-organismes pathogènes sur les fruits de mer, les volailles et viandes (produits frais ou congelés), et l'amélioration technique des aliments, par exemple l'augmentation du rendement en jus du raisin ou la diminution de la durée de cuisson des légumes déshydratés.
À forte dose, l'ionisation permet la stérilisation industrielle des viandes, volailles et fruits de mer, des aliments prêts à l'emploi, des rations hospitalières, et la décontamination de certains additifs et ingrédients alimentaires comme les épices, les gommes, les préparations d'enzymes.

Ces techniques d'irradiation de produits de consommation peuvent être autorisées car, à l'issue de leur traitement, ces produits ne présentent aucune radioactivité artificielle ajoutée.
L'annexe 2 présente la liste des produits agroalimentaires dont le traitement par ionisation est autorisé en France.
La fiche GAENA N°27 détaille ces procédés d'irradiation.

Les techniques nucléaires apportent des contributions dans la **production agricole et la consommation**. Elles sont utiles pour mettre au point de nouvelles variétés de plantes par mutation qui répondent aux besoins des populations et présentent une résistance notamment à la salinité des sols et aux insectes ravageurs.
Des marqueurs isotopiques permettent aussi de suivre l'évolution des nutriments dans les écosystèmes agricoles, d'évaluer leur disponibilité dans le sol, de mesurer l'humidité …

Autre utilisation particulièrement bénéfique pour les populations : la lutte contre les mouches tsé-tsé, vectrices de la maladie du sommeil en Amérique centrale et au Panama. Les rayons gamma rendent infertiles les jeunes mouches mâles élevées en masse. Avec le temps, la population des mouches est pratiquement éliminée et l'utilisation de pesticides réduite. On peut également irradier des semences afin d'obtenir leur germination précoce ou d'en accroître la résistance aux maladies.

2.6. IRRADIATION PAR RAYONNEMENTS IONISANTS DANS LE DOMAINE DE LA SCIENCE

2.6.1. Préservation du patrimoine culturel

La désinsectisation curative des bois anciens et des papiers rongés par les insectes xylophages. Depuis longtemps déjà, les centres de restauration d'œuvres d'art, des restaurateurs et des musées utilisent cette prestation pour traiter des meubles, des portes et des fenêtres, des statues, des peintures, des icônes, des parquets, des objets ethnographiques, des archives, des herbiers, etc. C'est la gammagraphie qui a mis en évidence les consolidations de la statue en marbre exposée au musée du Louvre, Aphrodite. La momie de Ramsès II, infestée de larves et de champignons, a été sauvée par irradiation en 1977.

L'accélérateur Aglaé (Accélérateur Grand Louvre pour l'analyse élémentaire) installé au musée du Louvre détermine les compositions chimiques et isotopiques des matériaux. Ainsi l'analyse par PIXE (émission de rayons X) des yeux et du nombril de la statue de la déesse Ishtar a révélé qu'ils étaient faits d'un rubis provenant de Birmanie.

2.6.2. Restauration d'objets d'art

Des appareils portables permettent de réaliser des examens in situ d'œuvres non transportables. Ces procédés sont utilisés pour mieux connaître les œuvres et détecter les faux.
On pratique également (à dose beaucoup plus faible) des radiographies de statues à l'aide de rayons X et gamma. Les rayons gamma offrent l'avantage de voir à l'intérieur d'objets épais et absorbants et de savoir, par exemple, si une statue a fait l'objet de restaurations.

⬅ **Irradiation d'une momie,** du musée des beaux-arts de Grenoble en préalable de l'irradiation de la momie de Ramsès II
© ARC-Nucléart

2.6.3. Consolidation par irradiation et imprégnation de résines

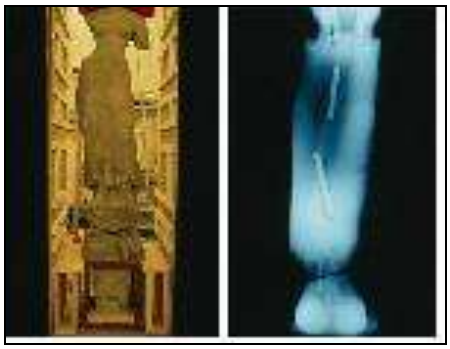
La consolidation par irradiation gamma donne de bons résultats pour des objets ayant longtemps séjournés sous l'eau qui supportent mal d'en sortir.
On a ainsi pu traiter un certain nombre d'objets récupérés autour de l'épave du Titanic ainsi qu'une épave romaine en bois découverte à Arles.

Ces techniques sont détaillées dans l'article N° 47 du GAENA.

⬅ **Irradiation de matériel ethnographique**
©Source Art-Nucléart

L'irradiation par les rayons gamma permet, non seulement la désinfection de des objets du patrimoine, mais leur consolidation.
Il est possible d'arrêter les causes de dégradation et de renforcer, par imprégnation, la structure des pièces les plus dégradées.

La polymérisation à cœur provoque la réticulation et le durcissement de la résine et consolide l'objet.
Il peut alors supporter des travaux de restauration que son état de fragilité interdirait et permet donc des sauvetages de statues et de meubles très altérés.



Radiographie gamma ➡
©Source ARC-Nucléart

2.6.4. Datation par le carbone 14

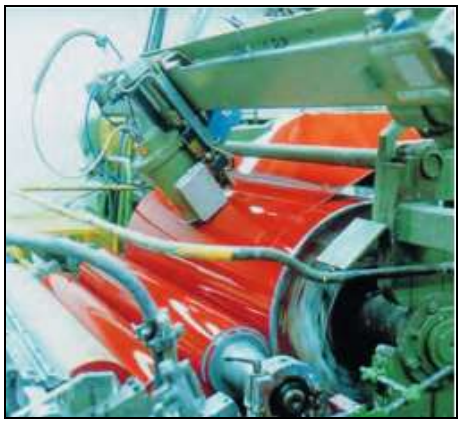
La datation par le carbone 14 est une méthode de datation radiométrique basée sur la mesure de l'activité radiologique du carbone 14 contenu dans de la matière organique dont on souhaite connaître l'âge absolu, à savoir le temps écoulé depuis la mort de ce support organique. Cette technique permet de témoigner de l'âge d'un vestige ancien. Le principe de la méthode est décrit dans l'article N° 17 du GAENA.

3. CONTRÔLE DE PARAMÈTRES PHYSIQUES PAR JAUGES RADIOMÉTRIQUES

Cette technologie recouvre des dispositifs de mesure d'empoussièrement de l'air, de grammage de papier, de niveau de liquides, de densité ou d'humidité de sols, de diagraphie….
Le principe de fonctionnement de ces appareils, encore appelés jauges radiométriques, est l'atténuation du signal émis : la différence entre le signal émis et le signal reçu permet d'évaluer la grandeur recherchée.

Ces jauges radiométriques sont utilisées à des fins de :

- **Mesure d'empoussièrement de l'atmosphère** : l'air est filtré en permanence sur un ruban défilant à vitesse contrôlée, interposé entre la source et le détecteur. L'intensité du rayonnement reçu par le détecteur est fonction du taux d'empoussièrement du filtre, ce qui permet de déterminer ce taux
- **Mesure de niveau d'un liquide**. L'atténuation du signal détecté permet de connaître le niveau de remplissage du récipient et de déclencher automatiquement certaines opérations (arrêt/poursuite du remplissage, alarme, etc.)
- **Mesure de grammage de papier** : un faisceau de rayonnement bêta traverse le papier et est reçu sur un détecteur situé en vis-à-vis. L'atténuation du signal sur ce détecteur permet de connaître la densité du papier et donc le grammage
- **Mesure d'épaisseur** de matériaux comme le papier, le tissu, le plastique, ou des tôles, des plaques métalliques selon un principe similaire et à l'aide de jauges à radioéléments
- **Mesure de densité** et de pesage, toujours selon un principe similaire



Mesure de grammage par rétrodiffusion ©
Source UARGA

- **Mesure de densité et d'humidité des sols** ou gamma-densimétrie, employés en particulier dans l'agriculture – mesure de la densité du blé dans les trémies de moissonneuse batteuse ou les silos à garis – et les travaux publics
  Ces techniques combinent le plus souvent des sources gamma et neutroniques
- **Diagraphie** permettant d'étudier les propriétés géologiques des sous-sols sols par introduction d'une sonde de mesure comportant une source de ^{60}Co, de ^{137}Cs, d'Am-Be ou de ^{252}Cf
- **Détection des molécules et leur dosage** par analyse dans les chromatographes en phase gazeuse, par utilisation de sources de nickel 63 ou de tritium pour des produits comme les pesticides, les explosifs ou les drogues

Jauge de mesure de densité en position sur des canalisations
Source AIEA ➔

4. RADIOGRAPHIE INDUSTRIELLE – GAMMAGRAPHIE ET GÉNÉRATEURS DE RAYONS X

La radiographie industrielle est une méthode de contrôle non destructif par émission de rayonnements gamma ou X. Elle vise à détecter les éventuels défauts des pièces industrielles et ouvrages, en particulier des cordons de soudure, lors de leur fabrication ou lors d'opération de maintenance. Elle est employée dans des secteurs industriels variés : chaudronnerie, pétrochimie, aéronautique, installations nucléaires, ouvrages d'art, travaux publics, constructions navales, armement…

Appareil de gammagraphie
©Source Cegelec

Ces examens radiographiques consistent, comme en médecine, à enregistrer l'image de la perturbation d'un faisceau de rayonnements X (ou gamma) provoquée par l'objet à contrôler.
Ils permettent sans détruire le matériau de repérer les défauts. Les rayonnements X servent aussi à visualiser les objets contenus à l'intérieur des bagages dans les aéroports.

Cette technique utilise en général des sources d'iridium 192 et de cobalt 60, dont l'activité ne dépasse pas une vingtaine de térabecquerels. Le gammagraphe est le plus souvent un appareil mobile pouvant être déplacé d'un chantier à l'autre et ne nécessitant aucune source d'alimentation électrique.

On donne ci-après quelques applications particulières de la radiographie industrielle.

- **Dispositifs d'inspection interne de canalisation par radiographie, « Crawlers »**

Ces dispositifs servent à radiographier les soudures sur des canalisations fermées de grande longueur lorsque la source doit être exposée à un endroit précis par rapport à la soudure. Des batteries leur fournissent l'énergie nécessaire pour se déplacer à l'intérieur des canalisations.
Un film radiographique placé autour du cordon de soudure à l'extérieur de la canalisation est impressionné par les rayons gamma émis par la source qui traversent la paroi. L'image ainsi obtenue fait apparaître les différences de densité de la partie radiographiée.
Ces dispositifs sont utilisés dans des situations où il est nécessaire de contrôler la qualité de canalisations qui viennent d'être construites ou de surveiller la détérioration de canalisations anciennes (industries de transformation, pétrochimie, réseaux de distribution du gaz.

Gamma crawlers
©Source JME-Advanced Inspection Systems

- **La radiographie industrielle appliquée à des ouvrages bétonnés**

Examen d'une structure de pont par radiographie gamma © Source Intercontrôle

L'application de la radiographie industrielle dans le domaine du génie civil concerne toutes les structures en béton, béton armé, béton précontraint, pierre, mortier, métal sur lesquelles la technique est applicable.
Elle n'est limitée que par les possibilités de la physique : pouvoir pénétrant du rayonnement en fonction de sa nature et du matériau traversé d'une part, activité et débit d'exposition de l'émetteur d'autre part et les conditions de radioprotection sur les sites où elle est appliquée.

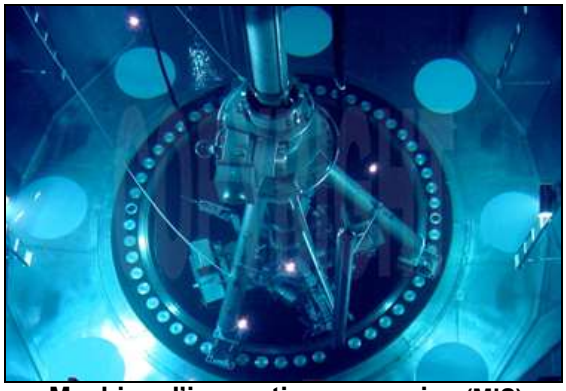
Cette technique permet d'observer selon le cas : l'existence de cavités dans le matériau, la présence de coulis de ciment ou des craquelures, la position des câbles de précontrainte et des aciers passifs et leur diamètre, l'adhérence du béton sur les conduits, les reprises de bétonnage, hétérogénéités et fissures dans le béton, les discontinuités de matière au droit des joints de construction.

- **Machines d'inspection en service de cuves**

La MIS (machine d'inspection en service) est un robot de haute technologie qui permet de vérifier l'état de la cuve d'un réacteur nucléaire lors des visites décennales.

Cette machine permet de contrôler l'étanchéité de la cuve d'un réacteur nucléaire, vérifier son état de revêtement, l'état des soudures et des tubulures d'arrivée et de sortie de l'eau ainsi que la d'éventuels défauts dans le volume de la cuve.

Elle est utilisée dans la cadre des visites décennales pour inspecter l'état de la cuve, quand le réacteur est à l'arrêt. Mais la MIS est également utilisée lors de la visite initiale, juste avant le mise en service d'un réacteur, mais également au cours de la première visite complète qui a lieu au plus tard 30 mois suite à la mise en service.



Machine d'inspection en service (MIS)
©Source Intercontrôle

Lors des contrôles, le robot est plongé dans la cuve. Il est piloté à partir d'un poste de contrôle situé au pied du bâtiment réacteur. Ce poste contient des appareils qui analysent les données collectées par la MIS. Les trois techniques appliquées par la MIS sont les contrôles par ultrasons, les contrôles par radiographie gamma et l'examen télévisuel.

- **Portique de contrôle de marchandises**

Ce procédé industriel est identique à la gammagraphie, mais adapté à des volumes plus grands et mobiles. Il permet notamment de vérifier sans les ouvrir le contenu des camions de marchandises, des conteneurs et des wagons.

5. AUTRES APPLICATIONS INDUSTRIELLES DES RAYONNEMENT IONISANTS

5.1. FLUORESCENCE X

- **La détection par appareil à florescence X**

Appareil portatif d'analyse par fluorescence X
© Source AIEA

L'analyse par fluorescence X est un exemple de méthode d'analyse élémentaire des matériaux. Si l'on dirige des faisceaux de rayonnement gamma ayant une énergie spécifique sur un alliage métallique, ceux-ci interagissent de différentes manières avec les différents éléments constitutifs de cet alliage et un rayonnement secondaire caractéristique (photon X) est émis ; d'où le nom de fluorescence X.
L'analyse du spectre du rayonnement réfléchi permet d'identifier les éléments constitutifs et de déterminer leurs proportions relatives. Cette technique trouve son utilisation en particulier dans la détection du plomb dans les peintures et dans la recherche de métaux. Elle permet d'identifier des constituants du matériau examiné.

Les appareils portatifs utilisent des sources de cadmium 109 (période 464 jours) ou de cobalt 57 (période 270 jours). L'activité de ces sources est d'environ 400 MBq.

5.2. ÉTALONNAGE D'APPAREILS DE RADIOPROTECTION (MÉTROLOGIE)

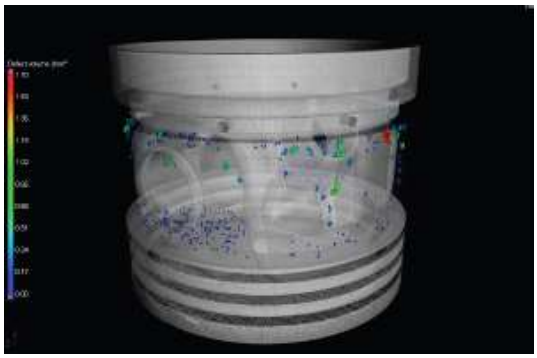
Les appareils de radioprotection doivent être étalonnés périodiquement de façon à connaitre précisément leurs réponses par rapport aux champs de rayonnements auxquels ils sont soumis, pour donner une réponse en équivalent de dose (micro-Sievert, milli-Sievert,….).

Ces étalonnages se font selon des procédures bien précises qui tiennent compte du type de rayonnement (gamma, neutrons) et de leur énergie en particules.

5.3. IMAGERIE RADIOGRAPHIQUE – TOMOGRAPHIE (également appelé scanner dans le langage courant)

5.3.1. Tomographie par rayons X

La tomographie par absorption de rayons X est une technique non destructive qui permet la reconstitution d'images « en coupe » d'un objet à 3 dimensions.
Son principe repose sur l'analyse multidirectionnelle de l'interaction d'un faisceau de rayons X avec la matière, par enregistrement par des détecteurs du rayonnement transmis après traversée d'un objet. Les données acquises lors de la prise de mesure sont collectées suivant des orientations multiples dont le nombre et le pas sont fonction du type d'appareil et de la finesse de résolution.



Caractérisation de porosité dans une pièce de fonderie par tomographie à rayons X
© *Source CETIM*

A l'aide de ces données, une image numérique est calculée et reconstruite mathématiquement en niveaux de couleur dont chaque traduit point par point le coefficient d'atténuation local du faisceau incident. Celui-ci, après calibration et étalonnage, peut être traduit en échelle de densité.

La tomographie à rayons X permet d'accéder au cœur de la matière pour en apprécier les variations d'absorption radiologiques et les différences de composition.
La tomographie à rayons X trouve son application dans divers domaines tels que la médecine, les géosciences et la prospection minière, la physique des matériaux, le contrôle de bagages dans les aéroports….

5.3.2. Gamma tomographie

Son principe est celui de la tomographie par transmission. Elle est souvent dénommée tomographie active. La source est une source de cobalt 60 colimatée émettant un faisceau plat en éventail. L'énergie associée de 1 MeV permet de traverser jusqu'à 600 mm de béton. Cette technique est utilisée pour le contrôle de fût de déchets radioactifs enrobées dans de la résine polymère, béton ou bitume.

5.3.2. Tomographie par neutrons ou neutronographie

Il s'agit d'un procédé de radiographie à l'aide d'un flux de neutron au lieu de rayons X.
Cette méthode permet de visualiser des éléments qui ne sont pas visibles sur une radiographie X comme les éléments organiques qui interagissent fortement avec les neutrons. D'autres matières comme le plomb ou l'acier interagissent peu quant à eux et sont transparents aux neutrons, alors qu'ils arrêtent les rayons X.

Cette méthode a de nombreuses applications telles que la visualisation de composés organiques contenant des atomes d'hydrogène, le contrôle de niveau d'huile, d'isolants, de joints de colle dans les matériaux composites et des revêtements de surface.

Elle permet de voir l'arrangement et la continuité d'une poudre explosive à travers une paroi en acier. Loin d'être concurrents, la radiographie X et la neutronographie sont complémentaires.

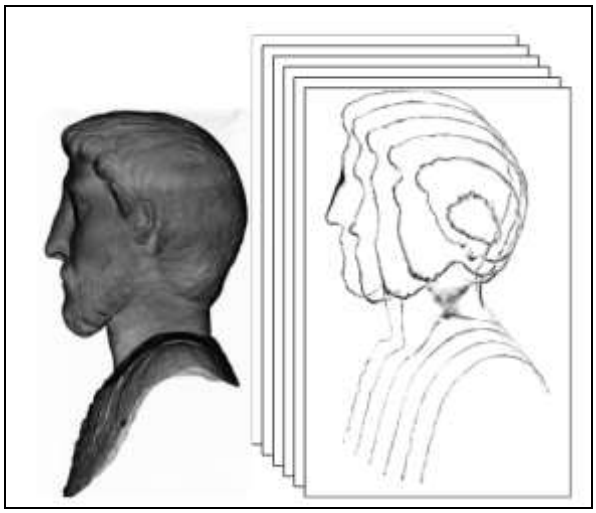


Image par topographie neutronique du buste en or de l'empereur Marc AURELLE, du Musée Romain d'Avenches (Suisse) ©*Source CETIM*

5.4. APPLICATIONS EN VOIE DE DISPARITION, NON JUSTIFIÉES OU INTERDITES

Plusieurs activités tendent à disparaître, du fait notamment de l'évolution des techniques. C'est le cas :

- de la production d'électricité au moyen de générateurs thermoélectriques radio-isotopiques
- des détecteurs de fumée
- des panneaux autolumineux
- des lunettes de visée pour armes à feu
- de l'élimination de l'électricité statique
- des paratonnerres.

Cas des détecteurs de fumée contenant une source d'américium

Dans les années quatre-vingt, la seule technologie efficace de détection de fumées économiquement acceptable pour répondre aux importants volumes de détecteurs à implanter dans les lieux publics reposait sur l'utilisation de sources scellées d'américium 241 qui présentait l'intérêt d'émettre une faible énergie en rayonnement gamma et un rayonnement alpha limité à la chambre d'analyse du détecteur. Les produits ainsi fabriqués ont toujours été reconnus comme efficaces et sans danger dans les conditions normales d'utilisation.

À partir de 2002, la nouvelle réglementation interdisant toute addition de radionucléides artificiels ou naturel, sauf si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure, les fabricants se sont orientés vers de nouvelles technologies de détection sans source radioactive, avec des performances similaires et à des coûts comparables ; il s'agit de la détection optique.

Compte tenu du très grand nombre de détecteurs de fumée (versus source radioactive) installés, un plan de retrait progressif a été établi en accord avec l'ASN. Il prévoit le remplacement complet du parc actuel de ces détecteurs à l'échéance de 2017.

Détecteur de fumée à source d'américium ➡

6. PRODUCTION DE RAYONNEMENTS ET RECHERCHE

Il existe une grande variété d'installation de recherche produisent des rayonnements ionisants, avec des finalités différentes. La plupart de ces grands instruments utilisent les sources de rayonnements à des fins d'études sur les matériaux, des irradiations technologiques, de la recherche fondamentale….

Citons les principaux :

- **Les accélérateurs de particules**

Les accélérateurs ont des applications aussi variées que la physique nucléaire pour la recherche fondamentale sur les particules élémentaires des hautes énergies, le domaine médical, pour le traitement des cancers par radiothérapie et le domaine militaire, en particulier pour la simulation des armes nucléaires.

Cas du GANIL (Grand accélérateur national d'ions lourds) : GANIL produit des faisceaux d'ions très énergétiques qui permettent l'exploration en physique des matériaux et en radiobiologie. Les faisceaux d'ions du GANIL sont accélérés au moyen de 3 cyclotrons en cascade.
Ils couvrent ainsi une gamme d'énergie assez large, permettant de sonder la matière à différentes échelles : de la surface à l'intérieur des matériaux à basse et moyenne énergie jusqu'au contenu du noyau atomique pour les énergies les plus grandes.

Plate forme AIFIRA (Applications interdisciplinaires des faisceaux d'ions en Région Aquitaine) au Centre d'Etudes Nucléaires de Bordeaux Gradignan (CENBG).
Cet accélérateur permet la mise en œuvre diverses techniques d'analyse par faisceaux d'ions.

Ces techniques sont utilisées pour des études liées au cycle électronucléaire, pour l'analyse de matériaux, d'objets du patrimoine ou encore pour cartographier et quantifier la distribution des éléments chimiques dans les cellules ou les tissus biologiques.

AIFIRA dispose d'un accélérateur de dernière génération (Singletron HVEE) capable de délivrer des faisceaux continus d'ions légers d'hydrogène (H+), de deutérium (D+) et d'hélium (He+).

Accélérateur AIFIRA - Vue de la salle machine
© CENBG

- **Les synchrotrons**

Le terme **synchrotron** désigne un grand instrument électromagnétique destiné à l'accélération à haute énergie de particules élémentaires. Deux types d'appareils existent en France : l'ESRF (European Synchotron Radiation Facility) à Grenoble et le synchrotron SOLEIL à Lure, Gif-sur-Yvette.
Leurs domaines d'action vont de la recherche fondamentale (physique, chimie, sciences des matériaux et du vivant) où ils offrent l'utilisation de méthodes spectroscopiques de l'infra rouge au rayons X, et de méthodes en diffraction et diffusion, à la recherche appliquée dans des domaines divers : médical, archéologie, nucléaire, chimie, environnement, micromécanique, microélectronique, nanotechnologie....
La fiche GAENA N° 24 détaille les missions du synchroton SOLEIL.

- **Les réacteurs de recherche**

Au CEA il existe plusieurs familles de réacteurs expérimentaux destinés à étudier et à qualifier le comportement sous irradiation des matériaux, encore appelés « réacteurs d'irradiation technologique ».

Ils sont au nombre de trois :

- le réacteur ORPHÉE, qui est destiné à la réalisation d'applications orientées vers l'industrie et la médecine. Ce réacteur émet un faisceau de neutrons de forte énergie permettant d'assurer des contrôles non destructifs par neutronographie. Grace à la technique de diffusion et de diffraction des neutrons, ORPHÉE constitue un outil d'exploration de la matière de premier ordre
- le réacteur OSIRIS, qui sera remplacé à l'horizon 2020 par le réacteur RJH, est destiné à la production de radioéléments à usage médical et industriel ainsi que le dopage de silicium. Outre cette production d'isotopes, ils sont également dédiés à l'irradiation de matériaux divers et des analyses d'échantillons par activation
- le RES (Réacteur d'essais), dont la mission est de qualifier des concepts technologiques innovants et d'offrir des capacités d'irradiation technologiques.

- **L'installation AIRIX (Accélérateur à Induction de Radiographie pour l'imagerie X)**

AIRIX est une machine à rayons X, permettant de valider les modèles relatifs à la phase dite mécanique (non nucléaire) de mise en condition par explosif chimique (phénomènes pyrotechniques + hydrodynamiques).
Pour cela AIRIX génère des rayons X extrêmement pénétrants (50.000 fois l'énergie d'une radio pulmonaire) qui permettent d'obtenir des radiographies d'une grande finesse spatiale et temporelle de la matière en cours de compression. Le résultat est analogue à celui d'une radiographie médicale.

Cette installation est particulièrement adaptée à la tomographie dynamique des rayons X.
En effet, grâce à des temps d'acquisition extrêmement courts, compatibles avec les vitesses de certains phénomènes physiques (vitesses comprises entre 2000 à 3000 m/s), cette technique peut conduire à des mesures dynamiques permettant de suivre l'évolution d'un matériau soumis à des contraintes. Pour plus de détails, voir la fiche GAENA N° 17.

7. DÉTECTION DE MATIÈRES ILLICITES

7.1. TECHNIQUES TRADITIONNELLES

Les techniques traditionnelles sont basée sur des générateurs électriques de rayons X.
Ce procédé industriel est identique à la gammagraphie, mais adapté à des volumes plus grands et mobiles. Il permet notamment de vérifier sans les ouvrir le contenu exact des camions, conteneurs et des wagons.
Elles sont également très répandues dans le contrôle de bagages dans les aéroports.

Cas particulier des scanners à rayons X pour les contrôles de sécurité

Cette finalité d'utilisation est donnée à titre indicatif puisque l'utilisation de scanners à rayons X sur les personnes pour des contrôles de sécurité est interdite en France (en application de la l'article I.1333-1 du code la Santé publique).

Les expérimentations menées en France sont fondées sur des technologies d'imageries non ionisantes (ondes millimétriques).

Contrôle de chargement par scanner à rayons X ➡

7.2. TECHNIQUES AVANCÉES

Depuis une dizaine d'années, les techniques non intrusives, basées sur des rayonnements gamma ou neutroniques très pénétrants, largement utilisées pour le contrôle de procédé, la caractérisation des déchets radioactifs et le contrôle des matières nucléaires ont été adaptées à la détection des menaces dites « NRBC-E » (nucléaires, radiologiques, bactériologiques, chimiques – explosifs).

Les mesures actives, basées sur une source de rayonnement interrogateur, sont moins répandues mais plus sensibles. La plus utilisée, l'imagerie photonique, γ ou X, n'est pas une mesure directe des menaces mais elle permet d'identifier rapidement, en contrôle de premier niveau, la présence d'éléments suspects dans les objets inspectés : bagages, conteneurs de transport aériens ou maritimes.

L'interrogation neutronique peut apporter, en analyse de deuxième niveau car elle nécessite un temps de mesure de quelques minutes, une détection des menaces N, C et E. Parmi les différentes techniques d'interrogation neutronique, celle dite de la « particule associée »[2] permet de focaliser spatialement l'inspection sur une zone suspecte repérée par imagerie photonique, ce qui la rend plus sensible.

[2] *La technique de la particule associée est une méthode d'interrogation avec des neutrons rapides de 14 MeV permettant une caractérisation élémentaire de matériaux potentiellement massifs et offrant une information sur la localisation spatiale des éléments interrogés. Cela en fait une technique complémentaire de second niveau, suite à l'imagerie X utilisée couramment comme contrôle de premier niveau pour la détection des menaces terroristes dans les bagages et conteneurs de transport.*

8. MODALITÉS DE CONTRÔLE DES SOURCES EN FRANCE

En France, c'est l'ASN qui est responsable du contrôle des sources radioactives et des installations produisant des rayonnements ionisants. L'utilisation des sources radioactives est soumise à un régime d'autorisations. Ce régime s'applique indistinctement aux entreprises ou établissements qui détiennent des radionucléides, mais aussi à ceux qui font le commerce ou les utilisent sans les détenir directement.

L'ASN est chargée de délivrer ces autorisations ; cela concerne pour ces domaines :

- l'importation, la distribution de radionucléides et de dispositifs en contenant
- la fabrication, la détention et l'utilisation de radionucléides, de produits ou dispositifs en contenant, d'appareils émettant des rayonnements ionisants, l'emploi d'accélérateurs et l'irradiation de produits de quelque nature que ce soit, y compris de denrées alimentaires
- les irradiateurs faisant appel à des sources radioactives

À noter que l'irradiation de produits sanguins, réalisées avec des générateurs de rayons X est également soumise depuis 2015 au régime de déclaration.

9. RÉFÉRENCES

[1] Normes Fondamentales Internationales de Protection contre les Rayonnements Ionisants et de Sûreté des Sources de Rayonnements. Collection Sécurité N° 115. AIEA.1997.
[2] Orientations techniques – Manuel de référence – Collection sécurité nucléaire de l'AIEA Nº 5 – Identification des sources et des dispositifs radioactifs. 2009.
[3] Technique de l'Ingénieur – Détection neutronique de matériels illicites avec la technique de la particule associée. Bernard PERROT, Guillaume SANNIE. Février 2015.
[4] Techniques de l'ingénieur – Tomographie à rayons X. Jean-Louis GERSTENMAYER, Christian THIERY, 2013. Décembre 2013.
[5] Revue Contrôle N° 173, de l'ASN : « L'utilisation de sources radioactives dans l'industrie et la recherche », décembre 2006.
[6] Bilan 2014 de la sûreté et la radioprotection de l'ASN.
[7] Sites internet des sociétés IONISOS, INTERCONTROLE, CEGELEC, CETIM, ARC Nucléart …..
[8] Sites internet du CEA, de la SFEN, de l'UARGA, de l'ASN, de l'IRSN, de l'ESRF, du CENBG
[9] Site Wikipédia, Site « Laradioactivité.com »

Annexe 1 : Répartition des sources radioactives scellées par type d'utilisation

Utilisations	Nombre de sources
Gammagraphie	140
Mesure de densité et pesage	289
Mesure d'épaisseur	156
Mesure d'empoussièrement	70
Mesure d'épaisseur des couches minces	20
Détermination de grammage	204
Mesure de niveau	289
Mesure d'humidité et de densité	269
Diagraphie	13
Elimination d'électricité statique	21
Détecteur de fumée	2
Mise en œuvre de sources de neutrons	38
Analyse	80
Etalonnage	806
Enseignement	133
Recherche	19
Chromatographie	450
Détecteurs à capture d'électrons	56
Analyse par fluorescence X	1848

Annexe 2 : Liste des produits agroalimentaires autorisés en France Secs – Frais – Congelés

Produits	Objectif	Dose maximale autorisée (kGy)	Date
Aliments pour animaux de laboratoires	Stérilisation	25 - 40	17/10/75
Epices et aromates	Débactérisation	11	01/09/82
Aux, Oignons et échalotes	Anti-germination	0,15	21/06/84
Viande et volaille	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes	5	06/02/85
Légumes déshydratés	Débactérisation	10	17/05/85
Gomme et arabiques	Débactérisation	9	17/05/85
Flocons et germes de céréales	Débactérisation	10	17/05/85
Emballages « Bag in box »	Aseptiser	10	12/08/86
Emballages « Bag in box »	Débactérisation	25	12/08/86
Sang plasma cruor déshydraté	Débactérisation	10	19/11/86
Légumes et fruits secs	Désinctisation	1	06/01/88
Cuisse de grenouilles congelées	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	4	03/05/88
Farine de riz	Débactérisation	5	04/11/88
Fraises	Prolongation de la conservation	3	29/12/88
Herbes aromatiques surgelées	Débactérisation	10	15/05/88
Viande de volaille hachée broyée ou morcelée	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	5	27/08/90
Blanc d'œuf liquide déshydraté ou congelé	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	4	01/10/90
Crevettes décortiquées ou étêtées congelées	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	5	02/10/90
Caséine et caséinate	Débactérisation	6	17/07/91
Fruits secs (abricots, figues, raisins, dattes)	Débactérisation	6	17/07/91
Colostrum bovin congelé	Débactérisation	10	09/01/92
Camembert au lait cru	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	2,25 - 3,5	23/02/93
Abats de volailles frais	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	1 ,5 - 3	30/05/97
Abats de volaille congelés	Décontamination (élimination des bactéries pathogènes)	1 ,5 - 4	30/05/97

Publication - Copyright© : libre, sous réserve de mentionner l'origine ARCEA/GAENA

GAENA
(ex GASN)

Fiche N°56 Ind. 1 du 20 avril 2017

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LES GAZ ET PÉTROLE DE SCHISTE

1. LE SCHISTE

Le schiste est issu de dépôts de fines particules de boue, principalement composées de minéraux argileux. Il existe deux types de schiste, le schiste argileux sédimentaire constitué d'une roche formée d'argile ayant sédimenté dans l'eau (voir figure 1) et le schiste métamorphique provenant d'une argile qui, sous l'action de la pression et de la température, présente un feuilletage régulier en plans parallèles. L'ardoise est un schiste métamorphique à grain fin.

Les schistes argileux sont les seuls qui peuvent contenir des gaz combustibles. C'est la nature argileuse qui retient le gaz et c'est sa nature schisteuse, fracturée qui en permet l'exploitation.

Figure 1 : Coupe d'un schiste argileux

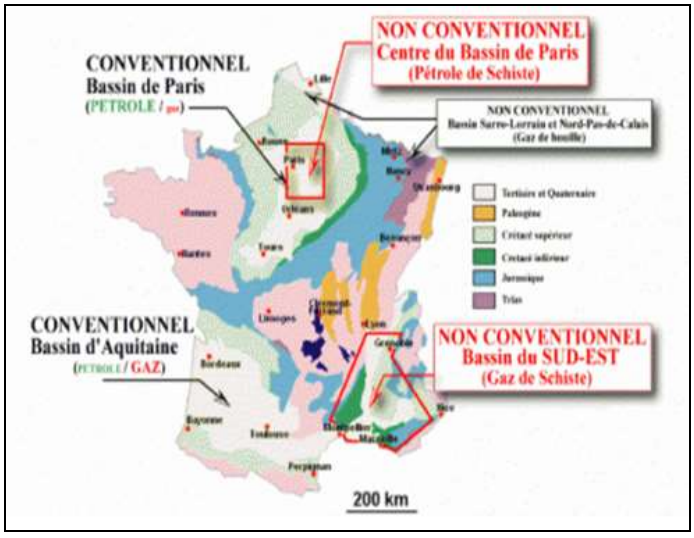
2. FORMATION DES HYDROCARBURES DE SCHISTE

Tous les hydrocarbures, pétrole, gaz naturel, gaz et pétrole de schistes se sont formés il y a des millions d'années, à partir de dépôts organiques qui se sont retrouvés à l'abri de l'oxygène soit par une couverture de sédiment, ce qui est particulièrement le cas dans les zones marécageuses, soit par la montée du niveau des eaux. Au fil des temps géologiques, ces sédiments, qui se sont enfoncés progressivement dans le sol, ont constitué la roche mère riche en matières organiques.

Ces matières organiques se sont alors transformées en hydrocarbure sous l'effet combiné de la température et de la pression. Une certaine quantité de ces produits peut alors être expulsée vers la surface et se retrouver piégée par des couches imperméables pour constituer les réserves de pétrole ou de gaz dit conventionnels. Mais la majeure partie reste piégée dans la roche mère et constitue le *gaz ou le pétrole de schiste*, ce qui explique la grande profondeur de ce type de ressource qui se situe en moyenne entre 2.000 et 4.000 m de profondeur.

3. LES RÉSERVES EN FRANCE

La France possède dans ses sous-sols un fort potentiel de gaz et de pétrole de schiste techniquement récupérable[1] qui représente 5.100 milliards de m3. Mais ceci n'est qu'une estimation car depuis le 13 juillet 2011 les forages exploratoires par la technique de la fracturation hydraulique sont interdits.



Les deux régions les mieux connues sont le Bassin parisien, où près de 2000 forages ont été réalisés dans le cadre de la prospection pétrolière, et le bassin du Sud Est de la France, moins bien connu, mais avec un potentiel de gaz de 3.900 milliards de m^3.

Remarque : Bien que les permis de recherche du Gaz ou Pétrole de schiste par fracturation hydraulique soient interdits, des permis de recherche d'hydrocarbures liquides et gazeux ont récemment été octroyés dans des régions potentiellement prometteuses. Les industriels attendent une évolution de la législation ou la mise au point de nouvelles techniques de fracturation.

Figure 2 : Répartition des sites potentiellement productifs

[1] *Estimation de l'EIA (Agence Internationale de l'Energie)*

4. EXPLOITATION DES GAZ ET PÉTROLE DE SCHISTE

4.1. TECHNIQUE DE FORAGE

La technique de forage est la même que pour les hydrocarbures conventionnels. Mais le forage vertical est peu efficace pour récupérer le gaz de schiste car il draine le gaz sur un volume en général trop faible.
Quand le forage vertical a atteint la zone de schiste riche en gaz, le trépan est alors orienté horizontalement de façon à progresser dans l'épaisseur du schiste ; cette progression peut aller jusqu'à 2 km du puits vertical.

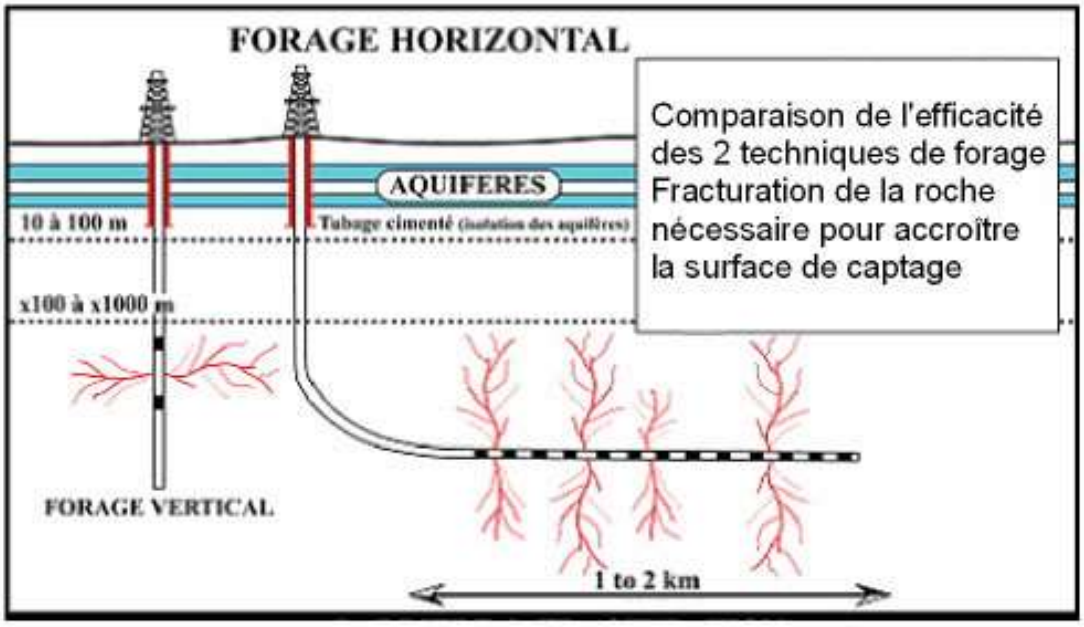


Figure 3 : Principe du forage horizontal

4.2. TUBAGE

Le tubage d'un forage pétrolier est constitué de plusieurs couches concentriques, colonnes de béton et tubes d'acier, qui constituent autant de barrières d'étanchéité et assurent le guidage du forage comme le montre la figure 4.

- La cimentation consiste à injecter, entre la paroi rocheuse et le tube, du ciment sous pression
- Le coffrage conducteur a pour but de stabiliser la surface du sol en s'appuyant sur le socle rocheux
- Le tubage de surface a principalement pour but d'éviter la pollution des nappes phréatiques en cas de fuite du tubage de production

Suivant la nature du terrain la longueur peut varier 100 et 1.000 m.
Le tubage intermédiaire sert à éviter la dispersion des fluides de forage qui pourrait polluer d'autres ressources.
Le tubage de production va récolter le produit recherché.

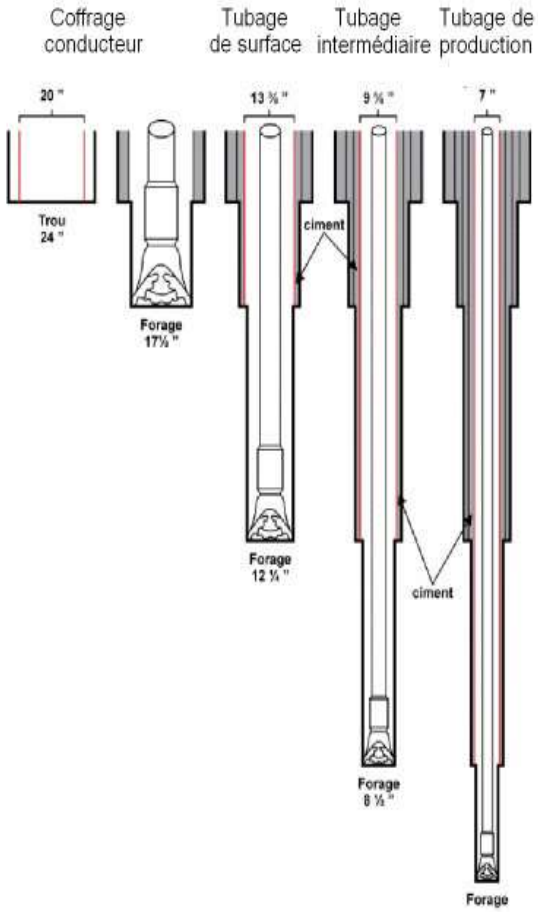


Figure 4 : Technique du tubage

4.3. FORAGE EN GRAPPE (Cluster ou PAD)

Le drainage du gaz se produit sur des volumes relativement restreints autour du tube de production ce qui nécessite des puits relativement proches les uns des autres.
Afin de réduire l'empreinte au sol, une technique de forage en grappe a été développée qui permet à partir d'un forage central de développer jusqu'à 10 forages horizontaux, ce qui assure le drainage sur une surface de l'ordre de 8 km^2 comme le montre la figure 5 ci-contre.

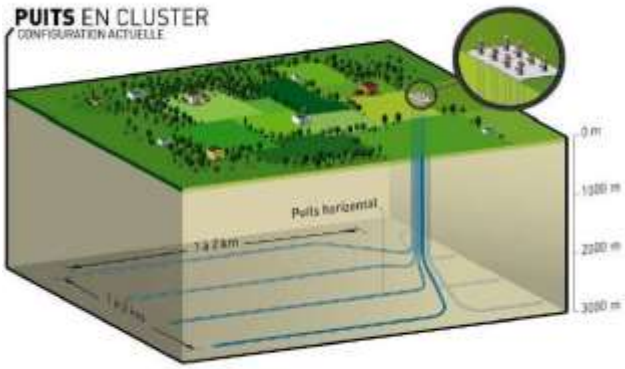


Figure 5 : Principe de forage

Source Total et IFPEN

4.4. LA FRACTURATION HYDRAULIQUE

La fracturation hydraulique permet d'augmenter la perméabilité de la roche en élargissant les fissures ou en en créant d'autres. C'est une méthode bien connue et largement employée par l'industrie pétrolière et gazière conventionnelle pour améliorer l'exploitation des réservoirs de faible perméabilité.
Elle est également employée pour les forages géothermiques.

Lorsque l'on a atteint la roche mère, la technique consiste dans un premier temps à pré facturer la roche à l'aide de petits explosifs, puis à injecter de l'eau sous pression (600 bars) contenant des adjuvants chimiques (bactéricides, anti-corrosifs, acides) pour lisser les parois des roches et fluidifier la circulation du gaz.
Cette eau contiendra également du sable pour maintenir écartées les fissures du schiste. L'eau est ensuite pompée pour permettre la remontée du gaz.

4.5. AUTRES TECHNIQUES D'EXPLOITATION

4.5.1. Fracturation par arc électrique
Cette méthode consiste à générer une onde de pression par un arc électrique entre deux électrodes placées dans un tuyau rempli d'eau. Elle provoque des fissures denses mais peu étendues.

4.5.2. Fracturation par procédé thermique
Cette méthode consiste à chauffer la roche (vapeur ou arc électrique) ce qui conduit à la déshydrater. S'ensuit ce qui conduit à une rétractation de la roche et donc une fissuration.

4.5.3. Fracturation pneumatique
Cette méthode consiste à injecter de l'air sous pression et à créer des ondes de choc. L'air peut-être remplacé par de l'hélium.

4.5.4. Fracturation par arc électrique
Plusieurs fluides ont été testés, GPL, mousse d'azote ou de dioxyde de carbone, azote ou dioxyde de carbone liquéfiés. Mais la technique la plus avancée repose sur l'utilisation de propane gélifié, ce qui permet d'y adjoindre du sable.

Cette technique est plus onéreuse que la fracturation hydraulique, mais a tendance à se développer (30 % des forages au Canada).

5. CAPACITÉ DE PRODUCTION D'UN PUITS

Ce qui différencie le gaz de schiste du gaz conventionnel, c'est essentiellement son régime de production. Pour les gaz de schiste, la production immédiate est importante mais va décroitre assez rapidement ce qui oblige de nouveaux forages si l'on veut maintenir le niveau de production.

La courbe ci-dessous montre qu'au bout de 2 ans la production a baissé de près de 80 %.

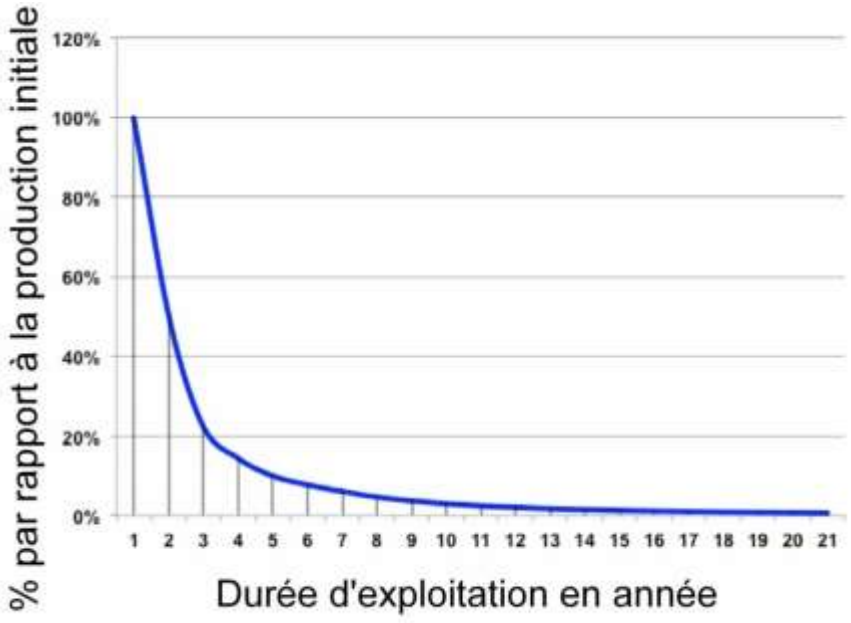


Figure 6 : Evolution de la production d'un puits

6. LES GAZ DE SCHISTE ET L'ENVIRONNEMENT

Les problèmes d'environnement liés à la production des gaz de schiste sont essentiellement liés au mode d'exploitation actuel : la fracturation hydraulique. Cette méthode nécessite une grande quantité d'eau contenant des adjuvants chimiques.

6.1. POLLUTION DE L'AIR ET CONTAMINATION DES NAPPES PHRÉATIQUES

Les adjuvants utilisés ont pour rôle d'éviter la prolifération des bactéries qui pourrait obstruer les fissures et la corrosion du tubage. Ils servent également à fluidifier la circulation du gaz. La fracturation nécessite plusieurs milliers de mètres cubes dont une partie reste au fond du forage. L'eau remontée doit être traitée avant d'être réutilisée car elle contient des sels résultant de l'action des acides sur la roche.

Les produits chimiques utilisés sont essentiellement du benzène, éthylbenzène, toluène, xylène, naphtalène, hydrocarbures polycycliques aromatiques, méthanol, formaldéhyde, éthylène glycol, glycol éthers ainsi que de l'acide chlorhydrique et de la soude caustique.

20 à 40 % de l'eau reste au fond et, bien que très loin des nappes phréatiques, certains craignent la migration de ces produits vers les nappes d'eau supérieures.

A l'origine, des forages de mauvaise qualité ont entrainé des fuites importantes de gaz qui se mélangeaient à l'eau des nappes phréatiques et dégageaient du méthane[2] dans l'atmosphère. Les forages actuels permettent de limiter ces risques.

6.2. RISQUES DE SÉISME

Il est incontestable que la fissuration d'un massif rocheux va entrainer une modification de sa structure et peut éventuellement provoquer de petits séismes. Mais, compte tenu de la dimension des fissures, la magnitude du phénomène est de l'ordre de 1,5 à 3,6 sur l'échelle de Richter donc relativement insensible.

De plus, ces phénomènes se produisent à très grandes profondeurs et ne parviennent à la surface que très atténués. Cependant une grande densité de forages sur une zone restreinte peut aggraver le phénomène[3].

[2] Puissant gaz à effet de serre

[3] Séisme de Blackpool (Royaume Uni) magnitude 2.3. Séisme de Bâle (Suisse) magnitude 3.6 forage géothermique

6.3. EMPREINTE AU SOL DES INSTALLATIONS

Comme toute installation industrielle, l'exploitation va entrainer des nuisances liées à l'activité que l'on peut décomposer en trois phases : la préparation et le forage, le temps de production, et le démantèlement. Le volume de drainage du gaz étant relativement faible, l'exploitation va conduire à un mitage du territoire, ce qui n'est pas toujours compatible avec des zones relativement urbanisées.

Phase de réparation et de forage : c'est cette phase qui entrainera le plus de nuisances liées à la circulation des camions, aux installations de forage et de traitement des eaux. Elle durera de quatre à cinq semaines.

Phase d'exploitation : cette phase est beaucoup moins contraignante car il ne restera que la tête de puits et la station de traitement du gaz ainsi que le va et vient des camions qui évacueront le gaz. La technique du forage en grappe limite l'impact au sol.

Phase de démantèlement : cette phase consiste à remettre le terrain en état, à refermer le puits et à s'assurer de son étanchéité.

7. DÉVELOPPEMENT DES HYDROCARBURES DE SCHISTE DANS LE MONDE

La production des gaz de schistes se limite actuellement qu'à quelques pays et principalement aux Etats-Unis, le Canada et la Chine. La plupart des pays européens ont entrepris des recherches et envisagent l'exploitation.

Seules la Bulgarie et la France ont interdit la prospection.

La production actuelle des gaz de schiste dans le monde est de 483 milliards de m^3 par an.

Figure 7 : Présence potentielle de gaz de schiste dans le monde

8. LE GAZ DE SCHISTE DANS LA TRANSITION ÉNERGÉTIQUE

Le développement des énergies renouvelables pose le problème de l'intermittence et du caractère aléatoire de ce type d'énergie. Pour pallier ce problème, on fait appel en général aux turbines à gaz pour injecter au moment voulu l'énergie nécessaire à la stabilité du réseau.

Dans le cadre du réchauffement climatique, la substitution de charbon par le gaz contribue à la réduction des gaz à effet de serre avec 650 kg de CO_2 par MWh alors que le charbon en produit 900 kg/MWh.

En France, la consommation de gaz représente 15 % de la consommation globale.
La production nationale étant inférieure à 2 %, le gaz naturel est principalement importé de Norvège (31 %), de Russie (15 %), d'Algérie (16 %), et des Pays-Bas (18 %). Une production nationale de gaz de schiste permettrait de pallier la décroissance des sources européennes et d'alléger la facture énergétique.

En résumé, dans le bilan énergétique français actuel, la production de gaz de schiste permettrait une triple opportunité :

- assurer l'indépendance énergétique
- réduire la facture énergétique
- apporter un complément indispensable aux énergies renouvelables intermittentes

Toutefois les techniques d'exploitation posent encore quelques interrogations :

- elles nécessitent l'utilisation de produit polluants et une grande quantité d'eau
- la multiplication des forages pour une bonne exploitation des gisements pourrait entrainer des tassements de terrain non compatibles avec des régions relativement urbanisées
- la multiplication des puits contribuerait également à augmenter les risques de fuite de méthane qui a un pouvoir réchauffant (PRG) 23 fois plus élevé que le CO_2

9. BIBLIOGRAPHIE

Gaz et Pétrole de schiste : Alexandre Andlauer, Christophe Hecker, Laffont Synthèse internet

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 57 A (Présentation) 28 mars 2018

L'ÉQUILIBRE DU RÉSEAU ÉLECTRIQUE

Jusqu'où peut-on insérer des énergies intermittentes dans le réseau électrique ?

La caractéristique essentielle d'un système électrique est de devoir assurer en permanence l'équilibre du réseau :

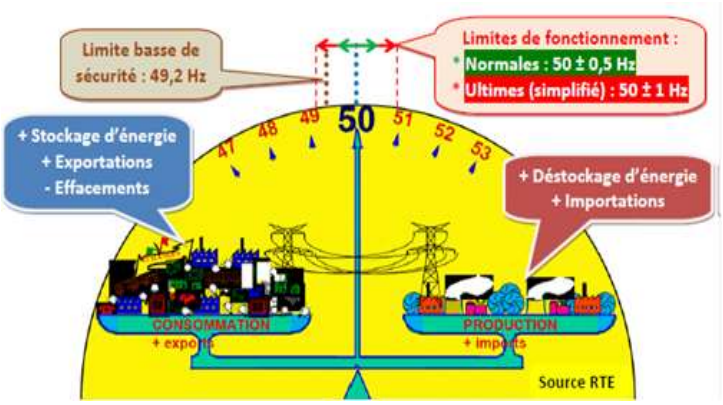
production = consommation

Il est difficilement concevable que chaque consommateur puisse assurer son propre équilibre production – consommation. Les réseaux permettent d'assurer :

- la mutualisation
- l'optimisation
- la solidarité entre les consommateurs.

Depuis de nombreuses années les producteurs européens se sont regroupés, au fil du temps le regroupement s'est élargi. Actuellement l'ENTSO-E[1] regroupe 34 pays interconnectés, ce qui donne au réseau une grande stabilité.

Une condition de fonctionnement du réseau est que l'équilibre soit réalisé instantanément sur l'ensemble du réseau.
Un indice du déséquilibre est la variation de la fréquence, qui est régulée en Europe à 50 Hz.
La balance consommation – production (figure ci-contre) visualise une baisse de fréquence si la consommation l'emporte sur la production, et réciproquement. Les marges sont faibles : ± 0,5 Hz en fonctionnement normal, avec des marges ultimes de ± 1,0 Hz. La première rétroaction est obtenue par l'inertie des masses tournantes couplées au réseau.



Au-delà, il faut rééquilibrer le réseau en faisant intervenir les réserves de puissance (RP) ; elles sont classées : primaire, secondaire, tertiaire. Lors d'un déséquilibre les premières secondes sont fondamentales pour éviter le black-out. Le black-out (« écroulement » du réseau) résulte d'un trop grand déséquilibre entre production et consommation, il peut être limité géographiquement (région ou pays) ou s'étendre à l'ensemble du réseau européen.

Les énergies renouvelables intermittentes (éolien et photovoltaïque) ne peuvent quasiment pas participer à l'équilibre du réseau. Une proportion importante de tels moyens de production dans le système électrique rendent difficiles le pilotage du réseau.

Plusieurs études ont été réalisées qui utilisent des statistiques de production-consommation au pas horaire.
Pour la France, l'étude a été réalisée par l'ADEME, sur une base météorologique de 6-7 ans, en visant le 100 % renouvelable en 2050.
L'institut allemand Fraunhofer a fait une étude incluant 7 pays de l'Ouest européen, à l'horizon 2030, mais sur la base météorologique de la seule année 2011.

L'étude de loin la plus complète est celle d'EDF R&D, qui couvre l'ensemble des 34 pays de l'ENTSO-E, sur une base météorologique de 30 ans ; et surtout, elle prend en compte les lois de la physique pour l'équilibre instantané du réseau. Cette étude évalue les conditions de fonctionnement d'un réseau alimenté en 2030 à 40 % par des EnRi, à 20 % par du renouvelable pilotable (hydraulique, biomasse), et à 40 % par des sources pilotables (nucléaire, charbon, gaz, telles qu'elles existent dans l'Europe d'aujourd'hui).
Les résultats montrent que **l'insertion de 40 % d'EnRi est possible**, même si elle entraîne une plus grande instabilité du réseau, en respectant de nombreuses conditions.

Une forte proportion de moyens de production intermittents nécessite le maintien d'une réserve de moyens de production pilotables, ce qui revient à doubler les investissements. A noter que le nucléaire français participe activement à la régulation du réseau : un réacteur peut varier de 100 % à 20 % de sa puissance nominale en 30 min, ce qui représente une performance équivalente à celle d'une centrale à charbon. Avec ses 58 réacteurs situés au cœur de l'Europe, la France est un élément majeur de régulation du réseau de transport européen.

[1] *ENTSO-E : European Network of Transmission System of Operators for Electricity.*

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 57 Ind. 1 du 2 avril 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

L'ÉQUILIBRE DU RÉSEAU ÉLECTRIQUE

Jusqu'où peut-on insérer des énergies intermittentes[1] dans le réseau électrique ?[2]

1. INTRODUCTION

La caractéristique essentielle d'un système électrique est de devoir assurer en permanence l'équilibre du réseau :

production = consommation

Il est difficilement concevable que chaque consommateur puisse assurer son propre équilibre production - consommation. Les réseaux permettent d'assurer :

- la mutualisation
- l'optimisation
- la solidarité entre les consommateurs

Les réseaux publics permettent :

- de relier les producteurs aux consommateurs
- de secourir les zones en déficit de production par les zones en excès de production
- de mutualiser et d'optimiser les moyens de productions grâce au foisonnement des consommations et aux effets de taille des moyens de productions. Ce foisonnement permet de réduire fortement les investissements des moyens de production

Le bon fonctionnement des réseaux nécessite la maîtrise des moyens de production. Rappelons qu'il existe 2 réseaux[3] :

- le réseau de transport haute (HT) et très haute (THT) tension qui est un réseau maillé qui relie les producteurs d'électricité (voir figure 1). Il est géré en France par RTE (Réseau de Transport d'Électricité). Il est très fortement connecté au réseau européen, la France disposant de plus de 50 interfaces avec ses voisins

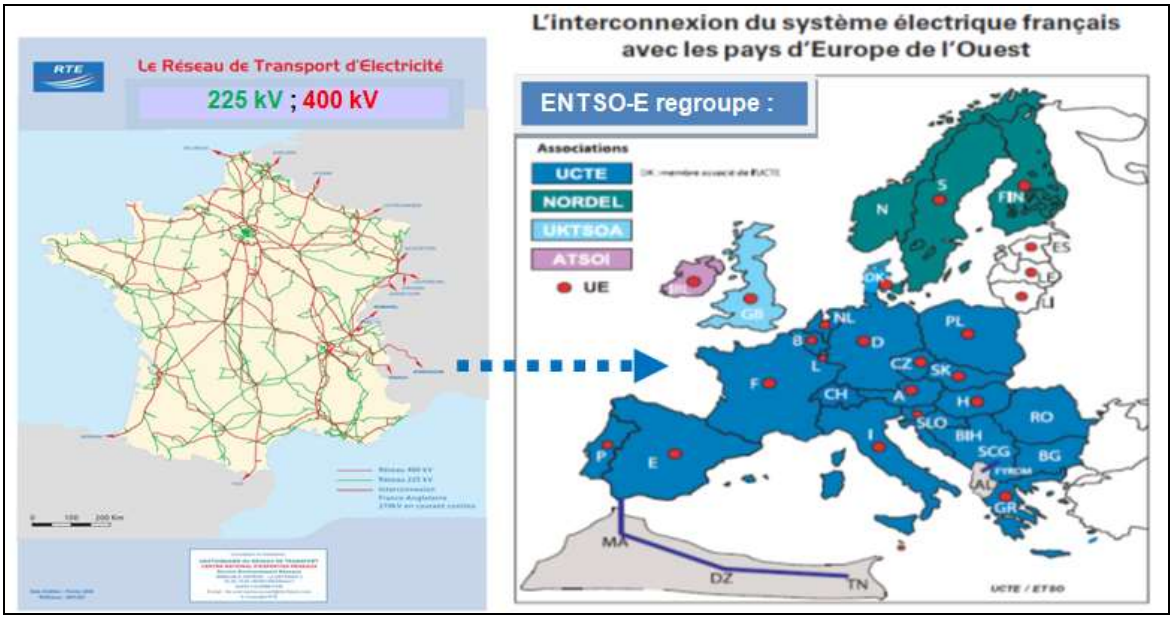


Figure 1 : Organisation du réseau électrique français et son interconnexion avec le réseau européen

[1] *EnRi : Energie(s) Renouvelable(s) intermittente(s)*

[2] *Fiche établie d'après le document de Georges SAPY et Patrick MICHAILLE.*

[3] *Voir www.energethique.com art. GAENA N°35 : « Des smart grids, pour quoi faire ? »*

- le réseau de distribution moyenne (MT) et basse (BT) tension qui est géré en France par ENEDIS (ex ErDF). C'était – avant l'introduction des EnRi – un réseau hiérarchisé, ce réseau dessert le consommateur final

2. L'ORGANISATION DU SYSTÈME ÉLECTRIQUE EUROPÉEN

Depuis de nombreuses années les producteurs européens se sont regroupés, au fil du temps le regroupement s'est élargi. Actuellement l'ENTSO-E[4] (Voir figure 1) regroupe 34 pays interconnectés, ce qui donne au réseau une grande stabilité.
Par contre le risque de « black-out » (effondrement plus ou moins généralisé du réseau) peut se généraliser à une grande échelle.
Les pays membres de l'ENTSO-E sont engagés à disposer de réserves de puissance permettant de pallier les défaillances de production (voir § 3).

3. L'ÉQUILIBRE PRODUCTION – CONSOMMATION

C'est une condition de fonctionnement du réseau : l'équilibre doit être réalisé instantanément sur l'ensemble du réseau.
Un indice du déséquilibre est la variation de la fréquence, qui est régulée en Europe à 50 Hz. La balance consommation – production (voir figure 2) visualise une baisse de fréquence si la consommation l'emporte sur la production, et réciproquement.
Les marges sont faibles : ± 0,5 Hz en fonctionnement normal, avec des marges ultimes de ± 1,0 Hz[5].

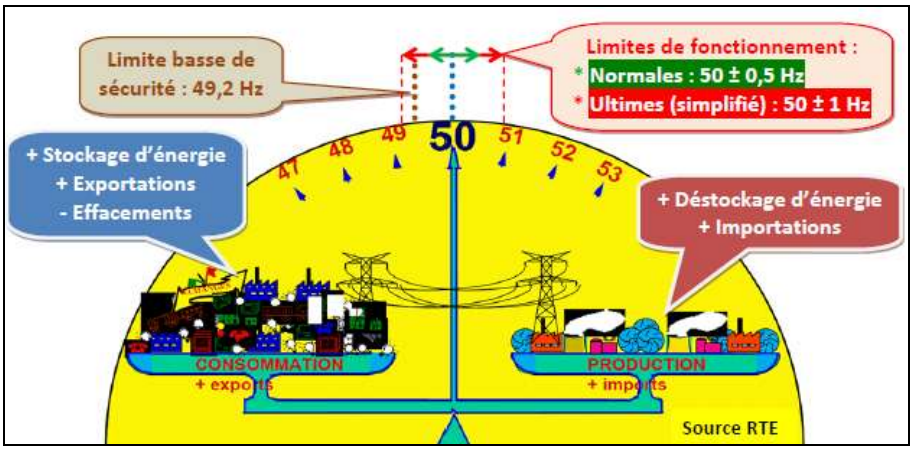


Figure 2 : Equilibre fréquence – puissance du réseau

Comment tenir la fréquence à l'intérieur des marges autorisées ? La première rétroaction est obtenue par l'inertie des masses tournantes couplées au réseau. Ce sont, pour 80 %, les groupes turboalternateurs (GTA) de production d'électricité, mus par la vapeur, le gaz ou l'eau et pour 20 % par les récepteurs (moteurs), essentiellement industriels.

La figure 3 met en évidence l'effet amortisseur de l'inertie sur la réponse du réseau en fréquence, dans le cas de la perte d'un moyen de production.

Au-delà, il faut rééquilibrer le réseau en faisant intervenir les réserves de puissance (RP) ; elles sont classées : primaire, secondaire, tertiaire.

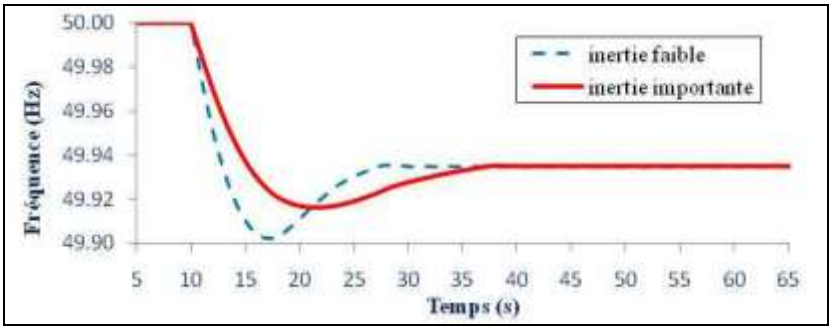


Figure 3 : Effet amortisseur de l'inertie sur la réponse du réseau en fréquence (Source EDF R&D)

[4] ENTSO-E : European Network of Transmission System of Operators for Electricity.

[5] Pour tenir compte de l'introduction des EnRi, l'ENTSO-E étudie la possibilité d'élargir un peu la norme : 50 ± 1,0 Hz en fonctionnement normal, avec un dépassement limité à 30 minutes.

Les premières secondes sont fondamentales pour éviter le black-out; aussi, la réserve primaire réagit en moins de 30 s, les premières 15 s étant cruciales, pour redonner de la puissance. La réserve secondaire prend ensuite le relais pour ramener la fréquence à sa valeur nominale de 50 Hz en moins de 15 min.
Enfin, la puissance tertiaire reconstitue durablement les réserves primaires et secondaires, et permet aussi le suivi des grandes variations de charge.
Les causes de black-out sont nombreuses, par ordre croissant de risque elles sont : les moyens de productions pilotables, les postes électriques, les moyens de productions intermittents et les lignes aériennes.

La figure 4 montre le schéma d'évolution de la puissance produite et réponse en fréquence du réseau lors d'une perturbation d'équilibre.
La figure 5 montre un exemple réel de perturbation liée à une perte de production de 2 800 MW sur le réseau européen, elle met en évidence la nécessité d'une réponse rapide des réserves de puissance.

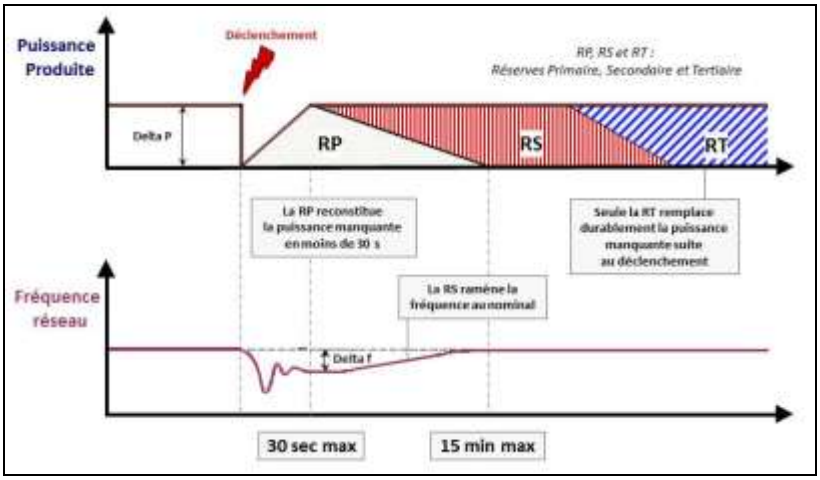


Figure 4 : Réactions des réserves primaires, secondaires et tertiaires suite à un incident sur le réseau

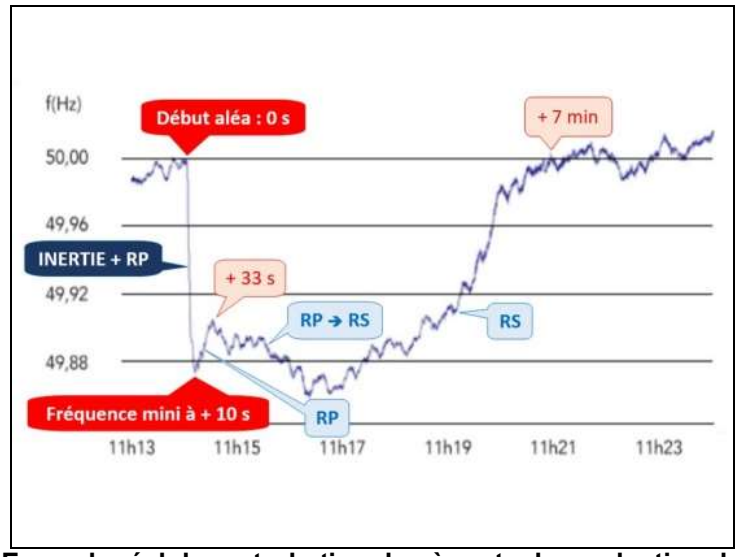


Figure 5 : Exemple réel de perturbation due à perte de production de 2 800 MW

Le tableau 1 résume les capacités des moyens de production de participation aux différents niveaux de soutien au réseau.

Moyens de production	Possibilités de participation aux différents niveaux de soutien au réseau		
	Inertie	Réglage primaire	Garantie de réserve primaire pendant 15 min
Pilotables (nucléaire, hydraulique, fossiles)	OUI	OUI	OUI
Eolien	OUI en théorie (inertie synthétique)	OUI mais dissymétrique (uniquement à la baisse)	NON (sauf si stockage associé)
Photovoltaïque	NON	OUI mais dissymétrique (uniquement à la baisse)	NON (sauf si stockage associé)

Tableau 1 : Capacités des différents moyens de production au soutien du réseau

4. L'INTERMITTENCE DES PRODUCTIONS ÉOLIENNES

La figure 6 représente la courbe de production éolienne en France typique de mois d'hiver (source : RTE).
Le facteur de charge FC[6] moyen mensuel ne permet pas de se faire une idée réelle de la production, par contre les valeurs au pas de 30 minutes le FC ne dépasse guère 80 %, et surtout il peut tomber très bas, bien en-dessous de 10 % !

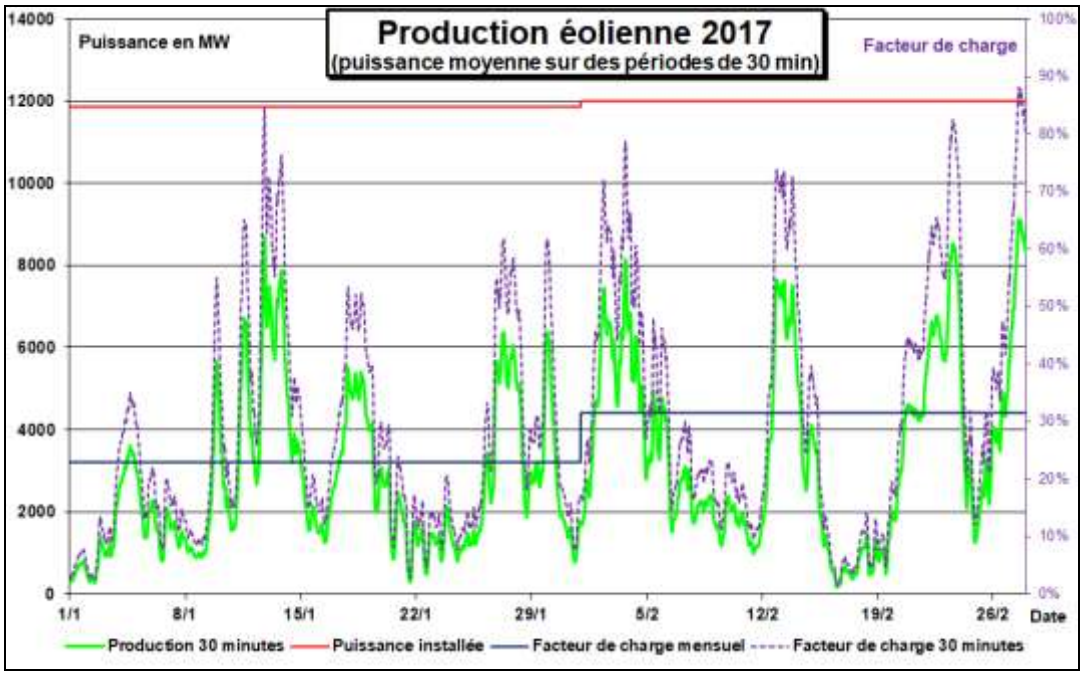


Figure 6 Production éolienne mensuelle et facteur de charge (source RTE)

Le tableau 2 récapitule le nombre de fois où la puissance éolienne tombe à moins de 10 % de la puissance nominale pendant les mois de décembre et janvier, qui sont les mois de plus grande consommation d'électricité : on observe en moyenne 5 épisodes sans vent.
Sur le mois, leur durée maximale atteint en moyenne près de 2 jours (43 h), et leur durée cumulée 4 jours (94 h).
Et la puissance minimale de ces épisodes sans vent sur l'ensemble de la France continentale peut être aussi faible que 0,5 % – autant dire nulle.

Mois/Année	01/2012	12/2012	01/2013	12/2013	01/2014	12/2014	01/2015
Nb de fois FC < 10 %	5	4	4	6	5	5	6
Durée max fois FC < 10 %	≈ 50 h	≈ 15 h	≈ 90 h	≈ 40 h	≈ 25 h	≈ 40 h	≈ 40 h
Cumul mois fois FC < 10 %	≈ 125 h	≈ 40 h	≈ 125 h	≈ 80 h	≈ 90 h	≈ 90 h	≈ 110 h
FC min atteint	≈ 2 %	≈ 9 %	≈ 4 %	≈ 0,5 %	≈ 3 %	≈ 0,5 %	≈ 4 %

Tableau 2 : Minima du facteur de charge éolien en France

L'argument des supporteurs de l'éolien en Europe est que « ***il y a toujours du vent quelque part*** …».
Cet adage relève du mythe.
En partant de l'historique de l'année 2013 concernant la production des 7 pays d'Europe les plus équipés en éolien, situés sur la façade atlantique, les auteurs ont tracé l'histogramme au pas de 30 minutes de la production extrapolée à 2030, sur la base des puissances installées planifiées (200 GW).

La figure 7 montre la réponse sur une année entière (8760 h) : on voit l'extrême variabilité de la puissance fournie, la puissance minimale pouvant être aussi faible que 4 GW (FC = 2 %).
Le FC ne dépasse pas 63 %, il est de 21 % en moyenne (c'est-à-dire qu'il faut suréquiper d'un facteur 5 pour obtenir la production annuelle visée).

Ce résultat n'est pas surprenant : l'Europe n'est pas vaste en comparaison de l'étendue des phénomènes météorologiques ; les dépressions qui viennent de l'Atlantique, ou les anticyclones de Sibérie ou des Açores, la couvrent facilement, et … ne s'arrêtent pas à la frontière !

[6] *FC : facteur de charge = énergie produite / énergie potentiellement générée à puissance nominale pendant la même période.*

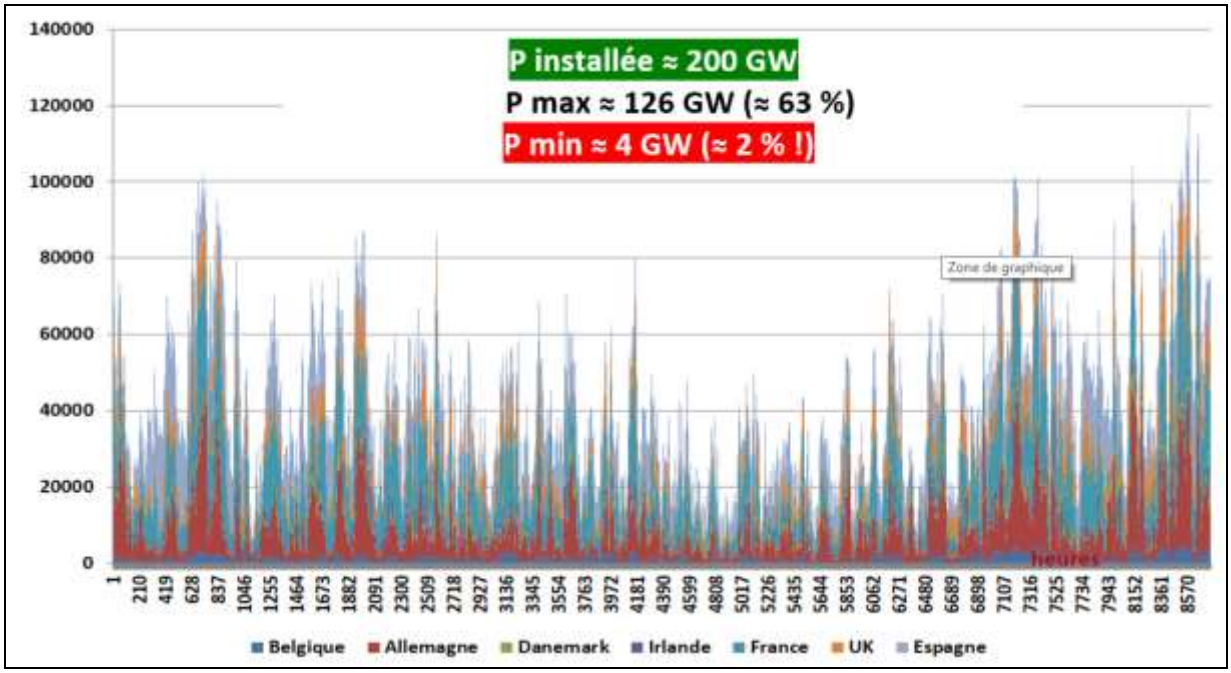


Figure 7 : Production éolienne cumulée au pas horaire de 7 pays européens en 2025-2030, pour un climat identique à celui de 2013 (Source Techniques de l'Ingénieur)

5. L'INTERMITTENCE DES MOYENS DE PRODUCTION PHOTOVOLTAÏQUE

En ce qui concerne le soleil, la notion d'intermittence est plus intuitive : on ne s'attend pas à ce qu'il y ait du soleil la nuit, ni par temps de pluie ou de brouillard ! si la production des panneaux PV[7] suit une belle courbe de Gauss par temps ensoleillé, atteignant au midi solaire 100 % de la « puissance–crête » (Pc[8]), il n'en est pas de même par temps instable ou nuageux.

La figure 8 représente la variabilité de la production photovoltaïque journalière sur la France entière pendant une année : la production est en moyenne **4 fois moindre l'hiver que l'été**, alors que les besoins de consommation sont à l'opposé.
Toutefois si cette figure représente la production journalière il ne faut pas oublier que celle-ci ne se produit que lorsqu'il fait jour ! La figure 9 représente la puissance moyenne au pas de 30 minutes sur un mois.

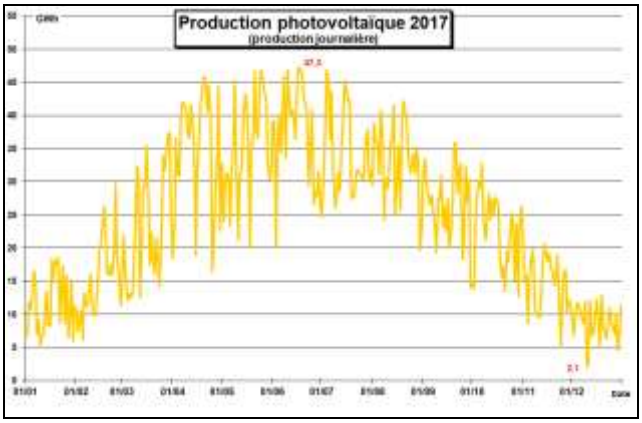


Figure 8 : Production photovoltaïque annuelle (mesures journalières)

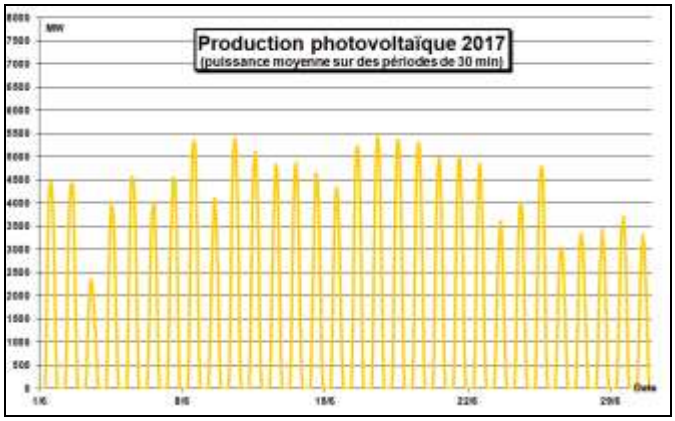


Figure 9 : Production photovoltaïque mensuelle (mesures au pas de 30 minutes)

[7] *PV : photovoltaïque*

[8] *Pc : puissance crête : puissance nominale délivrée par une surface photovoltaïque dans les conditions optimales d'ensoleillement*

6. LES EnRi SONT INCAPABLES DE SATISFAIRE SEULES LA CONSOMMATION

La figure 10 donne la courbe de consommation typique d'une journée d'hiver en France.
On comprend, en comparant les courbes (figures 6, 8 et 9), que les énergies renouvelables intermittentes ne permettront pas, à elles seules, de satisfaire la consommation électrique à 100 %.

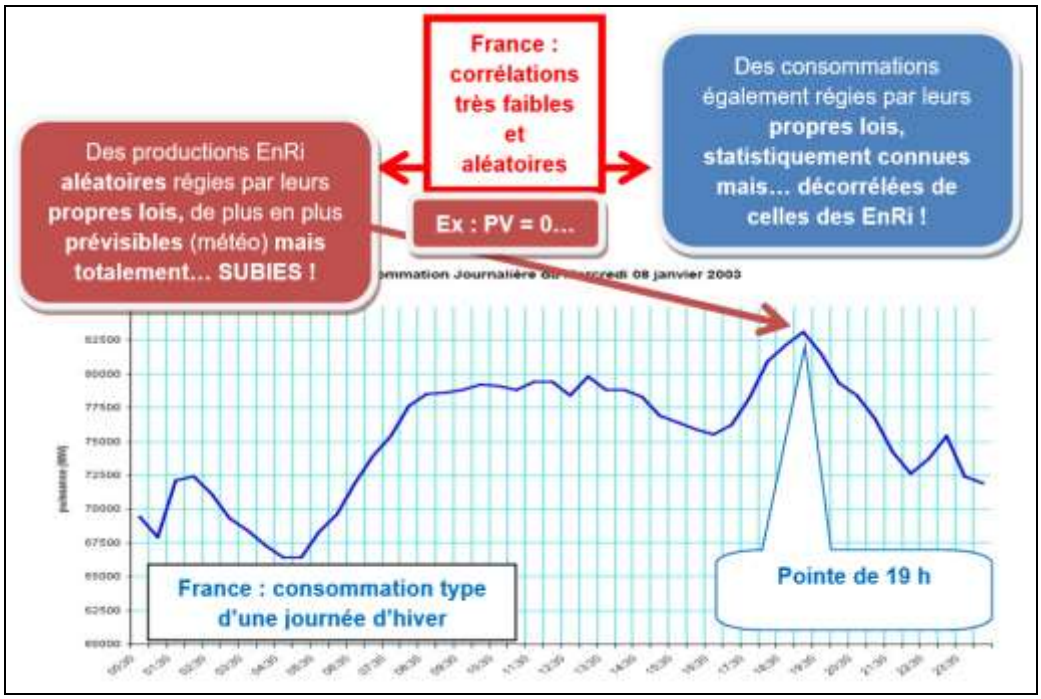
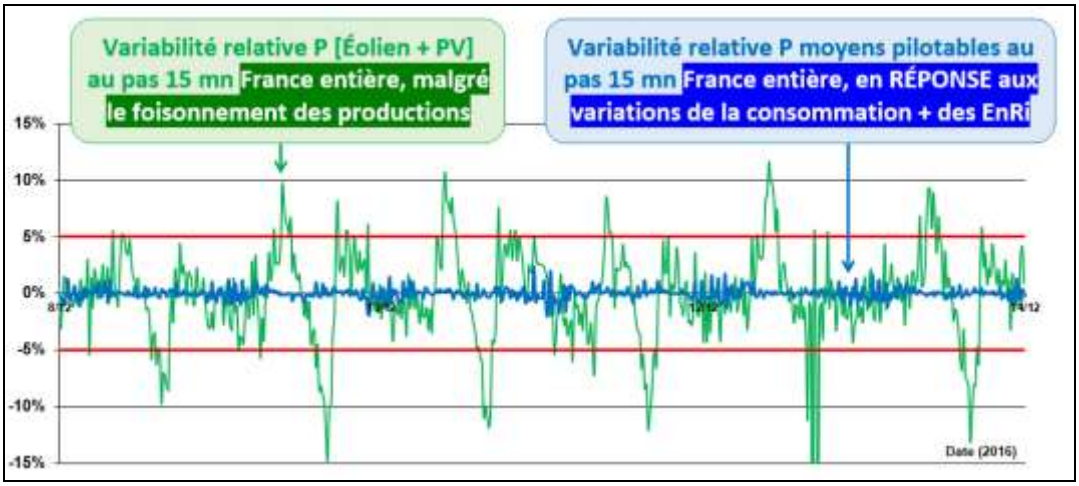


Figure 10 : Courbe de consommation typique d'une journée d'hiver en France

Les consommations sont prévisibles à partir des lois statistiques (il y aura environ 35 millions de foyers équipés de compteurs Linky communicants en France).
Les phénomènes météorologiques sont, eux aussi, de mieux en mieux prévus (au moins 48 h à l'avance), mais ils resteront subis, et il faudra donc suppléer à leur manque.

7. LES ÉNERGIES INTERMITTENTES RENDENT DIFFICILES LE PILOTAGE DU RÉSEAU

Les graphes (figure 11), établis entre le 8 décembre et le 14 décembre. 2016, au pas de 15 min, mettent en évidence la variabilité relative[9] des moyens de productions selon qu'ils sont pilotables ou pas.
En vert pour la somme de l'éolien et du PV, En bleu pour les énergies pilotables (nucléaire, hydraulique et fossiles



Peut-on remédier à la variabilité des EnRi en introduisant de l'inertie ? Pour le PV, la réponse est non : il n'y a pas d'inertie propre.

[9] *Ecart entre deux valeurs au pas de 15 minutes par rapport à la valeur du premier pas.*

Les turbines des aérogénérateurs présentent par contre une certaine inertie, mais elle n'est pas synchrone, contrairement à celle des générateurs classiques. Il faut y ajouter des automatismes pour constituer une inertie artificielle (dite inertie synthétique), afin de contribuer à l'inertie globale du réseau.
En tout état de cause, du fait de leur caractère aléatoire, on ne peut compter sur les seules EnRi pour constituer la réserve primaire, qui doit être garantie pendant 15 minutes.

8. ÉTUDES RÉCENTES D'INSERTION DES ÉNERGIES INTERMITTENTES

Plusieurs études ont été réalisées ; elles utilisent des statistiques de production-consommation au pas horaire.
Pour la France, l'étude a été réalisée par l'ADEME, sur une base météorologique de 6-7 ans, en visant le 100 % renouvelable en 2050.
L'institut allemand Fraunhofer a fait une étude incluant 7 pays de l'Ouest européen, à l'horizon 2030, mais sur la base météorologique de la seule année 2011.

L'étude de loin la plus complète est celle d'EDF R&D, qui couvre l'ensemble des 34 pays de l'ENTSO-E, sur une base météorologique de 30 ans ; et surtout, elle prend en compte les lois de la physique pour l'équilibre instantané du réseau. Cette étude évalue les conditions de fonctionnement d'un réseau alimenté en 2030 à 40 % par des EnRi, à 20 % par du renouvelable pilotable (hydraulique, biomasse), et à 40 % par des sources pilotables (nucléaire, charbon, gaz, telles qu'elles existent dans l'Europe d'aujourd'hui).
Les résultats montrent que **l'insertion de 40 % d'EnRi est possible**, même si elle entraîne une plus grande instabilité du réseau, aux conditions suivantes :

- gérer les surplus d'EnRi, par déconnexion du réseau. Cette déconnexion peut être obtenue par écrêtage (mise à l'arrêt), ou stockage (STEP[10], ou production d'hydrogène, par exemple)
- gérer activement la demande, par effacement et reports de consommation (c'est un des objectifs des compteurs Linky, qui étend aux particuliers une pratique commerciale qui existe déjà pour les industriels)
- augmenter les stockages d'énergie (on utilise actuellement principalement les STEP)
- utiliser l'inertie synthétique des éoliennes pour accroître l'inertie globale du système
- renforcer les interconnexions entre pays, pour faciliter l'import-export
- gérer l'introduction des sources EnRi dans les réseaux de distribution (rendre les réseaux « intelligents » : « smart grids »)

Pour pallier les risques de black-out, le taux d'EnRi admissible (au-dessus duquel il faudra déconnecter les EnRi du réseau) dépend du niveau de consommation,
S'il est possible d'accepter 35 à 38 % d'EnRi pour une consommation d'électricité de niveau moyen, voire 70 % quand le niveau de consommation est élevé, leur caractère aléatoire limite le taux d'insertion des EnRi à 25 % en période de faible consommation électrique, car l'inertie du réseau est alors minimale, ce qui accroît son niveau d'instabilité sous l'effet de l'injection des EnRi.

L'ensemble de tous les investissements nécessaires (moyens pilotables de substitution, extension et complexification des réseaux avec l'introduction « d'intelligence », etc.) entraînera des coûts systémiques très élevés ; mais c'est le coût du stockage – déstockage de l'énergie qui constitue la principale limitation économique si on voulait remplacer les moyens pilotables par du déstockage d'EnRi préalablement stockées. C'est en ce sens que l'objectif de 100 % d'ENRI est hors de portée en Europe dans un avenir prévisible.

9. L'IMPASSE ACTUELLE DU STOCKAGE DE MASSE INTER-SAISONNIER

Quand on parle de stockage, il faut en définir la durée : par exemple, les batteries, qui ont un rendement énergétique élevé (85 %), conviennent pour une réponse dans une plage horaire jusqu'à la journée. Mais quand il s'agit de couvrir des périodes de la semaine ou du mois, il faut faire appel à des stockages de masse. En France, les STEP représentent une puissance de 5 GW, mais il faudrait les multiplier par 20 pour stocker une seule journée de consommation de pointe !

La seule solution à l'échelle des besoins inter-saisonniers serait de passer par une transformation chimique (production d'hydrogène). La chaîne de procédés : production d'hydrogène par électrolyse ; stockage ; combustion pour fournir de l'électricité, a malheureusement un rendement opérationnel de 35 % : il faut donc stocker 3 kWh pour en restituer un seul ! On voit immédiatement le non-sens économique d'un tel système (hors usages militaires ou spatiaux).

[10] *STEP : Station de Transfert d'Énergie par Pompage.*

10. LES SURPLUS DES EnRi PERTURBENT AUSSI LES RÉSEAUX DE DISTRIBUTION

Mais il n'y a pas que les manques de production des EnRi qui posent problème : les surplus aussi, qui apparaissent en raison du surinvestissement que nécessite le faible facteur de charge des EnRi. En fait, la plupart des installations PV sont de petite puissance (quelques kW) et même les installations éoliennes de plus forte puissance (< 17 MW) sont raccordées au réseau de distribution.
Leur déversement inopiné provoque des perturbations telles que : augmentation de la tension locale, inversion du sens du courant qui perturbe les protections, avant que le surplus ne soit refoulé vers le réseau de transport – situation qui n'était pas prévue dans le fonctionnement normal de ces réseaux.

11. L'AUTOPRODUCTION-AUTOCONSOMMATION

Compte tenu que seul le stockage permettrait de pallier les conséquences de l'intermittence (déficit ou excès de production), mais qu'il n'existe pas actuellement de solution économique répondant aux besoins de stockage dépassant un à quelques jours au maximum, est-ce qu'une voie pour les ENR peut être l'autonomie énergétique (autoproduction – autoconsommation) ?

Outre les réseaux fermés de distribution qui existent depuis longtemps pour des sites industriels spéciaux mais pour lesquels les EnRi sont inadaptés du fait de leur intermittence, l'autonomie peut être déclinée au niveau d'un réseau local de territoire (îlot résidentiel, grand ensemble urbain, quartier, etc.) ou au niveau domestique.
Leur première caractéristique commune est de perdre l'avantage du foisonnement de la consommation, qui permet en Europe de réduire d'un facteur 5 l'investissement de production (v. § 1). Deuxièmement, on rappelle l'inadéquation entre production PV et consommation électrique pour les latitudes éloignées des tropiques, ce qui oblige à investir en batteries coûteuses (v. § 4 et 5).

Si le PV s'est développé en France, c'est grâce non seulement à la baisse du prix des panneaux (de moitié en 10 ans grâce à la production de masse chinoise), mais surtout aux subventions au kWh, racheté à un prix 5 fois supérieur au prix de vente du réseau, ce qui n'était pas durable. Et remarquons que si on voulait équiper d'installations PV de 3 kWc les 33 millions de logements du pays, la puissance à installer totaliserait 100 GW ! Alors qu'avec 130 GW, la puissance nationale actuelle (qu'il faudra en tout état de cause conserver) satisfait l'ensemble des besoins, y compris industriels et de transport.

Pour la France continentale, le raccordement au réseau public reste et restera en tout état de cause nécessaire pour suppléer l'intermittence et le fait que le PV est 4 fois plus faible en hiver qu'en été. Mais alors, comment facturer ce service utilisé de façon intermittente ? La tarification au kWh consommé n'est alors plus pertinente, car le coût des réseaux est constitué à 95 % de coûts fixes, indépendants des kWh que le réseau fait transiter.

12. QUELQUES RÉFLEXIONS EN GUISE DE CONCLUSION

Les énergies intermittentes ne sont pas a priori adaptées pour produire de l'électricité de masse pas chère : les panneaux photovoltaïques ont été développés pour le spatial, et les éoliennes pour remonter l'eau des puits ou des polders. Il n'est donc pas surprenant que leur insertion dans le réseau électrique soit complexe et coûteuse : en Europe, il faut maintenir la réserve de production pilotable, ce qui revient à doubler les investissements.
À noter que le nucléaire français participe activement à la régulation du réseau : un réacteur peut varier de 100 % à 20 % de puissance nominale en 30 min, ce qui représente une performance équivalente à celle d'une centrale à charbon. Avec ses 58 réacteurs situés au cœur de l'Europe, la France est un élément majeur de régulation du réseau de transport européen.

Pour autant, 1,2 milliard d'humains ne disposent pas de l'électricité, qu'ils attendent pour remplacer le gaz ou le pétrole dans la vie de tous les jours (éclairage, mais aussi conservation par le froid, pompage de l'eau, télécommunications, etc.).
Il est donc important de poursuivre les études technologiques sur les énergies renouvelables non carbonées, de façon rationnelle, dans le respect de l'économie, et sans brûler les étapes.
La France a la chance d'avoir des territoires proches des tropiques (pour le PV), ventés (avec les alizés, pour l'éolien) et montagneux (pour le stockage hydraulique) : c'est donc dans ces régions que les programmes d'insertion des EnRi devraient porter en priorité (en respectant bien entendu les exigences supplémentaires qu'imposent les ouragans).

Pour ce qui est de l'Europe, poursuivre la fuite en avant d'insertion des EnRi sans avoir développé des moyens de stockage de l'électricité viables au plan économique n'a pas de sens. Tant qu'à devoir garder des moyens de production pilotables, autant garder le nucléaire qui n'émet pas de carbone, et investir sur les batteries, et la production d'hydrogène à partir des EnRi et du nucléaire, pour développer des modes de transport décarbonés.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N°58 Ind. 1 du 30 mars 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

FUKUSHIMA, 7 ANS APRÈS LE TSUNAMI

1. INTRODUCTION

La catastrophe, provoquée par le séisme suivi d'un tsunami qui a dévasté la région de Tohoku au Japon étant à l'origine de l'accident survenu sur les installations nucléaires de Fukushima Daïichi, a fait l'objet de la Fiche GAENA N°47 et de la fiche GAENA N°49 qui relatent les événements.

Sept ans après, la présente fiche fait la synthèse sur l'état du site nucléaire, l'état de l'environnement, l'impact sanitaire sur les travailleurs du nucléaire et la population ainsi que ses conséquences sur l'énergie nucléaire dans le monde.

2. L'ÉTAT DU SITE

Sept ans après l'accident, le plan d'action déployé par TEPCO, exploitant de la centrale, pour assainir le site, évacuer les combustibles nucléaires stockés dans les piscines des réacteurs accidentés, traiter l'eau contaminée et les déchets, a progressé même si beaucoup reste à faire. La récupération des combustibles nucléaires fondus (« coriums ») demandera de nombreuses années et sera d'autant plus complexe que la preuve d'un percement des cuves des trois réacteurs (1, 2 et 3) a été apportée et que les coriums semblent s'être déposés sur les radiers, sous les cuves des réacteurs [Réf. 1].

2.1. LE STOCKAGE DE L'EAU CONTAMINÉE

Les réacteurs accidentés sont maintenus à une température de 20 à 30°C par injection continue d'eau douce. Chaque jour, environ 350 tonnes d'eau radioactive sont donc extraites par le système de refroidissement (eau recyclée des circuits d'épuration à laquelle s'ajoutent les entrées d'eau depuis la nappe phréatique, les bâtiments n'étant plus étanches). Conservées sur le site, il y a près d'un million de m^3 dans 1300 réservoirs.

Un système complet de traitement des eaux est désormais en place. Ces différents procédés de décontamination se révèlent particulièrement efficaces (césium, strontium et d'autres radionucléides ; il ne reste plus que le tritium) et traitent entre 1300 et 2000 m3 par jour.
Aujourd'hui, la majeure partie du stock a été traitée (plus de 90 %). Parallèlement, des réservoirs de moins bonne qualité, installés en urgence dans les premières années, et présentant des risques de fuites, sont remplacés par des réservoirs soudés de 2000 m^3 installés dans des rétentions étanches.
L'autorité de sûreté japonaise n'a pas encore autorisé le rejet en mer des eaux épurées (qui ne contiennent plus que du tritium qui n'aurait pas de répercussion sur la faune et la flore marines) suite à la pression de l'opinion publique qui s'y oppose pour le moment en raison du retentissement médiatique que cette opération pourrait avoir sur le public[1] [Réf. 2].

Sous le contrôle de l'autorité de sûreté japonaise, TEPCO a mis en place un système de contrôle des rejets en mer des eaux contaminées de la nappe phréatique. Celui-ci se décline en trois systèmes :

- un prélèvement d'une partie des eaux phréatiques amont pour limiter les entrées dans les réacteurs, et leur rejet en mer après contrôle
- la construction d'une paroi étanche de 800 m de long descendant à 23 m de profondeur en bord de mer jusqu'à une couche géologique argileuse étanche. L'eau de la nappe, contaminée suite à son passage dans et autour des réacteurs, est prélevée en amont de cette paroi, traitée et rejetée en mer après épuration depuis fin 2015. Les rejets en mer ont ainsi été drastiquement réduits

[1] *Les eaux contiennent du tritium en petite quantité mais qu'il est difficile d'extraire.*

- une paroi étanche de 1400 m entourant complètement les 4 réacteurs, descendant également à 23 m de profondeur a été réalisée entre 2014 et 2016. Elle consiste en un gel du sol d'une épaisseur d'environ 3 m. Mise en service fin 2016, cette paroi étanche vise à réduire le débit entrant de la nappe phréatique dans les soubassements des réacteurs et limiter ainsi les volumes d'eau contaminée.

2.2 L'ÉVACUATION DES COMBUSTIBLES NUCLÉAIRES

Une étape importante a été franchie fin 2014 par TEPCO avec le retrait des combustibles de la piscine du réacteur 4, la plus chargée en combustibles nucléaires.
Il y a été retiré les 1533 assemblages de combustible (dont 1331 usés) qui s'y trouvaient et ont été déposés en situation sûre, dans une piscine d'entreposage commune sur le site.

L'opération, complexe, imposait de débarrasser complètement les débris autour de la piscine, de décontaminer les surfaces libérées et de construire au-dessus une structure de confinement équipée de moyens de manutention de charges permettant de lever les containers blindés de transport des combustibles usés.
La difficulté était encore accrue par la volonté de ne pas faire porter au bloc réacteur, fragilisé, l'ensemble de la nouvelle installation.

Cette opération est réalisée à l'aide de robots télé-opérés pour éviter l'exposition des opérateurs.
L'expérience acquise est prise en compte pour les projets d'évacuation des combustibles des piscines des réacteurs 1, 2 et 3. L'exploitant prévoit d'achever ces opérations d'ici 2020.

Le hall supérieur du réacteur 3 a été totalement déblayé[2] et un nouveau hall de manutention avec son équipement a été préfabriqué hors site et devait être monté en 2017.
Le hall provisoire du réacteur 1, monté en 2012, a été démonté afin d'engager le déblaiement des structures supérieures.

Figure1 : structure protectrice du réacteur 3

Une structure a été installée in situ en 2017. C'est une structure constituée de grands arceaux métalliques qui s'ajustent les uns aux autres. Cette enceinte posée sur des murs extérieurs servira d'atelier pour la récupération des combustibles détériorés et le démantèlement du réacteur (voir illustration ci-dessus).
Chaque réacteur accidenté sera isolé par le sarcophage enterré et par cette enceinte en superstructure. En 2017, c'est le réacteur n°3 qui a bénéficié de cette structure.

Concernant l'étape suivante, il s'agira de démanteler l'ensemble des installations ainsi protégées. C'est une opération qui demandera de 20 à 30 ans, outre les nombreux problèmes à résoudre vu le degré de radioactivité de la partie centrale du réacteur qui affecte la tenue du matériel.
Les combustibles des piscines des réacteurs N° 1 et 2 seront évacués en 2020. Le retrait des combustibles dégradés de réacteurs N° 1,2 et 3 est envisagé entre 2020 et 2025.

[2] *L'explosion d'hydrogène a dégradé plusieurs bâtiments. Les débris compliquent l'accès à certaines parties des installations.*

2.3. LA RÉCUPERATION DES CŒURS DÉTRUITS (« CORIUMS »)

L'exploration de l'intérieur des 3 réacteurs accidentés requiert la réalisation et l'utilisation de nombreux robots d'exploration adaptés à chaque situation et devant, pour certains, être en mesure de résister à des niveaux de radioactivité extrêmement élevés.
Les locaux ont ainsi pu être explorés et une cartographie des ambiances radioactives établie afin de préparer leur nettoyage et la déconstruction des équipements pour faciliter l'accès aux coriums.

En 2016, pour la première fois, un robot a pu accéder au puits sous la cuve du réacteur 2 et a pu ainsi démontrer qu'une part du corium avait traversé le fond de la cuve du réacteur, percé un platelage donnant accès aux mécanismes de contrôle des réacteurs (en fond de cuve contrairement aux réacteurs français) et s'écouler sur le socle de béton en fond du puits de cuve.

La difficulté de récupération du corium, dans un espace confiné et encombré, se confirme donc d'autant plus que l'ambiance radioactive est extrêmement élevée et qu'il n'est pas certain qu'il sera possible d'intervenir sous eau[3].
La récupération des débris de combustible fondu dans les réacteurs accidentés est une étape primordiale dans le programme de démantèlement de la centrale qui demandera entre 30 et 40 ans.

Le CEA et ONET Technologies ont été choisis par le gouvernement japonais pour démontrer la faisabilité de la découpe laser pour la récupération des débris de combustible des cœurs fondus des réacteurs.
L'option technologique choisie est le robot télé-opéré MAESTRO, utilisé actuellement sur le site de Marcoule depuis 2015 pour le démantèlement de l'usine de retraitement des combustibles irradiés (UP1).
Ce procédé de découpe laser est particulièrement adapté à la situation de la centrale japonaise.
Il permet des découpes franches des matériaux sans qu'ils ne se fissurent et génère moins d'aérosols que d'autres techniques disponibles. Il devra parvenir à découper le magma très compact des réacteurs, en air ou sous eau, et ce dans des conditions d'intervention très sévères [Réf. 1].

2.4. LE STOCKAGE TEMPORAIRE DES DÉCHETS RADIOACTIFS ISSUS DE LA DÉCONTAMINATION

Les déchets du chantier sont entreposés à la périphérie du site. Il s'agit pour l'essentiel de déchets de très faible activité et de moyenne activité à vie longue (terres, végétaux, structures en béton…).
Le gouvernement japonais avait envisagé en 2014 la réalisation d'un site de stockage national des déchets résultants de l'assainissement des territoires contaminés.
Faute de consensus sur ce projet, le gouvernement a demandé à chaque préfecture d'organiser ses propres entreposages.

Un site de stockage intérimaire a été construit à proximité de Fukushima Daïïchi, sur les communes de Futaba et Okuma. Les propriétaires des terrains sur lesquels est implanté le site ont cédé leurs biens ou les ont loués pour 30 ans, durée prévue d'exploitation du site de stockage.
Les travaux ont débuté le 3 février 2015. Le site s'étend sur 16 km² et accueillera 30 millions de tonnes de déchets.

3. LA DÉCONTAMINATION DE L'ENVIRONNEMENT ET LE RETOUR DES POPULATIONS [Réf. 3]

Le programme de décontamination des territoires continue, permettant le redémarrage de l'activité économique et le retour progressif des populations. Le retour des populations pourrait s'accélérer avec l'arrêt des aides pour les personnes déplacées issues de territoires décontaminés et rouverts.

3.1. LA DÉCONTAMINATION DES TERRITOIRES

A l'inverse des autorités soviétiques puis ukrainiennes après l'accident de Tchernobyl, le Japon a décidé de «reconquérir» les territoires contaminés.
Sept ans après l'accident, les actions massives de décontamination et de revitalisation se poursuivent tant dans les zones évacuées que dans celles contaminées mais non évacuées.
Le programme de décontamination des territoires progresse conformément aux objectifs. Les niveaux de contamination ont fortement diminué et permettent le retour progressif des habitants dans les zones évacuées.

Mais la décontamination reste difficile à mettre en œuvre dans certaines zones, notamment dans les forêts.

[3] *L'intervention sous eau apporte une protection contre la radioactivité.*

Les méthodes de décontamination utilisées réduisent l'exposition interne et visent à éliminer la contamination radioactive de l'environnement humain en raclant le sol, récupérant les feuilles mortes, lavant ou essuyant la surface contaminée d'objets divers, etc.
Les sols contaminés peuvent aussi être recouverts par de la terre saine et les champs et jardins labourés.

3.2. LE RETOUR DES POPULATIONS

Il reste difficile de prévoir combien de personnes retourneront vivre dans les communes qu'elles ont quittées il y a 7 ans. De nombreuses familles et personnes, notamment les jeunes, se sont réinstallées dans d'autres territoires.

Depuis avril 2014 le retour à tout ou partie de 6 communes a été autorisé (soit pour des séjours permanents, soit en période diurne seulement). Quatre villages devraient rester interdits pour plus longtemps.
Une étape importante a eu lieu fin mars 2017 avec l'arrêt des aides au logement attribuées aux personnes évacuées, quand l'accès à leur commune a été de nouveau autorisé.
Cette décision pourrait conduire à des retours plus importants mais fait l'objet d'un débat. Début 2016, 79 000 personnes étaient encore déplacées dont 48 000 dans la préfecture de Fukushima.

En octobre 2016, une enquête de la NHK (Nippon Hoso Kyokai = organisme qui gère les stations de radio et télévision du service public japonais) estimait que 74 % des 25000 personnes qui avaient quitté la préfecture de Fukushima volontairement après le 11 mars 2011, n'avaient pas l'intention d'y retourner[4].
Par ailleurs, malgré les efforts du gouvernement pour redynamiser la région, la question de l'emploi n'est que très partiellement réglée.

3.3. LES DENRÉES ALIMENTAIRES

En ce qui concerne les productions agricoles des territoires ouverts, elles sont largement en dessous des seuils, sauf rares exceptions (certains champignons par exemple), de même qu'en ce qui concerne la pêche en eau vive. En revanche, la pêche de poissons dans les fonds sédimentaires à proximité du site reste interdite en raison de la fixation du césium dans ces sédiments.

De tous les aliments qui ont été testés depuis 2011 (dont des céréales, des fruits et légumes, de la viande et du lait), les taux de contamination totaux ont diminué pour atteindre un taux négligeable, rendant possible leur consommation.
Tous les résultats obtenus ont révélé des niveaux en deçà de 100 becquerels par kilogramme, limite instaurée par les autorités japonaises au lendemain de la catastrophe.

3.4. LES POPULATIONS LOCALES [Réf. 4]

La surveillance épidémiologique des habitants de Fukushima s'étalera sur 30 ans. Les études ne montrent pas pour l'instant de lien entre les retombées radioactives et l'incidence des cancers de la thyroïde. Concernant les travailleurs du nucléaire, aucun décès n'a jusqu'à maintenant été attribuable à l'exposition aux radiations[5].

Une enquête a été réalisée sur l'ensemble des personnes qui résidaient dans la préfecture de Fukushima au moment de l'accident (plus de 2 millions de personnes).
Au total, 564083 personnes ont répondu à l'enquête. Parmi elles, seules 15 ont été exposées à plus de 15 mSv (la plus haute dose étant 25 mSv) durant les 4 premiers mois suivant l'accident[6].

Un deuxième suivi, qui consiste en un bilan thyroïdien (échographie, puis biopsie en cas de d'anomalie), est également réalisé depuis l'accident sur les enfants qui étaient alors âgés de 0 à 18 ans, soit 367707 personnes. Cette campagne d'analyses est périodique (tous les deux ans) afin de constater l'éventuelle augmentation des cas. La première campagne a débouché sur la détection d'une tumeur cancéreuse qui a été retirée pour 98 enfants, soit un taux d'incidence de 11 pour 100000.
Des campagnes similaires ont été menées dans des préfectures japonaises non touchées par les retombées radioactives (Aomori, Yamanashi…), afin de comparer les résultats, le taux d'incidence était alors compris entre 23 et 130 pour 100000.

[4] Selon un sondage de l'Asahi Shimbun (quotidien japonais) du 18 octobre 2016, 57 % des Japonais interrogés s'opposent au redémarrage des réacteurs et 29 % y sont favorables.

[5] La surveillance épidémiologique est coordonnée par l'Université Médicale de Fukushima, en coopération avec d'autres institutions médicales.

[6] La dose limite légale d'exposition pour les travailleurs est de 20mSv/an.

L'analyse ne montre pas de différence significative pouvant justifier pour le moment une influence des retombées radioactives.
Les personnes évacuées à la suite de l'accident sont également suivies régulièrement pour des bilans de santé globaux. Les conséquences sur l'état de santé général comprennent la prise de poids, l'augmentation de problèmes hépatiques (probablement à cause de l'alcool) et d'insuffisances rénales, des syndromes dépressifs, etc.
Ces problèmes ont tendance à baisser au fur et à mesure du temps, confirmant le rôle de l'évacuation dans leur survenue.

Cependant, certains spécialistes médicaux se posent la question de la nécessité d'évacuation de certaine catégorie de population à risque moindre vis-à-vis de l'exposition aux radiations, telles les personnes âgées.
En effet, on a constaté que ces personnes décèdent plus par contrecoup du déracinement de leur lieu de vie que par une éventuelle exposition aux radiations (probabilité de développer un cancer de la tyroïde dans les 20 ans, alors qu'ils seraient décédés bien avant qu'il ne se déclare).
Il convient donc de tenir compte de tous ces paramètres dans la gestion de crise en face d'une telle situation[7] [Réf. 5].

Aucun élément ne permet à ce jour d'affirmer qu'il y aura une augmentation des cancers thyroïdiens chez les enfants de la préfecture de Fukushima. Il faut attendre les résultats d'incidence de la campagne 2016 – 2018 pour qu'un lien avec l'accident soit éventuellement établi.

Une étude sur les anomalies génétiques et congénitales pouvant apparaître chez les enfants nés de femmes ayant déclaré une grossesse entre le 1er août 2010 et le 31 juillet 2011 a été initiée. Cette étude viendra compléter celle commencée en 2010 dans une douzaine de régions du Japon par le ministère japonais de l'Environnement.
Hormis une très légère hausse du taux d'avortements entre 2011 et 2012 (respectivement 0,06 % et 0,08 %) – qui baisse en 2013 (0,04 %) – actuellement le taux d'anomalies génétiques et congénitales, de naissances prématurées, de fausses couches n'a pas augmenté et reste comparable à la moyenne nationale japonaise.

3.5. LES TRAVAILLEURS DU NUCLÉAIRE

Concernant les travailleurs du nucléaire, la règlementation japonaise autorise une exposition cumulée maximum en cas d'urgence de 250 mSv.
À ce jour, sur les 46490 personnes ayant travaillé sur la centrale, seulement 6 travailleurs ont dépassé cette limite, et 174 ont dépassé 100 mSv (ancienne limite, reprise en novembre 2011, leur nombre est stable depuis cette date).

Le Comité scientifique de l'ONU sur les conséquences des émissions radioactives (UNSCEAR = United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation = Comité scientifique des Nation Unies pour l'étude de effets des rayonnements ionisants) estime que sur ces 174 travailleurs, 2 à 3 cas de cancers additionnels pourraient survenir en plus des 70 cancers environ attendus en l'absence d'exposition.
A titre de comparaison la réglementation française stipule 100 mSv pour les équipes spéciales d'intervention technique ou médicale (ou exceptionnellement 300 mSv lorsque l'intervention est destinée à prévenir ou réduire l'exposition d'un grand nombre de personnes) et 10 mSv pour les autres intervenants.

Aucun décès de travailleur n'a jusqu'à maintenant été attribuable à l'exposition aux radiations[8].

4. COÛT DE LA CATASTROPHE

Le coût de la catastrophe nucléaire atteindra probablement 22600 milliards de yens (près de 190 milliards d'euros), soit un peu plus du double de la précédente estimation, selon le gouvernement japonais.
Le ministère japonais de l'Industrie avait estimé en 2013 que cette catastrophe coûterait environ 11000 milliards de yens en incluant l'indemnisation des personnes contraintes de quitter leur domicile, la décontamination de la région et le démantèlement de la centrale.
Selon le même ministère détaillant les dernières estimations en date, le seul coût du démantèlement de la centrale a été multiplié par quatre à 8200 milliards de yens.

[7] *Note de l'OMS du 30/08/2016 https://www.ncbi.nlm.nih.gov/pmc/articles/PMC5096345/*

[8] *Le 20 octobre 2015, le Ministère de la santé japonais a dédommagé un ancien salarié de TEPCO ayant reçu une dose de 15,7 mSv en travaillant sur la centrale de Fukushima Daïichi et ayant développé un cancer. Cette décision a été prise, précise le ministère, selon une loi de 1976, au bénéfice du doute.*

Le poste de dépense d'indemnisation des personnes évacuées et/ou ayant perdu leur travail à cause du désastre nucléaire s'élèvera de 8 à 10000 milliards de yens.

Viennent ensuite les frais de décontamination de la centrale de Fukushima et de stockage des déchets, qui atteindront 3500 milliards de yens.
Le traitement de l'eau contaminée ainsi que le démantèlement de bâtiments du complexe nucléaire coûteront ensemble 2200 milliards de yens.
De plus il faut y ajouter 2200 milliards de yens pour l'adaptation des centrales nucléaires de l'archipel aux nouvelles normes de sécurité mises en place depuis l'accident.

L'impact économique de la catastrophe sur la société japonaise ne se réduit pas aux frais de reconstruction, de nettoyage et de dédommagement des victimes.
La décision politique (temporaire) de fermer les centrales nucléaires, prise au lendemain de l'accident afin de rassurer l'opinion publique, a également eu des répercussions économiques notables.
En 2011 et 2012, l'ensemble des réacteurs nucléaires du Japon ont été progressivement mis en sommeil, de sorte que le pays a dû accroître ses importations de combustibles fossiles (et en particulier de gaz naturels).

L'augmentation de la part d'électricité produite par des énergies fossiles dans la production d'électricité nationale (62 % en 2010 contre 88 % en 2013, selon le *Washington Post*) a contribué à faire monter le prix de l'électricité. Entre 2012 et 2013, celui-ci a augmenté de 19,4 % pour les ménages et de 28,4 % pour les industries du Japon.
Ce phénomène a notamment pénalisé les industries automobiles nippones, qui occupent encore un rôle phare dans l'économie du pays. Selon divers articles de presses japonaise et internationale, face à ces difficultés, le Premier ministre Shinzo Abe a fait le choix de remettre en marche certaines centrales nucléaires.

5. L'AVENIR DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE AU JAPON

Pour atteindre ses objectifs climatiques, lors de la COP21, le Japon s'est engagé à réduire ses émissions de gaz à effet de serre de 26 % d'ici à 2030 par rapport au niveau de 2013.
Pour y parvenir, le gouvernement prévoit de produire 44 % de son électricité à partir de sources bas carbone.
A cet horizon, le nucléaire pourrait représenter 21 % de la production d'électricité[9] et les énergies renouvelables 23 %. En dépit de ces efforts, en 2030, le mix électrique restera dominé par les énergies fossiles[10] [Réf. 6].

6. CONSÉQUENCES DE FUKUSHIMA SUR LE NUCLÉAIRE DANS LE MONDE

L'impact de l'accident de Fukushima sur la production d'électricité dans le monde est double.
D'une part, il a favorisé le maintien, voire le développement, des sources fossiles dont l'impact environnemental et sanitaire est important, dans l'ordre décroissant : charbon, pétrole, gaz, d'autre part, il a retardé et freiné la reprise du nucléaire, seule énergie décarbonée de masse produisant une électricité pilotable.

6.1. L'IMPACT DES ÉNERGIES FOSSILES

Au Japon, les 48 réacteurs qui produisaient environ 30 % de son électricité sont à l'arrêt.
Par contrecoup, l'archipel est devenu 1er importateur mondial de gaz naturel en 2016, 3e pour le charbon et 4e pour le pétrole. L'électricité (1041 TWh/an, soit deux fois la France) est produite par 82,2 % d'énergies fossiles (39,4 % de gaz naturel, 33,0 % de charbon et 9,8 % de pétrole), conduisant à une valeur globale de 21000 morts par an dont 17000 à cause du charbon (extrait dans d'autres pays), alors que l'accident nucléaire n'a pas fait de mort[11].

Un redémarrage des centrales nucléaires est prévu mais nul ne sait à quel rythme et combien d'entre elles seront fermées à jamais.
Probablement celles de la côte Est, du côté de la faille géodésique qui provoque des tsunamis. Celles de la Mer du Japon ne sont a priori pas soumises aux mêmes aléas.
Néanmoins, le Japon vient d'annoncer que la part du nucléaire devrait atteindre 21 % à l'horizon 2030 ceci afin de respecter ses émissions de CO_2 suite l'accord de la COP21 et diminuer sa dépendance énergétique.

---

[9] *En 2010, l'énergie nucléaire produisait 27 % de l'électricité japonaise.*

[10] *La part des énergies fossiles dans la production d'électricité a significativement augmentée, passant de 62 % à 83 % entre 2010 et 2015.*

[11] *https://www.nextbigfuture.com/2011/03/deaths-per-twh-by-energy-source.html.*

6.2. L'IMPACT SUR LE DÉVELOPPEMENT DU NUCLÉAIRE DANS LE MONDE

En 2011, le nucléaire était en pleine renaissance, 25 ans après l'accident de Tchernobyl dont les conséquences sanitaires ne s'étaient pas étendues au-delà des ex-républiques soviétiques (Ukraine, Biélorussie, Russie). L'accident de Fukushima a brisé cet élan, qui aurait permis de juguler les émissions de CO_2 des pays les plus développés.

Sept ans après l'accident de Fukushima, on peut distinguer deux zones mondiales :

- l'Asie (hors Japon) et la Russie, où le nucléaire continue son développement
- l'Europe, l'Amérique et l'Afrique, où le nucléaire stagne

6.2.1. Asie et Russie

Dès fin 2012, le gigantesque programme nucléaire chinois a repris son cours normal, 21 réacteurs y sont en chantier, 13 en projet et la capacité nucléaire installée devrait rejoindre celle de la France d'ici à 2020/2025.
La Corée du Sud vient de lancer la construction de 3 nouveaux réacteurs, et en a vendu 4 aux Émirats Arabes Unis.
L'Inde dispose de 22 centrales de type PHWR (à eau lourde) d'une puissance totale de l'ordre de 6 GWe.
Des contrats ont été signés entre Framatome et Nuclear Power Corp of India Ltd (NPCIL) pour 6 EPR envisagés à Jaitapur près de Bombay pour couvrir ses besoins énergétiques.
La Russie poursuit l'extension de son parc nucléaire et l'exportation de ses réacteurs VVER-1200 aux pays émergents (entre un quart et la moitié du marché mondial).

6.2.2. Amérique, Afrique et Australie

En Amérique du Nord, Canada et USA, le nucléaire régresse ou stagne (autorisation de fonctionnement de 60 ans pour les réacteurs anciens et 80 ans pour les futurs – 4 en construction aux USA) mais c'est parce qu'il est chassé par le gaz de schiste à bas prix.
En Amérique du Sud, le nucléaire est quasi inexistant et cela devrait perdurer tant que le prix du pétrole restera bas.
Seuls l'Argentine, le Brésil et le Mexique produisent un peu d'électricité nucléaire.
Idem pour l'Afrique, où seule l'Afrique du Sud possède des centrales nucléaires.
Quant à l'Australie, le nucléaire n'y est pas autorisé.

6.2.3. Europe

En dehors de l'Allemagne qui a pris, quelques jours après l'accident de Fukushima, la décision de sortir du nucléaire dès 2022, la plupart des pays sont dans l'expectative (Suisse, Belgique, Suède) en attendant la fin de vie des réacteurs.
La France a bloqué la puissance nucléaire installée à 63,2 GWe, ce qui conduira à l'arrêt de la centrale de Fessenheim quand l'EPR de Flamanville aura démarré.
D'autres pays relancent le nucléaire pour lutter contre la pollution et l'émission de GES : Angleterre (remplacement des Magnox par des réacteurs de 3ème génération type EPR), Finlande (EPR et VVER-1200). Des projets de construction sont en cours en République Tchèque et en Pologne.
En Allemagne, le nombre de morts dus à la pollution provoquée par le charbon est évalué à 4000 par an.
L'arrêt de Fukushima a eu pour conséquence la mise à l'arrêt de la moitié de la production nucléaire et le remplacement par l'éolien et le photovoltaïque ce qui n'a pas permis d'abaisser les émanations dues au charbon, ni la mortalité associée.

L'impact économique de l'accident de Fukushima sur le nucléaire mondial apparaît toujours contrasté.
Il est majeur ou insignifiant, selon la région du monde observée.

7. RÉFÉRENCES

[1] SFEN - Fukushima la situation sur place. 10 mars 2017
[2] CLI La Hague – L'accident de Fukushima, 6 ans après. Octobre 2017
[3] SFEN - Fukushima décontamination de l'environnement et le retour des populations. 10 mars 2017
[4] SFEN - Fukushima impact radiologique de l'accident.10 mars 2017
[5] OMS - Public health after a nuclear disaster: beyond radiation risks. 30 août 2016
[6] SFEN - Fukushima l'énergie nucléaire au Japon.10-03-2017

LA SURVEILLANCE DE L'ENVIRONNEMENT

Le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (*CEA*) a une mission de recherche et d'expertise scientifique pour la surveillance de l'environnement. Cette mission est confiée à la Direction des applications militaires (*DAM*) où elle est assurée par le Département analyse, surveillance, environnement (*DASE*).

Le moratoire sur les essais nucléaires conclu au début des années 1990 par les Etats possédant « officiellement » l'arme nucléaire s'est traduit par la mise en place du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires (*TICE ou CTBT - Comprehensive Test Ban Treaty*) adopté en 1996 par l'Assemblée des Nations Unies.
Cette nouvelle « donne internationale » a permis une montée en puissance de cette mission civile confiée au CEA/DAM.
Les Etats ayant signé le traité, actuellement au nombre de 183, se sont engagés à ne réaliser aucun essai nucléaire et à participer à la mise en place du système de vérification du traité, le Système de Surveillance International (SSI). Celui-ci comprendra à terme 321 stations réparties de façon uniforme sur l'ensemble du globe pour la surveillance de l'atmosphère, des continents et des océans

carré (rouge) : stations radionucléides triangle (vert) : stations sismologiques
étoile (bleu) stations hydroacoustiques carré (violet) stations infrasons

De par son savoir-faire et son expérience dans les domaines des réseaux de surveillance et de la détection opérationnelle, le CEA/DAM est également en charge d'une mission d'alerte des autorités nationales en cas de forts séismes. Cette mission s'étend aux tsunamis, phénomènes naturels aux très lourdes conséquences humaines.
Après avoir mis en place et opéré depuis la fin des années 1960 un centre d'alerte aux tsunamis en Polynésie française, le CEA/DAM s'est vu confier, par les ministères chargés de la sécurité civile et de la prévention des risques, la création et l'exploitation d'un centre d'alerte aux tsunamis (CENALT). Celui-ci a pour mission d'alerter les autorités nationales en charge de la protection de la population et d'informer les autorités des pays riverains de l'Atlantique Nord-Est et de la Méditerranée occidentale.

Pour permettre à la France de rester un acteur majeur dans le domaine de la surveillance de l'environnement, le DASE a développé, en collaboration avec un très grand nombre de laboratoires nationaux (le CEA, le CNRS, …) et internationaux (comme le Lawrence Livermore National Laboratory aux Etats Unis côte ouest), ses domaines de compétence : les techniques expérimentales (les spectromètres, …), les modèles numériques (stations sismiques équipées du logiciel TREMORS : le traitement automatique des signaux fournit la *localisation* et la *magnitude* du séisme, ….) ainsi que les recherches fondamentales (sur l'*atmosphère* et l'*ionosphère, …..*) effort indispensable pour rester un interlocuteur respecté.

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 59 Ind. 1 du 5 juin 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

LA SURVEILLANCE DE L'ENVIRONNEMENT

1. INTRODUCTION

Fort **de l'expérience de ses équipes d'ingénieurs-chercheurs et de techniciens dans le domaine de la détection des essais nucléaires,** le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (*CEA*) a développé une mission de recherche et d'expertise scientifique pour la surveillance de l'environnement. Cette mission est confiée à la Direction des applications militaires (*DAM*) où elle est assurée par le Département analyse, surveillance, environnement (*DASE*).

Le CEA/DAM exerce sa mission de détection des essais nucléaires depuis la fin des années 1950.
Le moratoire sur les essais nucléaires conclu au début des années 1990 par les Etats dotés[1] s'est traduit par la mise en place du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires (*TICE ou CTBT - Comprehensive Test Ban Treaty*) adopté en 1996 par l'Assemblée des Nations Unies.
Si le principe de ce traité a été respecté par les Etats dotés, d'autres pays ont poursuivi leur programme d'expérimentations nucléaires : ce fut le cas de l'Inde et du Pakistan en 1998, puis de la Corée du Nord qui a réalisé six essais nucléaires entre 2006 et 2017.

Ainsi la mise en place du TICE a changé le contexte de la surveillance des essais nucléaires. Les Etats ayant signé le traité, actuellement au nombre de 183[2], se sont engagés à ne réaliser aucun essai nucléaire et à participer à la mise en place du système de vérification du traité, le Système de surveillance international (SSI). Celui-ci comprendra à terme 321 stations réparties de façon uniforme sur l'ensemble du globe pour la surveillance de l'atmosphère, des continents et des océans.
Le SSI est actuellement bien avancé : plus de 90 % de ses stations sont installées et renvoient leurs enregistrements au Centre international de données (CID) de l'organisation du traité, située à Vienne en Autriche, qui les met à la disposition des Etats membres.

De par son savoir-faire et son expérience dans les domaines des réseaux de surveillance et de la détection opérationnelle, le CEA/DAM est également en charge d'une mission d'alerte des autorités nationales en cas de forts séismes. Cette mission s'étend aux tsunamis. Après avoir mis en place et opéré depuis la fin des années 1960 un centre d'alerte aux tsunamis en Polynésie française[3], le CEA/DAM s'est vu confier, par les ministères chargés de la sécurité civile et de la prévention des risques, la création et l'exploitation d'un centre d'alerte aux tsunamis (CENALT).
Celui-ci a pour mission d'alerter les autorités nationales en charge de la protection de la population et d'informer les autorités des pays riverains de l'Atlantique Nord-Est et de la Méditerranée occidentale. Ce centre a été construit en partenariat avec le Service hydrographique et océanographique de la marine (SHOM) et le Centre national de la recherche scientifique (CNRS). Sa création résulte de la décision de la communauté internationale de mettre en place des systèmes d'alerte aux tsunamis dans l'ensemble des bassins océaniques, suite au tsunami de 2004 dans l'océan Indien. Ce centre qui fonctionne 24h/24, 7j/7 est opérationnel depuis le 1er juillet 2012.

La surveillance radiologique de l'environnement passe par un ensemble de mesures réglementaires effectuées par les exploitants, l'IRSN, l'autorité de sureté et des organismes indépendants autour des sites nucléaires français : installation nucléaire de base (INB), installation classée pour l'environnement (ICPE radioactives).
Ces mesures ne sont pas détaillées ici où l'on ne s'intéresse principalement qu'au domaine de l'environnement des sites liés aux tirs nucléaires et à la fabrication des armes, et dans le cadre de la non prolifération.

---

[1] Les Etats dotés de l'arme nucléaire sont, au sens du Traité de non-prolifération des armes nucléaires (TNP), les Etats ayant fait exploser un engin nucléaire avant le 1er février 1967 : il s'agit des Etats-Unis, du Royaume-Uni, de l'Union soviétique, de la France et de la Chine

[2] Parmi ces Etats, 166 ont ratifié le traité. L'entrée en vigueur requière la ratification des 44 Etats de l'annexe 2 du traité. A ce jour, seuls 36 d'entre eux l'ont ratifié. Les pays restant sont les pays signataires sans ratification : Chine, Egypte, Etats-Unis, Iran et Israël et les pays non signataires : Inde, Pakistan et Corée du Nord

[3] Ce centre d'alerte dénommé Centre polynésien de prévention des tsunamis (CPPT) est situé à Tahiti

2. LA SURVEILLANCE DES ESSAIS NUCLÉAIRES

La sismologie, l'hydroacoustique océanique, l'acoustique atmosphérique infrasonique (ondes acoustiques de basse fréquence) et le transfert des radionucléides (les éléments produits par les réactions nucléaires) dans l'atmosphère constituent les quatre domaines majeurs sur lesquels repose le réseau du SSI.
Le nombre de stations qui constituent ce réseau, 321, permet de garantir la détection, la localisation et la caractérisation de toute explosion nucléaire d'une kilotonne[4] effectuée en tout lieu du globe, quel que soit le mode retenu pour sa mise en œuvre : dans l'atmosphère, sur les continents ou dans les océans.
En certains endroits, les performances du réseau sont encore meilleures et permettent de détecter des explosions d'énergie inférieure à la kilotonne.

Le CEA/DAM a contribué activement à la définition du SSI, puis participé à sa construction, en valorisant et développant son savoir-faire, en particulier pour la technologie infrasons (capteur micro-barométrique, ingénierie des stations), mais aussi pour la mesure des radionucléides dans l'atmosphère (avec le système SPALAX mesurant la concentration atmosphérique de xénon radioactif à très bas niveau).
Aujourd'hui, le réseau infrasons du SSI est composé à 80 % d'équipements de fabrication française. S'agissant des stations de mesure du xénon, 40 % d'entre elles reposent sur la technologie SPALAX du CEA/DAM.

Le CEA/DAM, officiellement nommé « agent exécutif » français par le Ministère des affaires étrangères en 2002, a assuré la réalisation des 16 stations implantées en France (Tahiti, Iles Marquises, Guyane, Guadeloupe, Réunion, Kerguelen, Crozet, Terre Adélie, Nouvelle Calédonie), des 8 stations étrangères installées dans le cadre d'accords bilatéraux (Mongolie, Bolivie, Madagascar, Côte d'Ivoire) ainsi que du laboratoire français d'analyse de radionucléides (à Bruyères-le-Châtel, dans l'Essonne).
Il assure aujourd'hui la responsabilité opérationnelle de ces installations sur l'ensemble de leur cycle de vie.

À ce jour, 23 des 24 stations du SSI sous responsabilité française sont en service. Seule une station infrason reste à déployer en Guadeloupe, suite à un changement de son lieu d'implantation.
Le centre de Bruyères-le-Châtel du CEA/DAM accueille par ailleurs le Centre national de données français (CND). Chargé de l'expertise française, le CND dispose de l'ensemble des données du CID et de moyens d'analyse propres. La France a fourni à l'OTICE des outils d'analyse originaux (logiciels et méthodes scientifiques) qui sont aujourd'hui non seulement intégrés dans le CID, mais aussi mis à la disposition des états signataires, consolidant l'expertise internationale du CEA/DAM.

2.1. LA SISMOLOGIE

De nombreux réseaux sismologiques ont été implantés sur le globe. Reposant sur des initiatives nationales répondant à des objectifs divers (sécurité civile, recherche en science de la Terre, etc.), ces stations réparties de façon très hétérogène et de qualités inégales sont équipées de capteurs qui mesurent les mouvements du sol comme les *sismomètres* et les *accéléromètres*.
S'agissant du SSI, son réseau sismologique est particulièrement adapté à la détection et la caractérisation des explosions nucléaires souterraines. Il comprend 170 stations sismologiques répondant à des critères bien précis de disponibilité, de fiabilité, de qualité et de modalités de transfert des données en temps réel. La France participe à la mise en place du réseau sismologique du SSI à hauteur de 6 stations.

2.2. L'HYDROACOUSTIQUE OCÉANIQUE

Certains Etats disposent, pour les besoins de leur défense nationale, d'installations d'*hydrophones* sous-marins. Cette technologie d'écoute sous-marine est également mise en œuvre pour la détection des essais nucléaires pouvant être réalisés dans les mers et les océans.
Le réseau hydroacoustique du TICE comprend 11 stations dans cet objectif : grâce à la très faible atténuation des ondes hydroacoustiques générées par les explosions sous-marines, l'ensemble des océans peut ainsi être surveillé par un nombre réduit d'installations.
Le réseau du SSI est composé de 6 réseaux d'hydrophones immergés, aux profondeurs locales du guide d'ondes océanique (quelques centaines de mètres à un kilomètre de profondeur selon les latitudes) et de 5 stations sismiques côtières. Celles-ci enregistrent les ondes sismiques issues de la conversion des ondes océaniques à leur rencontre des talus côtiers.
Deux stations françaises contribuent au réseau du SSI : un réseau d'hydrophones aux iles Crozet et une station sismique côtière en Guadeloupe.

[4] Unité d'énergie utilisée pour caractériser l'énergie des explosions nucléaires. Correspond à l'équivalent de mille tonnes de TNT (trinitrotoluène), soit sensiblement 4,18 10^{12} Joules.

carré (rouge) : stations radionucléides triangle (vert) : stations sismologiques
étoile (bleu) stations hydroacoustiques carré (violet) stations infrasons

2.3. L'ACOUSTIQUE ATMOSPHÉRIQUE BASSE FRÉQUENCE

Les ondes de pression produites par les explosions nucléaires atmosphériques se transforment rapidement en infrasons. Ces ondes dont les fréquences se situent au-dessous du domaine audible (< 20 Hz) ont la capacité de se propager dans l'atmosphère sur de longues distances, à la vitesse du son, avec peu d'atténuation.
Ces ondes sont détectées par des capteurs de pression, les *microbarographes* (ou capteurs micro-barométriques) développés dans les années 1950 par le professeur Yves Rocard (un grand nom de la physique et du CEA).
Le réseau du SSI se compose de 60 stations infrasons disposées le plus uniformément possible sur le globe. Les capteurs de technologie française y prennent une part importante.
La France participe à la mise en place du réseau infrason du SSI à hauteur de 9 stations.

2.4. LES STATIONS DE MESURE DES RADIONUCLÉIDES DANS L'ATMOSPHÈRE

Les trois technologies décrites dans les chapitres précédents permettent de détecter les ondes produites par des explosions dans l'atmosphère, sous terre ou dans l'eau. Afin de confirmer la nature nucléaire de l'explosion, et de la discriminer d'autres types d'explosions (explosions conventionnelles, minières, etc.), une quatrième technologie est mise en œuvre : la mesure des radionucléides.
Particulièrement adaptée à la détection des aérosols provenant des essais conduits dans l'atmosphère, elle permet également de détecter, dans certaines conditions, les radionucléides produits par les explosions souterraines et sous-marines. Dans ce cas les radionucléides se présentent préférentiellement sous la forme de gaz.

Le réseau du SSI prévoit 80 stations radionucléides (*stations aérosols* et *stations gaz*) et 16 laboratoires radionucléides pouvant analyser, en vue d'une interprétation plus précise, des échantillons provenant des stations du SSI. La France a la responsabilité de 7 stations radionucléides et d'un des 16 laboratoires.

2.4.1. Stations aérosols

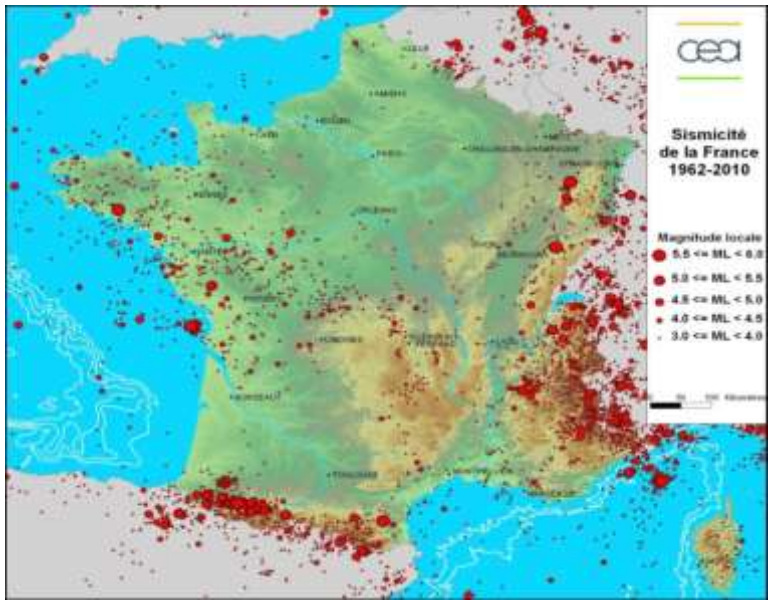
Elles prélèvent les particules solides (aérosols) en suspension dans l'atmosphère par aspiration d'un grand volume d'air au travers d'un filtre. L'analyse de ce filtre par un système de spectrométrie γ intégrée à la station signale la présence de certains éléments radioactifs caractéristiques d'une explosion nucléaire. Le réseau du SSI comprend 80 stations aérosols.

2.4.2. Stations gaz

Le CEA/DAM a développé un Système de prélèvement automatique en ligne avec analyse du xénon (*SPALAX*) entièrement automatisé et fonctionnant en continu, capable d'extraire le xénon à partir d'un prélèvement d'air, de le concentrer, et de le mesurer en ligne par spectrométrie X et γ [Réf.1].
Le cycle de fonctionnement est le suivant : prélèvement d'air pendant 12 ou 24 heures puis mesure par *spectrométrie d'émission X et* γ, pendant 24 heures à partir d'une cellule de 25 cm^3 contenant quelque cm^3 de xénon concentré dans de l'azote. Il est prévu l'installation de 40 stations de mesure isotopique du xénon.

3. LA DÉTECTION SISMIQUE

Cette surveillance a débuté à la fin des années 1950 par la mise en place du réseau sismologique du Laboratoire de détection géophysique (*LDG*), un laboratoire précurseur du DASE, avec l'installation de trois stations de détection en Normandie, puis trois autres dans le Morvan (voir Article GAENA N° 46 « Sismologie »).
Le réseau a évolué pour atteindre plus de 40 stations en France métropolitaine et en Corse. Utilisé pour la surveillance des essais nucléaires étrangers, ce réseau est également un instrument essentiel pour alerter les autorités nationales chargées de la sécurité civile et de la prévention des risques.



Sismicité naturelle de la France et de ses environs entre 1962 et 2010

3.1. LE SUIVI DE LA SISMICITÉ : ALERTES ET INFORMATIONS

3.1.1. Les alertes

Le suivi de la sismicité est réalisé par la détection de tout événement sismique, de sa localisation rapide, de l'évaluation de sa magnitude et de l'alerte des pouvoirs publics. Les données des stations d'enregistrement sismiques sont transmises en temps réel aux laboratoires du DASE où elles sont alors traitées et analysées.
Le DASE doit alors :

- alerter la sécurité civile dans un délai inférieur à 2 heures en cas de séisme de magnitude supérieure à 4 en France ou dans les régions frontalières
- contribuer à l'alerte au Conseil de l'Europe dans un délai de 1 heure en cas de séisme de magnitude supérieure à 5 dans la région euro-méditerranéenne
- prévenir la sécurité civile du risque de tsunami consécutif à un fort séisme, en particulier dans le Pacifique (Centre polynésien de prévention des tsunamis de Tahiti) et dans la région Atlantique Nord-Est / Méditerranée occidentale (CENALT). Les alertes du CENALT doivent être transmises dans un délai de 15 minutes

Ces alertes reposent sur des systèmes automatiques traitant les signaux sismiques et fournissant la *localisation* et la *magnitude* (le pouvoir destructeur) du séisme. Ces informations sont ensuite validées par un sismologue à qui incombe la responsabilité de diffuser les alertes. Le service d'alerte est assuré 24h/24 et 7j/an.

3.1.2. Les informations

En plus des alertes, le DASE émet des bulletins périodiques qui sont des cartes des événements sismiques détectés sur le territoire métropolitain et les régions frontalières.

Ces cartes comprennent la sismicité naturelle mais aussi des tirs de carrière et des activités industrielles qui sont identifiés. Des études plus « particulières » sont engagées dans le cas de magnitude importante afin de préciser l'épicentre et « l'origine » du phénomène. Ces informations sont accessibles au public sur le site Internet du DASE (www.dase.cea.fr).

3.2. LA RECHERCHE ET LES APPLICATIONS

3.2.1. Étude des sources sismiques

Les études fondamentales cherchent, en s'appuyant sur la modélisation numérique et les observations de terrain, à comprendre le mécanisme qui est à l'origine des séismes. Sous l'effet de la tectonique des plaques, des contraintes s'accumulent dans la croûte terrestre.
Un séisme se produit lorsque les forces appliquées sur les failles, où se concentrent ces contraintes, dépassent la résistance mécanique liant les deux pans de faille. Les blocs présents de part et d'autre de la faille glissent soudainement l'un par rapport à l'autre et une rupture se propage en générant des ondes à l'intérieur de la Terre. La modélisation des enregistrements de ces ondes permet raisonnablement de reproduire le comportement des ondes sismiques et ainsi d'expliquer le mécanisme de la rupture.

L'observation des mouvements de la planète effectuée grâce au traitement des données de stations de détection sismique conduit non seulement à la production de catalogues de sismicité mais aussi à de nombreuses études fondamentales en sismologie.

3.2.2. Évaluation de l'aléa sismique

On cherche à évaluer l'aléa sismique c'est-à-dire calculer la probabilité que dans une période de référence une secousse sismique atteigne ou dépasse une certaine intensité sur un site.
Le risque sismique est déduit de l'aléa et se traduit en niveau de dommages associé à une probabilité. Ces calculs d'aléas sont conduits pour les études réglementaires de sûreté des sites industriels (notamment les sites du CEA qui accueillent des installations nucléaires) mais aussi pour établir le zonage sismotectonique pris en compte pour les règles de construction de l'habitat individuel.

4. SURVEILLANCE RADIOLOGIQUE DE L'ENVIRONNEMENT

4.1. LA SURVEILLANCE DES ATOLLS DU PACIFIQUE

Dans le cadre de la surveillance radiologique de l'environnement des anciens sites d'expérimentations nucléaires de Polynésie française, le CEA/DAM assure pour le compte du Ministère des armées des missions d'expertise scientifique et d'assistance technique.
A cet effet, le DASE participe à l'élaboration et à la qualification des procédures de prélèvements qui sont effectués annuellement sur les deux atolls de Mururoa et de Fangataufa.
Tous les échantillons prélevés sont traités et analysés dans les laboratoires de physique et de chimie du DASE à Bruyères-le-Châtel.

La campagne annuelle de prélèvements concerne tous les éléments de l'environnement :

- air : prélèvement en continu
- eaux : échantillonnage complet (eaux souterraines, des lagons et océaniques)
- espèces biologiques terrestres et marines
- sols terrestres et sédiments marins

Les résultats de ces campagnes de prélèvements sont présentés chaque année dans un rapport édité par le Ministère des armées, accessible sur le site Internet du ministère.
Ils montrent que les radionucléides artificiels mesurés dans les échantillons sont présents à des niveaux très bas et souvent inférieurs ou voisins de la limite de détection des appareils de mesure, confortant ainsi les conclusions du bilan de la situation radiologique établi par l'AIEA en 1996 à la suite de l'arrêt définitif des essais nucléaires dans les atolls de Polynésie française.

4.2. ÉTUDE DE LA MIGRATION DES RADIONUCLÉIDES DANS LES SOLS

Ces études se situent au carrefour de plusieurs disciplines scientifiques et nécessitent des compétences dans des domaines très variés comme la géologie, l'hydrogéologie, la géochimie ou la métrologie.

Le diagnostic environnemental d'un site s'appuie sur quatre axes convergents :

- connaissance du site : l'*acquisition* des données sur le terrain permet d'identifier la nature et la structure du sous-sol et de déterminer les directions et les vitesses d'écoulement des eaux. Elle consiste également surveiller l'évolution du système hydrogéologique et géochimique en fonction du temps, grâce à des mesures en continu ou à des prélèvements périodiques
- la caractérisation radiologique : par des mesures in-situ ou en laboratoire, elle permet de quantifier et d'*identifier* la nature des radionucléides à la fois des sols et des sous-sols. Cette caractérisation peut être menée si nécessaire sur l'ensemble des compartiments de l'environnement (air, eaux, sédiments). Notons que le DASE dispose de laboratoires dont les performances sont reconnues au niveau national et international. En particulier, ils permettent des mesures d'éléments à de très faibles concentrations qui appartiennent au domaine dit « des ultra traces »
- acquisition de données : après *caractérisation* des composés minéraux ou organiques qui régissent le transfert des radionucléides dans le milieu naturel, la mobilité des radionucléides dans l'environnement est *évaluée. C'est un paramètre déterminant pour la modélisation des phénomènes*
- modélisation numérique : le *couplage* des modèles numériques permet de simuler la migration d'un radionucléide dans le milieu naturel en intégrant l'ensemble des processus responsables du transfert. La contribution de ces représentations numériques 2D et 3D à la surveillance de l'environnement, déjà possibles avec les premières générations de calculateurs, se trouve renforcée avec les possibilités actuelles du calcul intensif offertes par le *Très Grand Centre de Calcul du CEA* (TGCC) [Réf.2]

5. MESURES DANS L'ATMOSPHÈRE

Le CEA poursuit des recherches fondamentales sur l'*atmosphère* et l'*ionosphère*, ces études qui peuvent paraitre très en amont des besoins sont nécessaires dans la perspective d'une anticipation des besoins à venir pour remplir les missions liées à la surveillance de l'environnement.

5.1. LES INFRASONS DANS L'ATMOSPHÈRE

Les stations infrasons peuvent détecter des perturbations naturelles d'origine atmosphérique comme les orages météorologiques, les effets de phénomènes naturels tels les tremblements de terre, les éruptions volcaniques, les houles océaniques, les éclipses solaires, mais également des perturbations liées aux activités humaines sources d'infrasons comme les tirs de carrières, les installations d'éoliennes, etc.
Combinés à d'autres types de mesures (sondage par lidar notamment), les infrasons apportent des mesures directes et précises des champs de vents et de température entre 30 et 90 km d'altitude.
Ces données permettent de valider les modèles de circulation dynamique de l'atmosphère et d'apporter des précisions, à l'échelle globale, pour certains compartiments de l'atmosphère inaccessibles aux mesures traditionnelles.

5.2. ÉTUDES DE L'INTÉRACTION ATMOSPHÈRE - IONOSPHÈRE

A plus haute altitude, entre 90 km et plusieurs centaines de kilomètres, l'ionosphère est un milieu complexe, siège de perturbations intenses comme les orages atmosphériques ou magnétiques, les aurores boréales, les instabilités de plasmas, etc.
Des études ont été conduites depuis plusieurs années dans le but de comprendre les sources de perturbations de l'ionosphère et les différentes interactions entre l'atmosphère et l'ionosphère, autant de phénomènes à prendre en compte pour les projets de détection depuis l'espace.

6. CONCLUSION

Depuis la création du LDG, le laboratoire dont la mission fondatrice était la détection et la caractérisation des essais nucléaires étrangers, un long chemin scientifique et technique a été parcouru par le DASE.
Si la mission de surveillance des explosions nucléaires demeure sa mission régalienne, elle s'exerce toujours dans un cadre national en réponse aux besoins exprimés par les autorités de l'Etat, mais aussi dans le cadre international du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires.
Le DASE est en charge, en qualité d'agent exécutif, de porter la contribution technique de la France à la mise en place de ce traité et à l'évaluation des performances de son système de vérification. La compétence scientifique acquise dans ce domaine lui a permis de l'élargir plus généralement à la surveillance de l'environnement.

Les catastrophes naturelles plus fréquentes, comme par exemple le tsunami de Sumatra dans l'océan Indien en 2004 et celui de la côte Pacifique au Japon en 2011, aux conséquences humaines et économiques dramatiques ont modifié les enjeux sociétaux : la surveillance globale de l'environnement devient une priorité internationale encore plus urgente et la mise en commun des moyens une nécessité face aux nombreux défis technologiques.

De plus le DASE mène des études et organise des pôles de compétence dont l'objectif est d'évaluer les aléas, d'estimer les impacts sur les installations nucléaires et ceux qui en découleraient sur l'environnement. Il bénéficie pour cela de son expertise, d'outils de calcul performants et d'exercices de simulation de crise au CEA.

L'expérience acquise par le CEA, pour réussir sa mission historique de surveillance des explosions nucléaires et de lutte contre la prolifération des armes nucléaires, devrait lui permettre de rester en « première ligne » et à la France de rester un acteur majeur dans le domaine à « haute valeur ajoutée » de la surveillance de l'environnement.

7. RÉFÉRENCES

Beaucoup d'informations et d'animations (tsunamis par exemple) sont accessibles sur le site Internet (www.dase.cea.fr)

[Réf.1] La Détection Chimique et Radioactive dans l'Environnement. Revue Chocs (numéro 35 - décembre 2007) Revue scientifique et technique de la Direction des applications militaires

[Réf.2] TERATEC : Pôle européen de compétence en simulation numérique haute performance implanté sur le site du CEA-DAM Ile de France à Bruyères le Châtel

GAENA
(ex GASN)

Fiche N° 60 Ind. 1 du 5 juin 2018

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA

Groupe Argumentaire sur les Energies Nucléaire et Alternatives

COMMENT EST CALCULÉ LE COÛT DE L'ÉLECTRICITÉ NUCLÉAIRE

1. MÉTHODOLOGIE D'APPROCHE DE LA DÉMARCHE

Le coût comparatif de l'électricité des différentes filières de production constitue actuellement un sujet de divergence notoire entre les différents acteurs.
Ces divergences proviennent principalement :

- du message qui veut être diffusé
- des éléments qui sont pris en compte dans l'estimation du coût
- de la méthode de calcul
- de la disponibilité des données
- de la période sur laquelle porte l'estimation …

Cette comparaison est d'autant plus difficile que les facteurs qui entrent dans l'estimation des coûts sont souvent très différents entre filières et dans une même filière, ces estimations peuvent même dépendre du point de vue dans lequel on se place (coût global, coût comptable, coût cash…).

Cette fiche n'abordera que la filière électronucléaire en se référant à **l'étude de la Cour des comptes de 2012[1].** Elle a essentiellement pour but de dresser un inventaire de tous les éléments qui entrent dans le calcul des coûts et de sensibiliser le consommateur sur le rapport entre les investissements engagés et le prix de revient du KWh électronucléaire.
Ceci permettra entre autre d'établir un canevas d'analyse qui facilitera par la suite la comparaison poste par poste avec les autres filières.

Le coût global décline les dépenses réelles engagées, l'estimation des dépenses futures permettant de mener le parc à son terme de 40 ans et le coût des dépenses annuelles de production.
Deux exemples de calcul du prix du KWh sont donnés à titre indicatif.
Ce prix est exprimé en ***€ / kWh pour le service rendu***, c'est-à-dire en prenant en compte la totalité de l'énergie fournie par le parc[2] nucléaire pendant toute sa durée de vie.

2. PARC DE PRODUCTION

Puissance installée : 62 510 MW

- **palier 900 :** 34 réacteurs de 39 à 35 ans
- **palier 1300 :** 20 réacteurs de 32 à 25 ans donc 10 réacteurs de plus de 30 ans et plus
- **palier 1450 :** 4 réacteurs de 17 à 15 ans

Durée de vie minimale prévue 40 ans

Energie fournie sur 40 ans par le parc actuel avec un taux de disponibilité forfaitaire[3] de 80 % :

62 510 x 8 760 x 0,8 x 40 = 1,7 10^{13} kWh

[1] Cette étude demandée par le premier ministre avait pour but d'éclairer le gouvernement sur les coûts de la filière électronucléaire

[2] Les investissements et les différentes dépenses s'étendant sur une très longue période, tous les coûts ont été ramenés € 2010

[3] Depuis 2006 le taux de disponibilité décroit régulièrement de 83.6 à 78.5 % faute d'investissements de maintenance suffisants. La politique actuelle de maintenance d'EDF a pour objectif de ramener ce taux à 85 % dans un proche avenir

3. ÉLEMENTS À PRENDRE EN COMPTE DANS LE DÉVELOPPEMENT DE LA FILIÈRE NUCLÉAIRE

La filière nucléaire de par la complexité du domaine constitue une science en soi intégrant de très nombreux domaines de recherche et de développement que l'on ne retrouvera pas systématiquement dans les autres filières de production d'électricité :

- dépenses courantes (production)
- coût de la construction investissement initial
- investissement de maintenance
- dépenses de recherche
- dépenses de démantèlement
- charges de gestion du combustible irradié (transport et retraitement)
- gestion des déchets radioactifs

Tous ces thèmes couvrent la totalité du cycle de l'électricité depuis la recherche initiale jusqu'au démantèlement et la gestion des déchets sur le long terme.

4. ANALYSE PAR THÈMES

4.1. DÉPENSES COURANTES DE PRODUCTION

Les dépenses courantes annuelles couvrent les dépenses de production de l'électricité elles-mêmes (combustible, personnel, consommations externes, impôts et taxes, et fonctionnement des centrales) ainsi que les frais de production 8 954 M€
Frais de sécurité, sûreté et transparence 644 M€
Total dépenses courantes de production **9 598 M€**

Ce coût correspond au fonctionnement annuel (référence année 2010, 407,9 TWh produit).

4.2. COÛT DE CONSTRUCTION ET DÉPENSES INITIALES

Coût de la construction	72 862 M€
Frais d'ingénierie et de main d'œuvre EDF	6 888 M€
Frais de pré exploitation, mise et route, essais, formation…	3 488 M€
Frais intercalaires	12 800 M€
Coût total des constructions 2010	**96 038 M€**

4.3. INVESTISSEMENT AREVA-COGÉMA

Investissement pour l'enrichissement	8 000 M€
Investissement de retraitement	22 000 M€
Investissement total	30 000 M€
Coût pour la France (50 % financé par les clients)	**15 000 M€**

4.4. INVESTISSEMENT DE MAINTENANCE

Les investissements de maintenance sont difficiles à évaluer car ils dépendent essentiellement de la mise à niveau suite à l'évolution des normes et plus particulièrement à la prise en compte de l'effet Fukushima.

Jusqu'en 2010 ils se situaient sur une moyenne annuelle de 1,5 Md€, mais pourrait atteindre 3,7 Md€ dans les années à venir.

Coût sur la période 2003/2010	8 320 M€
Coût estimé sur la période 2010/2025	55 500 M€
Coût total estimé des investissements de maintenance	**63 820 M€**

Ce coût ne prend pas en compte les investissements de première génération.

4.5. DÉPENSES DE RECHERCHE

Les dépenses de recherche comprises entre 1957 et 2010 s'élèvent à 55.2 Md€ et couvrent toutes les filières des générations 1 à 3 ainsi que de la génération 4. Ceci correspond à un investissement moyen d'un peu plus d'1Md€ par an que l'on considèrera constant jusqu'en 2042 fin du parc actuel (diminution de dépenses sur le parc actuel et augmentation sur la génération 4.

Coût des dépenses 1957/2010	55 200 M€
Projection jusqu'en 2042	3 200 M€
Total des dépenses de recherche	**87 200 M€**

On considèrera que toutes les dépenses de recherche contribueront à la maitrise des processus.

4.6. DÉPENSE DE DEMANTÈLEMENT

L'estimation du coût du démantèlement porte sur l'ensemble du parc nucléaire et des installations annexes d'EDF, AREVA et du CEA civil

EDF

Il y a au total 74 installations

- 62 installations en activité dont 58 réacteurs
  Le prix intègre les GV déjà changés 18 398,5 M€
- 12 installations arrêtées Reste à payer fin 2010 2 504,4 M€
  Cout du dernier cœur (fin de filière) 3 800,0 M€

AREVA

Concerne essentiellement le site de La Hague pour 81 % 7 108,4 M€

CEA Civil

Ceci concerne toutes les installations de recherche du CEA ne bénéficiant pas d'un effet de série (laboratoire, installations pilotes, réacteur d'étude …) 3 911,2 M€

Total des dépenses de démantèlement **35 722,5 M€**

4.7. CHARGES DE GESTION DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ (TRANSPORT ET RETRAITEMENT)

EDF

Actuellement 18546 tonnes de combustible sont stockés, en attente de traitement, soit sur le site des centrales soit à La Hague.

Charge de gestion des combustibles EDF 14 385,8 M€

CEA civil

Le combustible irradié ne représente que 49 tonnes. Mais contenu de la spécificité des produits ceci représente tout de même une charge importante

Charge de gestion des combustible CEA 419,9 M€

Total des charges de gestion du combustible irradié **14 805,7 M€**

4.8. CHARGE DE GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Les déchets radioactifs proviennent de la production d'électricité, de la recherche, des activités de défense, du secteur médical et autres industries non nucléaires. L'essentiel provient des combustibles des centrales nucléaires pour 81 %. Ces chiffres sont des estimations sur la gestion future des déchets.

Charges brutes relatives à la gestion future :

EDF	23 017 M€
AREVA	2 859 M€
CEA	2 403 M€
ANDRA	83 M€

Total des charges brutes relatives à la gestion future **28 300 M€**

5. COÛT DU CAPITAL

Bien que significatif le coût du capital n'est pas intégré dans cette étude car on ne connait pas parfaitement l'historique du financement au cours du temps, ni la valeur économique du parc. Cette estimation repose donc sur des conventions qui ne sont pas prises en compte dans cette analyse.

6. RÉSUME DES COÛTS DU NUCLÉAIRE (HORS COÛT DU CAPITAL)

Investissement nécessaire au fonctionnement du parc

Construction EDF (*)	96,0 Md€
Investissement AREVA (*)	15,0 Md€
Recherche	87,2 Md€
Investissement de maintenance (*)	63,8 Md€
Démantèlement	35,7 Md€
Gestion du combustible	14,8 Md€
Déchets radioactifs	28,3 Md€
Total toutes dépenses confondues	**341 Md€**
Dépenses courante annuelles de production	**9,6 Md€**

Année de référence 2010. Production 408 TWh

(*) Ne prend pas en compte les dépenses de première génération

7. ESTIMATION DU PRIX DU KWH (EXEMPLE DE CALCUL)

L'analyse ci-dessus détaille la totalité des dépenses répertoriées liées à la production d'électricité. L'estimation du prix du kWh va dépendre des éléments qui vont être intégrés dans le calcul.

Coût de production
Ce coût, lié au coût du combustible, à la rétribution du personnel et plus globalement au coût de la vie, est forcément variable dans le temps.
Mais afin d'avoir un point de comparaison on retiendra les données affichées par la Cour des comptes dans son étude de 2012.

Si l'on ne tient compte que des dépenses annuelles de production d'électricité le coût du kWh est de :
9,6 Md€ / 408 TWh = 0,024 € / kWh pour l'année de référence 2010

Coût de fonctionnement sur 40 ans (hors coût du capital)
Si l'on ne retient que les frais indispensables au fonctionnement des centrales de production, il faut prendre en compte le coût de la construction du parc nucléaire et des installations de traitement, les investissements de maintenance des installations et la gestion du combustible.

Ces frais sont à répartir sur la totalité de la production électrique.
$(96 + 15 + 63{,}8 + 14{,}8)$ Md€ / $1{,}7\ 10^{13}$ kWh = 0,011 € / kWh

Le prix de revient de l'électricité est : 0,024 + 0,011 = 0,035 € / kWh pour l'année de référence 2010

Coût complet de la filière nucléaire (hors coût du capital)
Maintenant si l'on considère que l'électricité nucléaire doit couvrir l'ensemble des dépenses liées au nucléaire (recherche, gestion du combustible et des déchets, démantèlement etc.), le coût de fonctionnement complet est alors de
341 Md€ / $1{,}7\ 10^{13}$ kWh = 0,019 € / kWh

Le prix de l'électricité, toutes dépenses confondues hors coût du capital, s'établit à :
0,024 +0,019 = 0,043 €/KWh pour l'année de référence 2010.

La prise en compte du coût du capital devrait rapprocher le prix du kWh à celui de la Cour des comptes dans son estimation 2012 (voir chapitre 8).

8. ESTIMATION ET AVIS DE LA COUR DES COMPTES

L'estimation de la Cour des Comptes repose sur 4 modes de calcul différents :
Coût comptable 0,0334 € / kWh
Coût comptable qui tient compte de l'amortissement du parc mais pas de la rémunération du capital

Coût méthode Champsaur 0,0331 € / kWh
Coût de l'approche de la commission Champsaur tient compte de l'amortissement du parc et de la rémunération du capital qui n'est pas amorti (objectif : calcul d'un tarif)

Coût comptable complet 0,0398 € / kWh

Coût comptable complet de production (C3P) qui tient compte de l'amortissement, de la rémunération du capital qui n'est pas amorti et de l'augmentation du coût du parc de remplacement
Coût courant économique 0,0495 € / kWh

Coût courant économique (CCE) ne tient pas compte de l'amortissement du parc actuel, rémunère le capital investi à l'origine en tenant compte de l'inflation (objectif d'un coût moyen sans référence historique).

Remarque de la Cour des comptes : Ce n'est pas ce coût de production qui est aujourd'hui calculé dans les comparaisons internationales, notamment celles de l'AEN[4], ni dans la comparaison aux autres énergies, comme dans les coûts de référence de la DGEC[5].

9. DURÉE DE VIE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

La durée de vie des installations industrielles est forfaitairement limitée à 40 ans pour les raisons suivantes :

- on estime que les investissements ont été rentabilisés
- que les progrès technologiques font que certains équipements deviennent obsolètes
- que les normes ayant changé, en particulier en matière d'environnement et de sécurité, une mise en conformité doit être effectuée
- que la fourniture ne correspond plus au besoin.

Ces critères s'appliquent au nucléaire et EDF conscient de ces problèmes a prévu un investissement de 3,7 Md€ par an jusqu'en 2025 pour mettre ses installations à jour et ainsi amener la durée de vie à 60 ans soit une fourniture de 2,7 10^{13} kWh.

Le coût complet serait alors ramené à :
341 Md€ / 2,7 10^{13} kWh = 0,012 € / kWh

En considérant que les frais supplémentaires, de sécurité, de sureté et de transparence sont inclus dans les dépenses courantes de production (voir § 4.1) l'augmentation de la durée de vie des centrales engendrerait un gain de 36 % sur le coût de fonctionnement.

10. CONCLUSION

L'inventaire de tous les éléments qui entrent en ligne de compte dans le coût de l'énergie électrique nucléaire permettra à chacun de juger du poids relatif de chaque poste sur le prix de cette énergie.
Elle met en évidence en particulier que, bien que les investissements soient lourds en matière de structure industrielle, de sécurité et de gestion des déchets, ils contribuent pour moins de la moitié dans le prix de revient de l'électricité.

Ces prix sont exprimés en € 2010. Le coût de fonctionnement ne devrait pas évoluer de façon sensible car les dépenses futures ont été anticipées dans cette évaluation. Le facteur variable est essentiellement le coût de production qui dépend du marché annuel.
La différence que l'on trouve dans les diverses estimations ne dépendent en réalité que de la façon de réaliser le calcul et en particulier si on exclut ou pas les dépenses qui sont déjà largement amorties.

[4] AEN Agence pour l'Energie Nucléaire (OCDE)

[5] DGEC Direction Générale de l'Energie et du Climat