

L'ENERGIE NUCLEAIRE

LA SURETE



25 questions-25 réponses

LA SURETE

25 QUESTIONS — 25 REPONSES

SOMMAIRE

- 1 Qu'est-ce que l'énergie nucléaire ? p. 2
- 2 Qu'est-ce que la radioactivité ? p. 4
- 3 Qu'est-ce qu'une centrale nucléaire ? p. 6
- 4 Qu'est-ce que la sûreté nucléaire ? p. 9
- 5 Sur quels principes repose la sûreté des installations nucléaires ? p. 10
- 6 Une centrale nucléaire peut-elle se transformer en « bombe atomique » ? quels sont les risques les plus graves ? p. 11
- 7 Les populations ont-elles à craindre autour des centrales l'effet de faibles doses de radioactivités ? p. 14
- 8 Quels sont les accidents les plus graves survenus sur les installations nucléaires ? p. 16
- 9 Que s'est-il passé à la centrale de Three Mile Island près d'Harrisburg, aux USA ? p. 18
- 10 Y a-t-il des différences du point de vue de la sûreté entre les centrales nucléaires françaises et américaines ? p. 20
- 11 Quelles actions ont été entreprises en France à la suite de l'accident de Three Mile Island ? p. 21
- 12 Y a-t-il un effort de recherche particulier à la sûreté ? p. 23
- 13 EDF est-il juge en matière de sûreté ? Les organismes de sûreté sont-ils indépendants ? p. 24
- 14 Quels problèmes posent l'information en matière de sûreté nucléaire ? p. 27
- 15 A-t-on prévu les cas de catastrophes extérieures comme les tremblements de terre ou les chutes d'avion ? p. 30
- 16 Que se passe-t-il dans une centrale nucléaire si des matériels sont défectueux ? p. 31
- 17 Mais en pratique, quelles précautions sont prises pour garantir le bon fonctionnement des matériels ? p. 33
- 18 La sûreté tient-elle compte d'erreurs éventuelles de conduite ? p. 35
- 19 La sûreté intervient-elle dans le choix des sites nucléaires ? p. 36
- 20 Des dispositions particulières sont-elles prises pour les réacteurs surrégénérateurs ? p. 37
- 21 Quels problèmes de sûreté sont rencontrés dans les installations nucléaires autres que les réacteurs ? p. 40
- 22 Que fait-on des déchets nucléaires ? Comment la sûreté des stockages est-elle assurée ? p. 43
- 23 Pourquoi développer en France l'énergie électronucléaire ? p. 46
- 24 Quel est le programme nucléaire français ? p. 49
- 25 Comment se renseigner sur l'énergie et la sûreté nucléaire ? p. 54



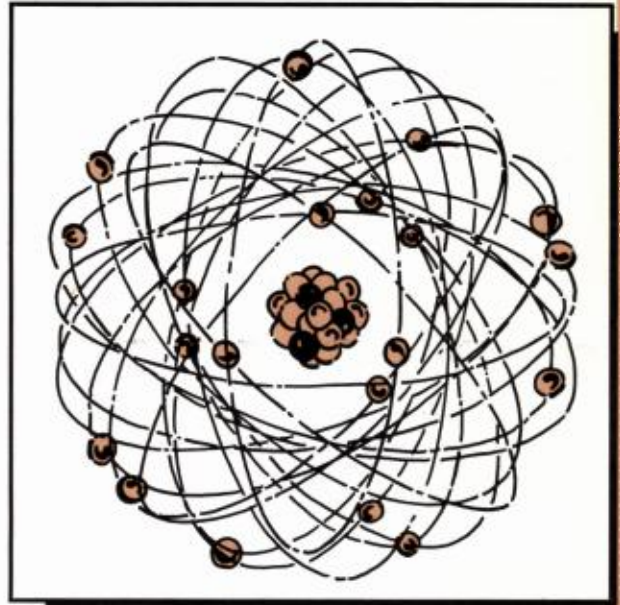
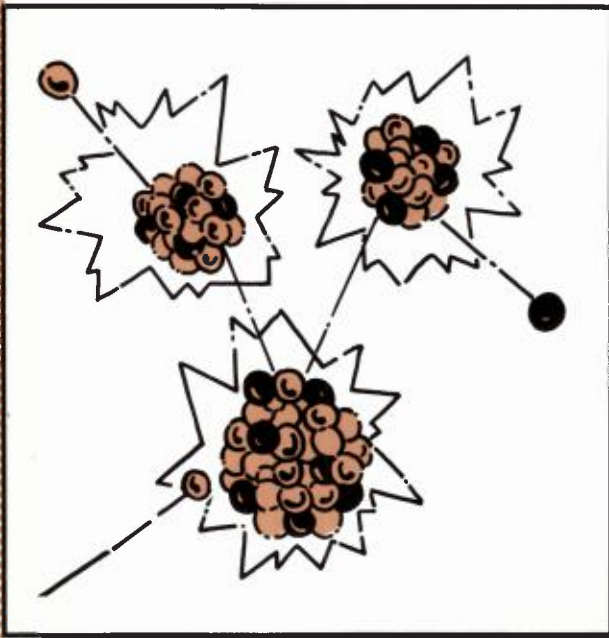
Qu'est-ce que l'énergie nucléaire ?

On appelle énergie nucléaire l'énergie mise en jeu lors de toute modification du noyau d'un atome. L'atome est la plus petite partie d'un corps dont il forme le constituant. Tous les corps de la matière (air, eau, bois, métaux, etc.) sont composés d'atomes infiniment petits. Chacun d'eux comprend un noyau autour duquel tournent à grande vitesse de petites particules chargées d'électricité négative : les électrons. Mais c'est le noyau qui est le véritable assemblage de base de la matière.

Deux particules se trouvent généralement assemblées dans un noyau d'atome : les protons, qui ont une charge électrique positive, et les neutrons qui n'ont aucune charge électrique.

Les atomes dont les noyaux ont le même nombre de protons (et un nombre différent de neutrons) sont appelés isotopes. Ainsi l'uranium

la fission de l'atome



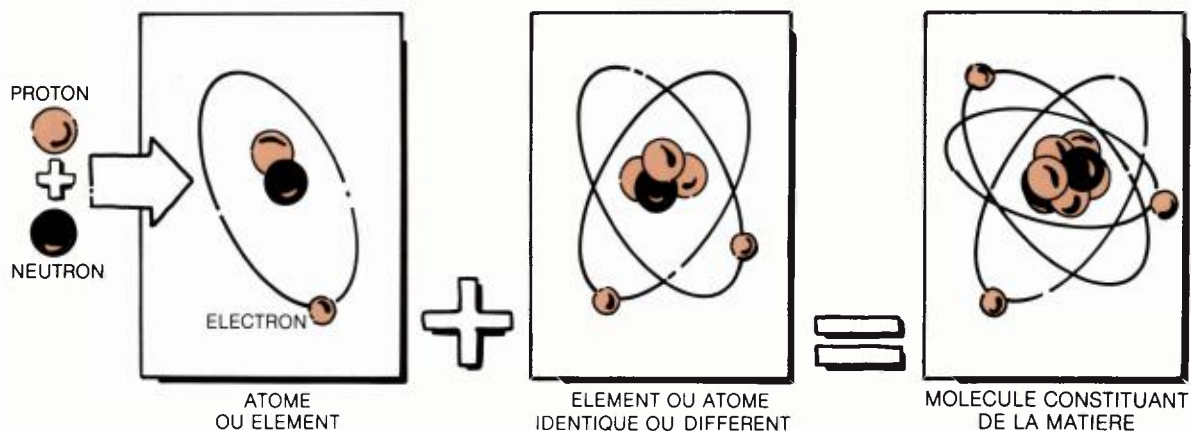
représentation d'un atome

dont le noyau a toujours 92 protons présente 2 isotopes selon que le noyau a :

- 143 neutrons et c'est de l'uranium 235 :
 $143 + 92 = 235$
- 146 neutrons et c'est de l'uranium 238 :
 $146 + 92 = 238$

L'isotope 235 de l'uranium est le seul corps naturel dont le noyau est susceptible d'être « cassé », c'est-à-dire de faire l'objet d'une fission sous le choc d'un neutron. D'après la célèbre relation d'Einstein, $E = mc^2$ cette fission libère une quantité d'énergie équivalente à la différence de masse entre le noyau avant fission et les différents morceaux obtenus. A ces morceaux de noyaux s'ajoutent des neutrons libres éjectés lors de la fission et qui peuvent en provoquer de nouvelles. Ainsi pour 2 neutrons éjectés lors d'une première fission, à la première génération il y a 2 fissions nouvelles, à la seconde 4, à la troisième 8, à la quatrième 16... à la dixième 1024... à la vingtième

LA CONSTITUTION DE LA MATIERE



1 048 576. Or, entre une génération et la suivante s'écoule moins d'un cent millionième de seconde. On imagine donc quelle énergie peut être obtenue en une fraction de seconde par une telle réaction en chaîne. Mais si l'on obtient qu'à partir d'une certaine génération il y ait très exactement en moyenne un seul neutron à provoquer une nouvelle fission, la réaction en chaîne est domptée : on a conçu un réacteur nucléaire dégageant une quantité d'énergie continue et pré-déterminée.

En réalité, ce qui est difficile, ce n'est pas d'arrêter la réaction en chaîne, mais au contraire de l'entretenir car la probabilité est faible pour qu'un neutron éjecté à l'issue d'une fission soit en mesure d'en provoquer une autre. Les uns s'échappent du réacteur, les autres sont captés par des noyaux non fissiles. La probabilité d'une réaction varie par ailleurs considérablement avec la vitesse des neutrons et les fissions se font beaucoup plus facilement avec des neutrons lents qu'avec des neutrons rapides. La raison est très complexe mais pour prendre une image disons qu'un neutron qui passe lentement à proximité d'un noyau fissile a beaucoup plus de chance d'être happé par ce noyau, donc de provoquer une fission que s'il passe très vite. Ces neutrons qui atteignent la vitesse de 20 000 km par seconde lorsqu'ils naissent à l'issue d'une fission doivent donc être ralentis. C'est l'objet du modérateur qui dans les réacteurs classiques entoure les combustibles nucléaires. Il est constitué de noyaux légers car les neutrons se comportent comme

des billes lancées à grande vitesse : ils rebondissent sur les obstacles lourds qu'ils peuvent rencontrer mais perdent une grande partie de leur vitesse en rencontrant des obstacles d'une masse relativement voisine de la leur. Graphite, eau lourde et eau ordinaire sont les trois modérateurs utilisés dans les réacteurs conventionnels.



Qu'est-ce que la radioactivité ?

La radioactivité est un phénomène naturel qui se manifeste indépendamment de toute activité humaine. Quelques dizaines d'atomes ont en effet des noyaux dont l'architecture est fragile et qui peut spontanément se modifier : ils sont instables. Très généralement il ne s'agit pas de modifications profondes mais plutôt d'un rééquilibrage interne se traduisant par l'éjection aléatoire à grande vitesse de particules qu'on appelle rayonnements.

Il y a trois types de rayonnements : les rayonnements alpha, bêta et gamma. Les deux premiers sont des particules véritables, les troisièmes sont de nature électromagnétique.

- Les rayons alpha sont constitués de noyaux d'hélium, c'est-à-dire de noyaux comportant deux protons et deux neutrons.

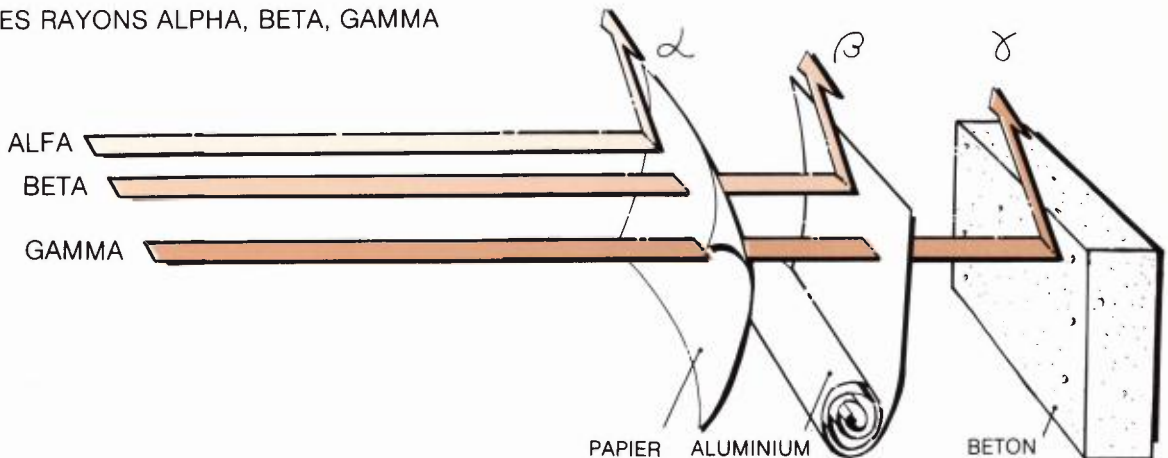
- Les rayons bêta sont de simples électrons avec leur charge électrique négative.

- Les rayons gamma n'ont aucune masse. Ils sont de même nature que les ondes radio mais de fréquence extrêmement courte et d'énergie plus grande.

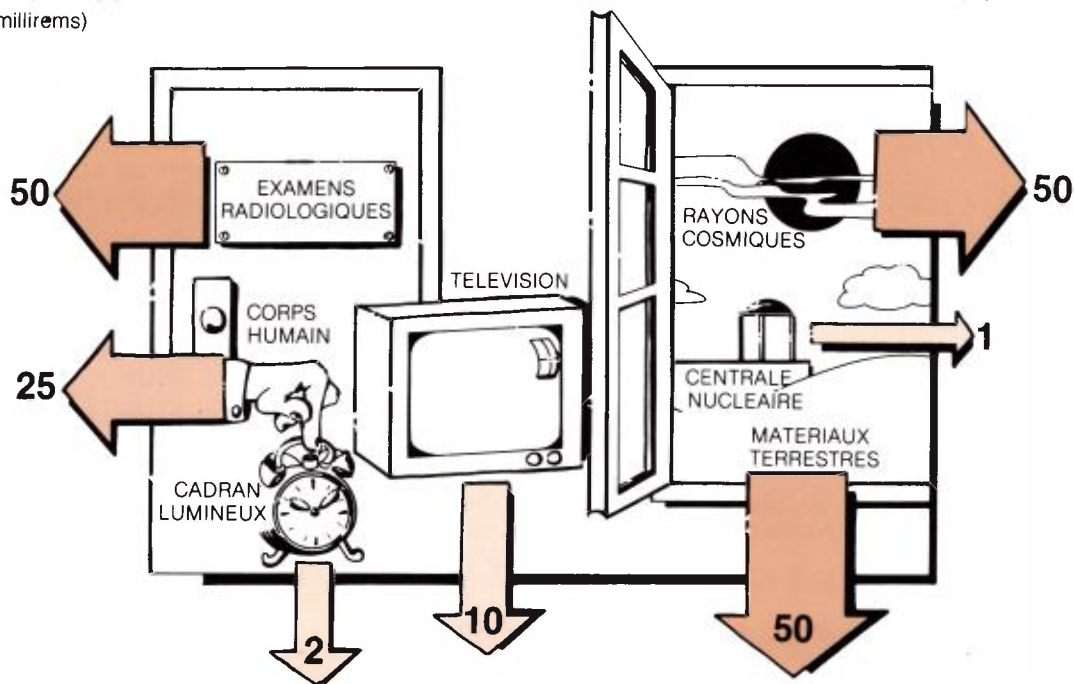


Henri Becquerel (1852 -1908) découvrit la radioactivité

LES RAYONS ALPHA, BETA, GAMMA



COMPARAISON DES SOURCES DE RADIOACTIVITE NATURELLES ET ARTIFICIELLES (en millirems)



Le destin des rayons alpha (α) et bêta (β), une fois émis, est de courte durée. Emportés par leur vitesse les rayons vont arracher aux atomes rencontrés sur leur parcours des électrons négatifs. Ce phénomène s'appelle l'ionisation.

Une particule alpha sera complètement ralentie après un parcours de 3 à 4 cm dans l'air tandis que les particules bêta peuvent atteindre quelques mètres. Naturellement ces particules seront ralenties encore plus vite si elles rencontrent un obstacle solide : une particule bêta est arrêtée par quelques millimètres de plomb. C'est pourquoi, à moins que les atomes radioactifs alpha-bêta ne soient introduits dans l'organisme humain par inhalation ou ingestion, leurs effets sur l'homme sont relativement limités.

Le rayon gamma est plus pénétrant et donc plus dangereux. Il ne disparaît qu'en heurtant un atome auquel il communique son énergie. Chaque rayonnement gamma a donc une certaine probabilité d'être absorbé par millimètre parcouru, mais en moyenne, il peut parcourir quelques centaines de mètres dans l'air.

Chaque substance radioactive émet un rayonnement caractéristique. Il est bien clair que

pour une substance déterminée ce rayonnement ne peut être éternel. Plus nombreux seront les rayons, c'est-à-dire les modifications que connaîtra le noyau radioactif par seconde, on dit désintégration par seconde, plus courte sera sa durée de vie. On caractérise celle-ci par le temps au bout duquel la moitié des atomes se sont désintégrés. On appelle ce temps période du corps considéré. Cette période est extrêmement variable d'un corps radioactif à un autre : elle est de 5 jours dans le cas du bismuth 210 et de 14 milliards d'années pour le thorium 232 ; mais ce dernier n'émet que des rayonnements extrêmement faibles.

QUELQUES DEFINITIONS ET DES ORDRES DE GRANDEUR

L'activité d'une substance radioactive est le nombre de désintégrations par seconde qui s'y produisent. L'unité couramment utilisée est le CURIE (Symbole Ci) qui équivaut à 37 milliards de désintégrations par seconde. Ce nombre correspond à l'activité d'un gramme de radium.

La dose de radioactivité absorbée par une matière quelconque se mesure en RAD ou en millième de RAD (Symbole mrad). Elle corres-

pond à une énergie absorbée par unité de masse de la substance irradiée (1 rad = 0,01 joule par kilogramme).

Lorsqu'une matière est soumise à une irradiation constante il est commode de définir le débit de dose qui est la dose absorbée par unité de temps. Elle se mesure en rad/heure ou en mrad/heure.

S'il s'agit de matière vivante la dose absorbée en rad n'est pas forcément équivalente selon le type de rayonnement et de matière, et les effets biologiques peuvent notablement différer. Il faut alors multiplier la dose en rad par un facteur qui tient compte de ces caractéristiques pour obtenir un équivalent de dose qui se mesure en REM ou en millième de REM (millirem ou mrem).

A titre indicatif :

- l'usage de la télévision se traduit sur les individus par un équivalent de dose de l'ordre de 10 millirems par an,

- Le port d'une montre à cadran luminescent se traduit par un équivalent de dose de l'ordre de 2 millirems/an,
- un examen radioscopique des poumons par 1 rem.

On estime que l'équivalent de dose le plus faible provoquant chez l'homme un effet médicalement décelable est de l'ordre de 50 rems et qu'une dose de 500 rems peut, une fois sur 2, être mortelle.

Par contre il faut noter qu'en utilisation médicale, pour le traitement d'un cancer par exemple, on atteint des doses très localisées de l'ordre de 5 000 rads absorbées en quelques semaines.

La réglementation fixe à 5 rems/an l'équivalent de dose maximale admissible pour les travailleurs soumis à des rayonnements qu'il s'agisse de personnels travaillant dans les centrales nucléaires ou dans les services hospitaliers de radiographie par exemple.



Qu'est-ce qu'une centrale nucléaire ?

Une centrale nucléaire est une usine de production d'électricité qui peut comprendre une ou plusieurs installations appelées tranches nucléaires.

En France, les centrales nucléaires modernes comportent en règle générale 4 tranches qui sont regroupées en deux paires de tranches quand il s'agit de tranches de 900 MW⁽¹⁾ ou qui sont indépendantes les unes des autres dans le cas du palier de 1 300 MW.

Dans une centrale nucléaire comme dans toute centrale thermique classique au charbon, au fuel ou au gaz on transforme l'énergie libérée par un combustible sous forme de chaleur en énergie mécanique puis en énergie électrique : la chaleur produite par la combustion – ou par la fission des atomes d'uranium – permet de

vaporiser de l'eau qui actionne une turbine qui, elle-même, entraîne un alternateur.

La vapeur qui alimente la turbine peut être produite directement à l'intérieur du cœur du réacteur : c'est le cas des réacteurs à eau bouillante (en américain Boiling Water Reactors soit en abrégé B.W.R.) ; ou cette vapeur peut être produite par l'intermédiaire d'un échangeur appelé générateur de vapeur comme c'est le cas dans les réacteurs à eau pressurisée appelés en américain Pressurised Water Reactors d'où l'abréviation P.W.R.

Le principe d'une centrale nucléaire est donc simple. C'est la technologie mise en œuvre qui est complexe en raison des phénomènes en cause, des puissances en jeu, des performances recherchées et des précautions nécessaires pour assurer, dans tous les cas, aussi bien la sécurité des travailleurs et des populations que la protection de l'environnement.

(1) Mégawatt (1 MW = 1 000 kW).

Les réacteurs à eau pressurisée du type actuellement développé en France comportent :

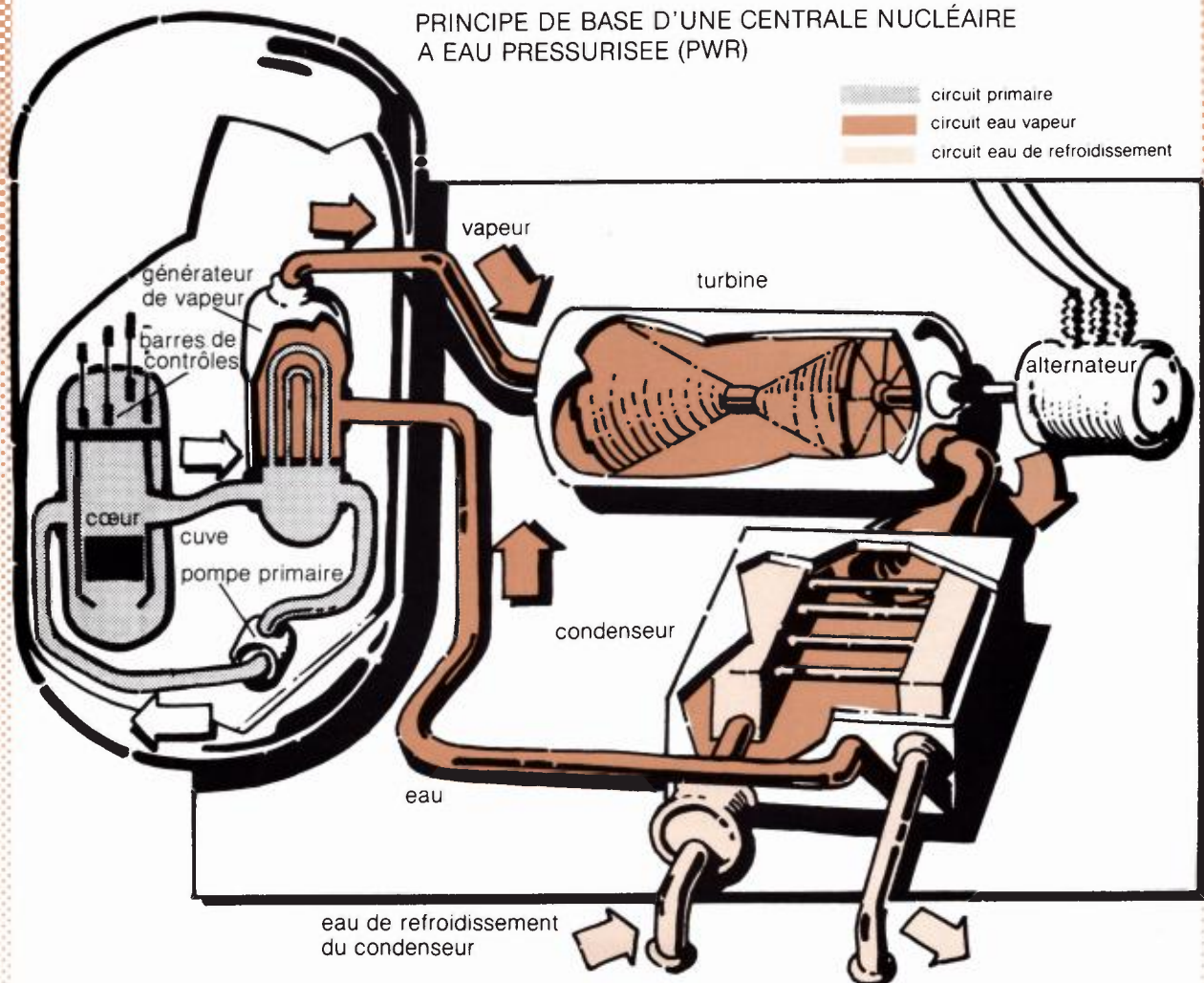
UN COEUR formé par la juxtaposition d'assemblages de combustibles qui se présentent sous la forme d'« aiguilles » d'environ 4 mètres de longueur et de un centimètre de diamètre. A l'intérieur de ce cœur pénètrent les barres de contrôle destinées à maîtriser la « réaction en chaîne ».

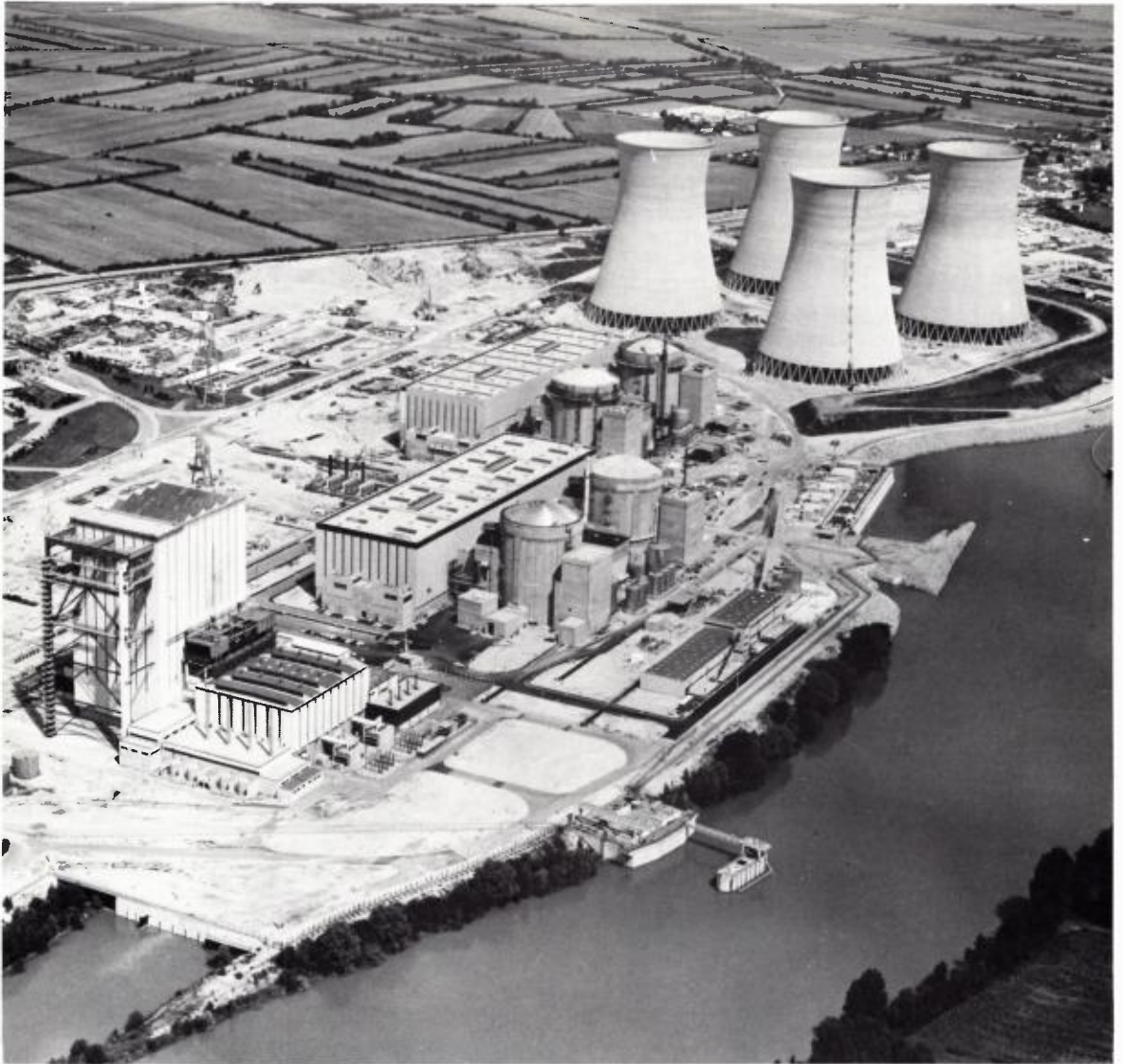
UNE CUVE dans laquelle se trouve le cœur du réacteur et l'eau qui sert aussi bien à ralentir les neutrons pour entretenir la réaction en chaîne qu'à évacuer la chaleur libérée par les fissions. Cette cuve est en acier de forte épaisseur (20 à 30 centimètres) recouvert intérieurement d'une couche d'alliage inoxydable.

UN SYSTEME DE TRANSMISSION de l'énergie produite dans le cœur du réacteur reposant sur trois circuits successifs :

- un circuit dit « primaire » constitué de trois boucles de refroidissement identiques pour les réacteurs de 900 MW, de quatre boucles identiques pour ceux de 1 300 MW. Chaque boucle est reliée à la cuve et assure une circulation de l'eau échauffée au contact des éléments combustibles du cœur du réacteur vers des organes dénommés générateurs de vapeur dans lesquels cette eau cède son énergie avant de revenir vers le cœur du réacteur. Il y a là un premier transfert de chaleur grâce à un circuit fermé donc sans transfert de radioactivité. Un organe « le pressuriseur » permet le contrôle de la pression de ce circuit ;

PRINCIPE DE BASE D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE A EAU PRESSURISEE (PWR)





centrale nucléaire de Bugey (Ain) près de Lyon

- un circuit dit « secondaire » qui, par vaporisation d'eau dans les générateurs de vapeur, extrait la chaleur de l'eau primaire pour la transférer sous forme de vapeur vers une turbine. Après passage dans la turbine la vapeur cède la plus grande partie de sa chaleur résiduelle à un troisième circuit de refroidissement avant d'être dirigée à nouveau vers les générateurs de vapeur. Il y a donc là un second transfert d'énergie grâce à un circuit fermé donc sans transfert de radioactivité ;
- un troisième circuit de refroidissement qui par l'intermédiaire d'un condenseur récupère la

chaleur résiduelle de la vapeur détendue dans la turbine à laquelle est accouplé l'alternateur produisant l'électricité. Ce troisième circuit évacue sa chaleur dans l'environnement, soit dans l'atmosphère grâce à des tours de réfrigération, soit directement dans une rivière ou dans la mer. Il n'est jamais radioactif.

UN SYSTEME DE PRODUCTION d'électricité, grâce à un alternateur accouplé à la turbine.

De très nombreux SYSTEMES DE SECURITE ou auxiliaires, qu'il est impossible de décrire en détail ici.



Qu'est-ce que la sûreté nucléaire ?

Les installations nucléaires contiennent des produits radioactifs ; la sûreté nucléaire a pour objet de faire en sorte qu'en fonctionnement normal comme en cas d'incident ou d'accident, les rejets de substances radioactives dans l'environnement soient les plus faibles possibles et en tout cas inférieurs aux quantités susceptibles de conduire à un danger aussi bien pour les travailleurs que pour les populations et l'environnement.

Pour atteindre cet objectif, il faut d'abord, comme il est naturel pour n'importe quelle substance dangereuse, interposer en série plusieurs barrières successives entre les produits radioactifs et l'environnement.

Simplement, compte tenu de l'effort particulier fait dans le domaine nucléaire, ces barrières sont plus nombreuses, plus résistantes et mieux protégées que dans la plupart des autres techniques.

Mais il est nécessaire aussi de tenir compte des caractères propres aux substances radioactives :

- dans certaines conditions très particulières, elles peuvent développer des RÉACTIONS EN CHAÎNE :

- très généralement elles produisent de la CHALEUR.

Pour maîtriser parfaitement les réactions en chaîne on utilise d'abord les propriétés naturelles des substances mises en cause. Ainsi les installations sont très généralement conçues de telle sorte que toute accélération incontrôlée de la réaction en chaîne provoque rapidement par des effets strictement spontanés ne nécessitant aucun système de contrôle — par exemple dilatation consécutive à l'accroissement de température — un ralentissement de celle-ci. On peut ici parler de SÛRETÉ INTRINSÈQUE ou de certitude physique de fonctionnement.

A cela s'ajoutent des dispositions complémentaires à fonctionnement le plus souvent automatique, tels que des barres de contrôle pouvant s'introduire rapidement dans le cœur des

réacteurs et capables d'arrêter la réaction en chaîne pratiquement instantanément.

La permanence de l'évacuation de la chaleur produite par les substances radioactives est quant à elle assurée par de nombreux dispositifs et systèmes propres à chaque type d'installation. Chaque système est très généralement composé de matériels doublés, voire triplés et fabriqués avec les plus grands soins. En outre, il existe des systèmes de secours pour le cas où, malgré les précautions prises, les systèmes normalement utilisés viendraient à être défaillants.

La sûreté nucléaire c'est :

- interposer en série des barrières entre les substances radioactives et l'environnement,
- maîtriser la réaction en chaîne,
- assurer en toutes circonstances l'évacuation de la chaleur produite par la fission des atomes.

La sûreté nucléaire ne vise donc pas à nier les risques présentés par l'énergie nucléaire ; elle les identifie et s'assure que, vis-à-vis de chacun d'entre eux, toutes les précautions sont prises.



Sur quels principes repose la sûreté des installations nucléaires ?

La sûreté nucléaire consiste à interposer en série des barrières entre les produits radioactifs et l'environnement, à mettre en place les moyens permettant de maîtriser la réaction en chaîne et à évacuer la chaleur produite par les éléments radioactifs. En pratique elle repose d'abord sur 3 principes :

PREMIER PRINCIPE :

Dans les affaires sérieuses, il faut que les responsabilités soient clairement définies et entre les mains de ceux qui ont la capacité de les assumer en totalité et en permanence. Il est clair dès lors que le responsable de la sûreté d'une installation ne peut être que son exploitant. **La sûreté nucléaire, c'est donc d'abord un exploitant responsable et de qualité.**

DEUXIEME PRINCIPE :

La sûreté nucléaire est une composante, parmi tant d'autres, de la sécurité que les pouvoirs publics se doivent de garantir aux citoyens. Ils doivent donc :

- veiller à ce que les exploitants prennent au plan de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires, les mesures techniques propres à assurer la sûreté des installations ;
- veiller à ce que le fonctionnement des installations nucléaires ainsi définies sur le plan technique ne mette pas en cause la santé des populations ;
- être prêts à mettre en œuvre, en cas d'accident même très improbable, tous les moyens nécessaires.

Ces missions sont, sous l'autorité du Premier Ministre, de la responsabilité respective du Ministre de l'Industrie, du Ministre de la Santé et du Ministre de l'Intérieur. **La sûreté nucléaire, c'est donc aussi des pouvoirs publics qui assument leurs responsabilités envers les citoyens.**

TROISIEME PRINCIPE :

La sûreté implique la connaissance et la mesure des réalités. En matière nucléaire, il faut admettre l'éventualité d'incidents ou d'accidents, qu'ils résultent de défaillances matérielles ou humaines, pour que toutes dispositions soient prises pour en diminuer la probabilité et, malgré les précautions prises, en limiter les conséquences. **La sûreté nucléaire, c'est admettre que l'homme et sa technique ne sont pas infaillibles et qu'il faut être prêt à maîtriser l'imprévu.**

A ces trois principes fondamentaux s'ajoutent quatre règles pratiques :

1 - DES LIGNES DE DEFENSES SUCCESSIVES

Etant admis que quelles que soient les précautions prises, les systèmes de protection peuvent être défaillants, les installations doivent comporter plusieurs « lignes de défense » successives et dans la mesure du possible indépendantes, de telle sorte que la défaillance d'une barrière aussi bien que celle d'un système assurant le contrôle des réactions en chaîne ou l'évacuation de la chaleur produite par la radioactivité, ne conduise pas à des conséquences notables pour l'environnement : c'est ce qu'on appelle la défense en profondeur.

De la même façon les systèmes importants pour la sûreté doivent être conçus de telle sorte que la défaillance d'un composant tel qu'une pompe primaire ou une vanne n'empêche pas le bon accomplissement de la fonction de sûreté par le système. **Ainsi, la sûreté repose-t-elle sur une règle de défense en profondeur.**

2 - DES PROCEDURES ET DES CONTRÔLES

L'exploitant, responsable de l'installation doit s'engager clairement sur tous les sujets importants pour la sûreté. Il doit fournir a priori la preuve à l'administration du niveau satisfaisant de sûreté de ses installations et présenter à ce titre des rapports de sûreté ; il doit tenir aussi le Ministre de l'Industrie informé du fonctionne-

ment de ses installations : à chaque incident, tant pendant la construction que pendant l'exploitation, il doit transmettre des dossiers d'analyse décrivant et justifiant les réparations éventuelles à mettre en œuvre comme les mesures propres à en éviter le renouvellement.

L'administration examine ces documents, s'assure du respect des engagements ainsi explicités grâce à des visites de surveillance effectuées par des inspecteurs spécialisés et totalement indépendants des exploitants, les inspecteurs des installations nucléaires de base. La sûreté repose aussi sur des procédures : des engagements clairs et écrits soumis à des examens et à des vérifications sévères.

3 - UN EXAMEN « CLINIQUE » PERMANENT

Grâce à la défense en profondeur, les anomalies ou incidents n'ont en général aucune conséquence directe pour la sûreté ; ils sont pourtant le signe d'un point faible de l'une des lignes de défense et constituent donc en quelque sorte des indicateurs : la sûreté nucléaire exige donc que tout incident ou anomalie fasse l'objet d'une analyse approfondie. La sûreté nucléaire repose également sur un examen « clinique » permanent des installations.

4 - L'OUVERTURE AU PROGRÈS TECHNIQUE

La recherche d'une certaine continuité techni-

que, si elle est seule à permettre l'utilisation de l'expérience acquise ne doit pas exclure la prise en compte des progrès techniques. **Bien au contraire la sûreté repose sur une ouverture permanente au progrès scientifique et technique.**

La sûreté nucléaire vise à :

- assurer l'étanchéité des barrières interposées en série entre les substances radioactives et l'environnement,
- maîtriser les réactions en chaîne,
- assurer en toutes circonstances l'évacuation de la chaleur produite par la fission des atomes.

Elle repose sur :

- un exploitant responsable et de qualité,
- des pouvoirs publics qui assument leurs responsabilités et en particulier la sécurité qu'ils doivent garantir aux citoyens,
- un état d'esprit qui conduit à multiplier les précautions pour être en mesure de faire face à l'imprévu.

Elle utilise 4 règles pratiques :

- des lignes de défense successives,
- des procédures et des contrôles,
- un examen clinique permanent,
- l'ouverture au progrès technique.



Une centrale nucléaire peut-elle se transformer en « bombe atomique » ? Quels sont les risques les plus graves ?

Une centrale nucléaire ne peut pas se transformer en « bombe atomique ». Il ne s'agit nullement ici de chercher, par une affirmation péremptoire à nier l'existence de risques nucléaires : il faut examiner sérieusement quels sont les risques réels, même les plus graves, et écarter les risques imaginaires. Voyons cela de plus près.

Le risque de transformation en bombe atomique n'existe pas, de par les propriétés physiques même de la matière : même si un début de

« réaction en chaîne » de fission incontrôlée venait à se produire dans un réacteur — ce qui est, rappelons le, extrêmement improbable grâce aux précautions prises — l'énergie produite elle-même arrêterait la réaction par des effets physiques le plus souvent très simples : la dilatation des matériaux due à l'échauffement ou le début de leur dispersion interrompraient automatiquement le développement du processus.

- Quels sont alors les véritables risques ?

• Que se passerait-il si, bien que cela soit très improbable sinon presque impossible, toutes les précautions prises s'avéraient toutes ensemble défaillantes ?

• Comment peuvent se comparer les risques nucléaires aux autres risques industriels ?

Ces questions font l'objet d'études approfondies de la part d'équipes scientifiques de grand renom. Même si, comme toutes les études scientifiques elles sont et peuvent être critiquées, la plupart des conclusions auxquelles elles ont d'ores et déjà abouti sont admises en particulier grâce au rapport établi aux Etats-Unis il y a quelques années par l'équipe du professeur Rasmussen et grâce aux travaux d'analyse critique menés par celle du professeur Lewis ; grâce aussi au rapport très récent

du professeur Birkhoffer en Allemagne.

Ces études, partant de l'analyse d'un très grand nombre de scénarios envisageables sur les réacteurs à eau sous pression évaluent, pour chacun d'eux les dommages subis par l'environnement, les délais disponibles pour faire intervenir des moyens de secours et une valeur de probabilité. Les chiffres ainsi obtenus sont comparés aux données statistiques relatives aux autres risques dans notre société.

Les résultats obtenus constituent seulement des indications et les marges d'incertitudes sont très importantes, mais il est possible d'en tirer quelques conclusions intéressantes quant aux ordres de grandeurs.

Les dommages les plus importants que l'on peut considérer comme ayant un caractère

RISQUES INDIVIDUELS D'ACCIDENTS MORTELS DE CAUSES VARIEES (Moyenne 1969, pour la population des Etats-Unis)

Type d'accident	Nombre total pour 1969	Risques individuels approximatifs, probabilités d'accidents mortels par an (1) par million d'habitants
Véhicules à moteur	55 791	300
Chutes	17 827	90
Incendies et brûlures	7 451	40
Noyades	6 181	30
Empoisonnements	4 516	20
Armes à feu	2 309	10
Machines (1968)	2 054	10
Navigation marchande	1 743	9
Transports aériens	1 778	9
Chutes d'objets	1 271	6
Electrocutions	1 148	4
Transports ferroviaires	884	0,5
Foudre	160	0,4
Tornades	91 (2)	0,4
Ouragans	93 (3)	0,4
Accidents nucléaires (pour 100 réacteurs)	0	0,003

(1) basé sur la population des Etats-Unis,

(2) moyenne 1953-1971,

(3) moyenne 1901-1972.

Sur un million d'habitants des Etats-Unis, il y en a 300 par an qui risquent de décéder à la suite d'un accident de véhicule à moteur, 40 d'un incendie et 0,003 d'un accident d'origine nucléaire dans l'une des centrales d'un parc qui en comprendrait 100. Cela revient à dire qu'il y a lieu de craindre, avec 100 centrales installées, 3 accidents mortels par milliard d'habitants et par an.



les incendies tuent chaque année plus de 5 000 personnes en moyenne aux Etats-Unis

théorique et presque imaginaire, correspondent au cas où le cœur du réacteur, par suite d'un refroidissement insuffisant, viendrait à fondre en même temps que l'enceinte qui l'entoure. L'ensemble du réacteur perdrait son étanchéité et cesserait donc d'assurer son rôle en laissant échapper des produits radioactifs. C'est le fameux « syndrome chinois » ainsi dénommé parce que le cœur fondu de par sa chaleur a pu être imaginé allant jusqu'aux antipodes : la Chine pour certains ! En fait, même dans ces cas extrêmes, le cœur ne pourrait s'enfoncer que de quelques mètres dans le sol et les dommages subis par l'environnement n'auraient rien à voir avec ceux d'une bombe atomique tout en étant très sérieux : des mesures de protection, d'évacuation puis de décontamination des lieux devraient être mises en œuvre dans une zone sans doute très étroite, allongée dans le sens du vent de quelques kilomètres. Ce n'est pas l'apocalypse que certains se plaisent à décrire mais c'est un risque suffisamment

sérieux pour justifier des dispositions préventives tout à fait exceptionnelles. Il faut d'ailleurs ajouter qu'en plus de ces dispositions les Pouvoirs Publics ont mis au point et rendu public des plans d'intervention propres à chaque site nucléaire permettant même en cas d'accident extrême de prendre les mesures qui assureraient la meilleure protection des populations.

Voilà pour les dommages extrêmes possibles dont il faut souligner le caractère très improbable : les chiffres avancés varient selon les études mais tournent autour d'une chance sur un million ou d'une chance sur 100 000 par an et par réacteur : encore ces chiffres ne tiennent-ils compte ni des progrès techniques régulièrement accomplis en matière de sûreté, ni surtout de l'expérience d'exploitation qui permet, par une analyse approfondie des incidents ou accidents mineurs survenant sur les installations, de réduire encore la probabilité des accidents graves.

En fait, les centrales nucléaires sont ainsi conçues que les accidents les plus importants à envisager pratiquement sont ceux qui pourraient avoir, certes des conséquences graves sur les matériels de l'installation, mais dont les conséquences extérieures seraient très limitées, voire totalement négligeables. L'accident du 28 mars 1979 à Three Mile Island en est une illustration.

Toutes ces études font apparaître un niveau de risque lié à l'énergie nucléaire inférieur à celui du reste des activités industrielles. Elles conservent, bien sûr, un caractère théorique et il est important de connaître les faits d'expérience ; or c'est un fait que jusqu'à présent la radioactivité n'a fait aucune victime dans les installations industrielles de production d'énergie électronucléaire.

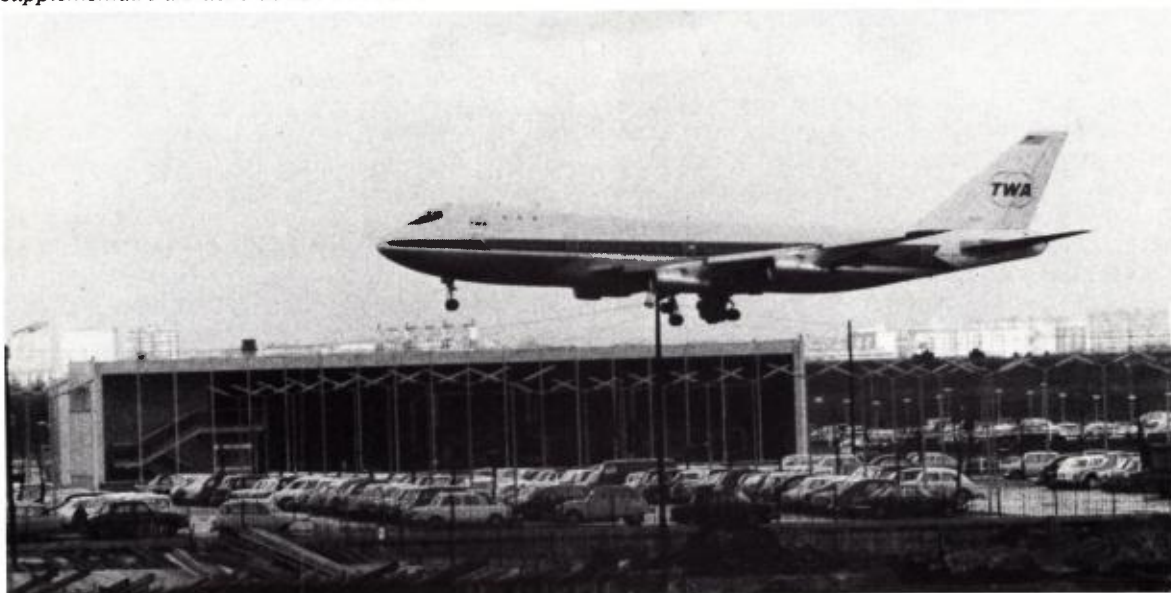


Les populations ont-elles à craindre autour des centrales l'effet de faibles doses de radioactivité ?

Les conséquences radiologiques du fonctionnement des installations nucléaires tant pour le personnel que pour le public et l'environnement doivent demeurer inférieures à certaines valeurs fixées par la réglementation. Le fait que cette réglementation soit établie sur la base de recommandations de comités internationaux de médecins parfaitement

indépendants, est une première garantie de la validité des critères ainsi retenus. Le fait que la procédure française d'autorisation de création prévoit de façon systématique la nécessité d'un avis conforme du Ministre de la Santé en constitue une seconde puisque ce ministre dispose ainsi d'un véritable droit de veto à l'encontre des projets nucléaires.

un pilote qui effectuerait en moyenne 5 traversées de l'Atlantique tous les mois recevrait une dose supplémentaire annuelle de 250 millirems





L'irradiation naturelle varie selon la nature du sol, l'altitude et la latitude du lieu

Ces garanties formelles s'appuient quant au fond sur des travaux scientifiques de grande valeur, même s'ils sont comme cela est naturel en matière de sciences, souvent l'objet de controverses ou de remises en cause. Ces travaux sont cependant fondés sur un certain nombre de faits réels et indiscutables qui méritent d'être rappelés ici.

- Il existe une radioactivité « naturelle », c'est-à-dire présente indépendamment de toute industrie humaine. Cette radioactivité a son origine principalement dans la radioactivité de certains composants de la surface terrestre (massifs granitiques comme le Massif Central par exemple) ou dans le rayonnement cosmique qui malgré la protection assurée par l'atmosphère atteint partiellement le sol.

- Cette radioactivité « naturelle » varie considérablement d'un point de la terre à l'autre notamment en fonction de l'altitude et de la nature du sol : ainsi est-elle en moyenne en France de l'ordre de 100 mrad/an mais de l'ordre du double dans les régions granitiques. Elle est dans certaines régions du monde beaucoup plus élevée : 3 000 millirads dans quelques endroits des Indes (Kerala) et même 12 000 millirads par an au Brésil (Guarapari). Il n'a jamais été observé d'effets biologiques nuisibles sur les habitants des lieux à forte irradiation naturelle.

Ainsi a-t-on non seulement l'expérience de fai-

bles doses instantanées mais aussi l'expérience de l'effet de doses faibles répétées dans le temps. Or les chiffres en cause sont très supérieurs à ceux qui résultent, pour la population, du fonctionnement normal ou d'incidents des installations nucléaires.

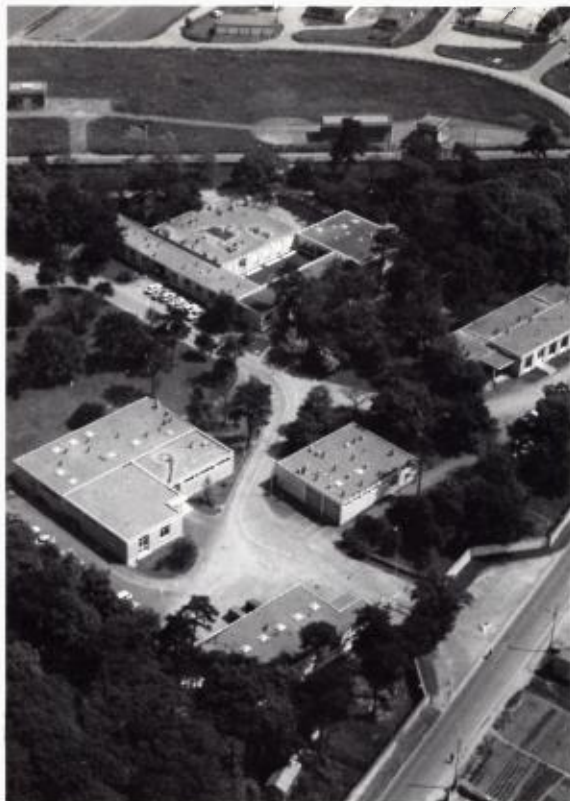
Les rejets d'effluents radioactifs en provenance des centrales nucléaires sont strictement réglementés et contrôlés par le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants du ministère de la Santé. Ce service dont la mission vise à protéger la santé publique exerce un contrôle permanent des installations et possède les pouvoirs pour intervenir immédiatement en cas d'infraction à la réglementation et le cas échéant proposer l'arrêt de l'installation en défaut.

L'environnement des centrales fait naturellement l'objet de contrôles systématiques aussi bien de la part de l'exploitant que de celle des services de santé. Par exemple, des prélèvements d'herbes ou de lait sont effectués et analysés de façon régulière dans les laboratoires du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants ; les rejets d'effluents liquides quelqu'en soit leur nature ne sont effectués qu'après avoir transités par des réservoirs de contrôle de santé ; des mesures directes de radioactivité sont également effectuées par des appareillages fixes ou portatifs à l'extérieur des sites nucléaires.

Le SCPRI créé par l'arrêté du 13 novembre 1956 :

- effectue des recherches sur la protection contre les rayonnements ionisants et en particulier, sur l'établissement des normes, sur les problèmes de mesure et sur les techniques de prévention ;
- pratique toutes mesures, analyses ou dosages permettant la détermination de la radioactivité ou des rayonnements ionisants dans les divers milieux où ils peuvent présenter des risques pour la santé des individus ou de la population ;
- assure la vérification des moyens de protection utilisés et de leur efficacité ;
- intervient au plan local par l'intermédiaire des services extérieurs du Ministère de la Santé qui apportent leur concours pour les prélèvements départementaux de toutes natures, et les opérations locales de contrôle.

Il convient de rappeler que l'autorisation de rejets gazeux ou liquides est soumise à une procédure particulière dans le respect des limites maximales admissibles de radioactivité fixées par les décrets du 20 juin 1966 relatifs aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants. Les doses maximales admissibles sont fixées par ces textes conformément aux recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique.



vue générale du service central de protection contre les rayonnements ionisants au Vésinet près de Paris. Ces laboratoires se sont vus confiés le rôle de Centre International de coordination pour les mesures de radioactivité par l'Organisation Mondiale de la Santé.



Quels sont les accidents les plus graves survenus sur les installations nucléaires ?

A la fin de 1979, il y avait dans le monde environ 250 réacteurs nucléaires produisant de l'électricité ayant chacun, en moyenne, une expérience de près de 10 ans de fonctionnement soit, au total, l'équivalent d'un réacteur qui aurait fonctionné plus de 2000 ans. La radioactivité n'y a fait aucune victime.

Quelques accidents ont cependant été déplorés au début de la recherche nucléaire : quelques décès par irradiation sont en effet survenus dans les laboratoires de recherche américains (Los Alamos, Idaho Falls) et européens (Yougoslavie) entre 1945 et 1950. On dénombre 9 décès qui résultent essentiellement d'accidents de criticité lors de manipulations ou

d'opérations de démonstration en laboratoire. Pour ce qui concerne les centrales nucléaires aucun accident mortel imputable à l'énergie nucléaire ne s'y est jamais produit. Par contre, quelques accidents ayant eu des conséquences limitées sur l'environnement peuvent être cités :

1957 - ACCIDENT DE WINDSCALE (Grande-Bretagne)

Cet accident est survenu sur un réacteur à uranium naturel, modéré par du graphite et refroidi par de l'air, au cours d'une opération mal contrôlée liée à un phénomène inconnu à l'époque (libération d'énergie accumulée dans le modérateur graphite par effet WIGNER).

20 000 curies de produits de fission (essentiellement de l'iode 131) ont été libérés dans l'environnement. Une surveillance très complète de l'environnement et des personnes a été mise en place immédiatement. En particulier, des mesures ont été prises pour contrôler et arrêter les livraisons de lait par les producteurs de la région.

238 personnes ont été examinées : 126 présentaient une légère contamination au

niveau de la thyroïde (la dose la plus élevée était de 16 rems). Parmi les travailleurs de l'installation, 96 ont été légèrement contaminés avec un maximum de 10 rems pour quelques uns d'entre eux au niveau de la thyroïde.

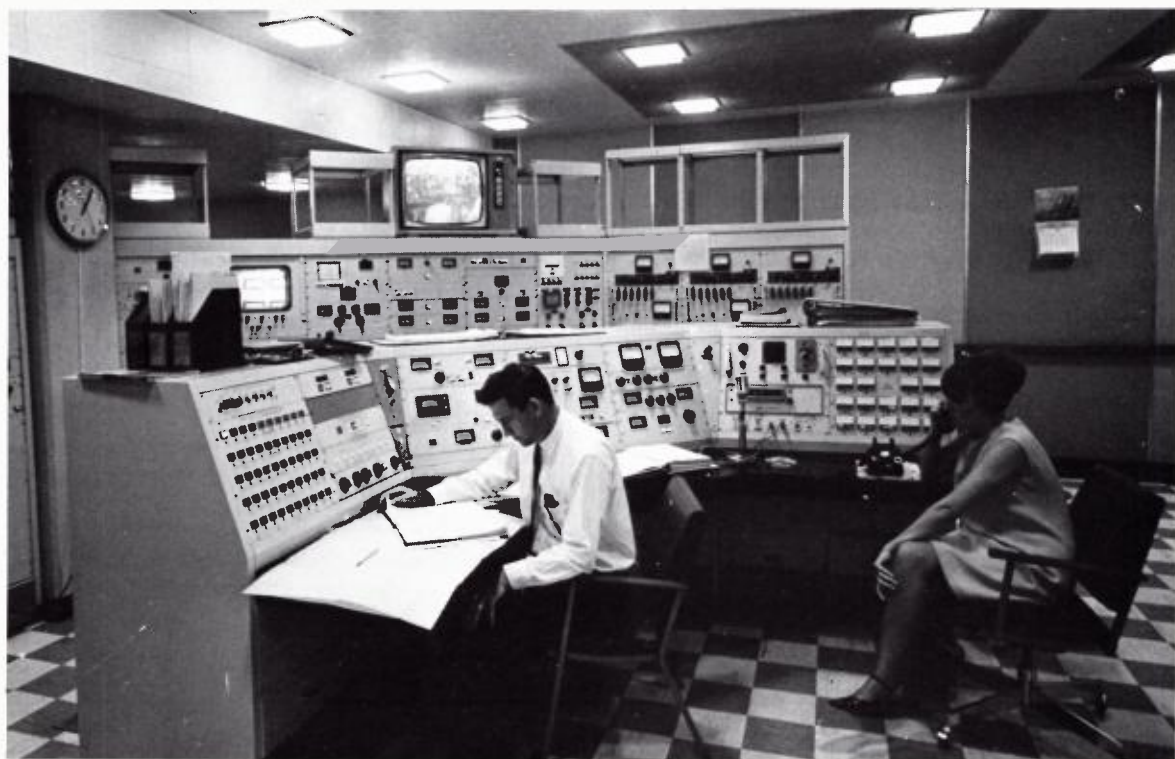
1958 - CHALK RIVER (Canada)

Il s'agit d'un réacteur expérimental. Lors du déchargement d'un élément combustible défectueux, celui-ci s'est coincé dans le conteneur de transport et un morceau est tombé dans le puits de stockage où il a brûlé. Une quantité très faible de produits radioactifs a été libérée dans l'environnement sur une superficie de 40 hectares pratiquement inhabités.

1979 - HARRISBURG (900 MWe - U.S.A.) Centrale nucléaire de THREE MILE ISLAND 2

Le blocage d'une vanne combiné à diverses défaillances techniques et à un certain nombre de manœuvres inadéquates des opérateurs a conduit à des dommages importants sur le cœur du réacteur, à une contamination importante de l'enceinte de confinement ainsi qu'à des rejets dans l'environnement qui sont toutefois demeurés très limités.

centrale nucléaire de Chalk River





Que s'est-il passé à la centrale de Three Mile Island près d'Harrisburg, aux Etats-Unis ?

L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island en Pennsylvanie, qui s'est produit le 28 mars 1979, se caractérise par la défaillance partielle et successive de 2 des 3 barrières interposées entre le combustible et l'environnement :

- la gaine du combustible qui, pour une fraction significative du cœur, a été détériorée,
- le circuit primaire de la chaudière qui, par suite d'un blocage de vanne s'est partiellement vidangé dans l'enceinte de confinement en béton qui, par contre, a pour l'essentiel correctement joué son rôle de troisième barrière.

LES FAITS :

L'accident a été initié par l'arrêt intempestif de l'alimentation en eau secondaire des deux générateurs de vapeur de la chaudière. Le circuit d'alimentation de secours n'était pas convenablement disposé et pendant près de 10 minutes les générateurs de vapeur ont été privés d'eau secondaire. Le réacteur s'est arrêté automatiquement mais la chaleur résiduelle⁽¹⁾ du réacteur, ne pouvait plus être évacuée par les générateurs de vapeur, la pression de l'eau du circuit primaire a augmenté. Cela a provoqué l'ouverture automatique d'une vanne de décharge qui met en communication le circuit primaire avec un réservoir dit de décharge jusqu'à ce que la pression redevienne normale. Mais cette vanne est restée bloquée ouverte et le réservoir de décharge a débordé. Il est donc apparu une fuite temporaire dans le circuit primaire qui constitue la seconde barrière et de l'eau primaire contaminée s'est déversée dans l'enceinte de confinement.

Contrairement à la plupart des centrales américaines et de toutes les centrales françaises, il



centrale nucléaire de Three Mile Island

n'était pas prévu à Three Mile Island d'isolement automatique de l'enceinte de confinement sur incident. Cette enceinte s'est trouvée momentanément en communication avec des bâtiments annexes non étanches. Cela explique qu'il se soit produit quelques relachements intempestifs de radioactivité.

Il ne s'agissait encore que d'un incident sans gravité dans la mesure où il existe une possibilité supplémentaire de refroidissement par injection automatique d'eau froide haute pres-

(1) quelques secondes après l'arrêt d'un réacteur qui était au maximum de sa puissance, celle-ci passe à 4 % au bout de 30 secondes et à 1 % après 2 heures en raison de la décroissance radioactive des produits de fission.

sion directement dans le circuit primaire. Pour des raisons qui n'ont pas encore été parfaitement élucidées, les opérateurs ont arrêté cette injection. A noter que les opérateurs ont sans doute mal interprété l'accident du fait d'indications erronées mises à leur disposition.

Cette interruption d'une fonction de sécurité assurant le refroidissement du cœur a par la suite entraîné une ébullition de l'eau du circuit primaire et causé des dommages sur le gainage du combustible qui constitue la première barrière.

LES CONSEQUENCES :

L'irradiation moyenne des deux millions de personnes vivant dans un rayon de 80 km autour de la centrale du fait de l'accident a été évaluée à 9 millirems. La dose reçue par les personnes demeurées à proximité immédiate de la centrale n'a pas excédé 80 millirems ce qui correspond à deux radiographies.

Il apparaît donc que l'irradiation du public lors de l'accident de Three Mile Island a été très faible et qu'aucune personne n'a subi de contamination décelable. La plupart des experts s'accordent aujourd'hui au plan international pour considérer qu'il n'y a pas lieu de remettre en cause ni les principales options techniques de conception et de construction des réacteurs de la filière à eau légère pressurisée, ni les principes directeurs des études de sûreté même si des enseignements techniques sont naturellement à retirer de l'analyse de l'accident.

Les événements qui se sont déroulés à Three Mile Island ont cependant mis en évidence l'extrême sensibilité de l'opinion publique à l'égard de l'énergie nucléaire. Il en résulte la nécessité pour les exploitants et pour les administrations responsables à un titre ou à un autre de la sécurité des populations de porter la plus grande attention à la qualité et aux conditions de diffusion de l'information en cas d'accident d'origine nucléaire.

la diffusion de l'information prit une importance considérable au cours de l'accident de Three Mile Island





Y a-t-il des différences du point de vue de la sûreté entre les centrales nucléaires françaises et américaines ?

Les centrales nucléaires françaises comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée sont pour partie seulement semblables à certaines centrales nucléaires américaines.

En effet, il faut savoir qu'une centrale nucléaire se caractérise d'une part par la chaudière qui y est installée, c'est-à-dire la partie strictement nucléaire de l'installation (essentiellement cœur du réacteur, circuit primaire et circuits qui lui sont directement reliés) et d'autre part par tout le reste des équipements, systèmes, circuits, supportages et bâtiments.

Bien entendu, les conditions d'exploitation ont aussi une grande importance pour la sûreté.

Ceci précisé, il convient de noter qu'existent aux Etats-Unis trois constructeurs principaux de chaudières nucléaires à eau sous pression ; la chaudière des centrales nucléaires françaises est conçue sous licence de l'un d'entre-eux (Westinghouse). Tout le reste de la conception et bien entendu tout ce qui concerne les conditions d'exploitation varie considérablement d'une centrale nucléaire à l'autre aux États-Unis : interviennent, en effet, différents architectes industriels qui définissent les installations hors chaudière et de très nombreux exploitants qui ont leurs besoins et leurs habitudes propres.

Hormis la chaudière nucléaire, l'exploitant français, Electricité de France qui joue aussi le rôle d'architecte industriel pour les centrales nucléaires françaises, ne se compare directement à aucun exploitant ou architecte industriel américain, bien qu'existent de nombreux accords d'échanges d'informations.

Les centrales nucléaires françaises ont donc, mis à part la chaudière construite sous licence des caractéristiques qui leur sont tout à fait propres. A titre d'exemple, on peut citer les efforts importants accomplis par Electricité de France afin de permettre aux centrales nucléaires fran-

çaises de continuer à fonctionner en s'ilotant, c'est-à-dire en s'alimentant elles-mêmes électriquement, alors que la plupart des centrales nucléaires étrangères s'arrêtent en pareil cas.

D'autres différences, d'apparence mineure, peuvent avoir une grande importance pour la sûreté : ainsi il est intéressant de noter quelques-unes des différences entre les centrales nucléaires françaises et la centrale nucléaire de Three Mile Island, différences qui, sans permettre d'exclure en France un accident de même ampleur, auraient sans doute permis d'éviter que ne se produise l'accident tel qu'il est survenu le 28 mars 1979.

Tout d'abord si l'on analyse quant au fond, l'accident comme résultant en premier lieu, d'un défaut de matériel (une vanne de décharge du circuit primaire est restée bloquée en position ouverte) mal interprété par les opérateurs (ils disposaient d'une indication reflétant non la position de la vanne mais l'ordre reçu par celle-ci), il faut noter que de façon très systématique, les indications mises à la disposition des opérateurs sur les centrales nucléaires françaises sont des indications de position des organes et non des positions de leur commande : les opérateurs de Three Mile Island ont pensé à tort, compte tenu de l'indication qui était à leur disposition, que la vanne de décharge était fermée ; sans cette erreur, ils auraient sans doute mieux compris l'accident et réagi de façon appropriée.

Parmi les causes de l'accident, la Nuclear Regulatory Commission, organisme réglementaire aux Etats-Unis, a cité la position fermée des vannes des circuits d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. Ce circuit est en France conçu différemment et les vannes qui pourraient être considérées comme équivalentes reçoivent en France un signal de « confirmation d'ouverture » qui les ouvre si elles étaient par erreur fermées alors que l'usage du circuit est nécessaire ; en outre les

caractères propres des générateurs de vapeur ne sont pas les mêmes qu'à Three Mile Island et grâce à leur réserve d'eau importante ils auraient permis que le phénomène transitoire de l'accident soit beaucoup plus lent et donc plus facile à maîtriser.

Une autre différence mérite enfin d'être citée pour s'en tenir à quelques exemples principaux : elle concerne le système d'isolement de l'enceinte de confinement dont la défaillance au début de l'accident a été à l'origine des

rejets limités constatés dans l'environnement de Three Mile Island. Cette centrale est probablement l'une des seules aux Etats-Unis où le fonctionnement du système de sécurité destiné à intervenir en cas de fuite du fluide primaire ne provoque pas simultanément l'isolement de l'enceinte : la plupart des centrales nucléaires américaines et toutes les centrales nucléaires françaises ne présentent pas cette anomalie de conception.



Quelles actions ont été entreprises en France à la suite de l'accident de Three Mile Island ?

La France a entrepris de tirer tous les enseignements possibles de l'accident survenu sur la seconde tranche de la centrale nucléaire de Three Mile Island le 28 mars 1979. A partir des informations recueillies par les missions françaises envoyées sur place à la suite de l'accident, des actions ont été entreprises dans trois domaines :

- la sécurité des installations nucléaires,
- l'action des pouvoirs publics en cas d'accident de ce type,
- l'information des populations.

LES MISSIONS ENVOYÉES AUX ETATS-UNIS

La première d'entre elles, essentiellement technique, était présente aux Etats-Unis immédiatement après l'accident ; son rapport a été rendu public. Il a été examiné et critiqué par un comité de six hautes personnalités scientifiques, dans le domaine de la physique, de la biologie et de la médecine. Ces hautes personnalités de l'Académie des Sciences ont remis leur rapport au ministère de l'Industrie, qui l'a rendu public.

Une seconde mission incorporant un représentant du ministère de l'Intérieur, responsable des questions de protection des populations, et des journalistes pour l'étude des problèmes d'information du public, s'est rendue aux Etats-Unis du 29 avril au 5 mai. Son rapport a été égale-

ment rendu public par le Ministre de l'Industrie le 12 juin 1979.

D'autres missions françaises, notamment des parlementaires ou des membres du Conseil de l'Information sur l'énergie électronucléaire, se sont également rendues aux Etats-Unis, à la suite de l'accident. Par ailleurs, des contacts réguliers ont pu avoir lieu entre les experts français en matière de sûreté nucléaire et leurs homologues américains, dans le cadre des accords d'échanges d'informations existant entre la Nuclear Regulatory Commission et le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires du ministère de l'Industrie.

LA SURETE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES

Dès le 18 avril 1979, des instructions ont été données à Electricité de France pour ce qui concerne les centrales nucléaires d'une puissance de 900 MWe, compte tenu des premiers enseignements tirés de l'accident.

Il a été demandé à Electricité de France de procéder à son propre réexamen de la sûreté de ses installations en tenant compte, des indications connues sur l'accident de Three Mile Island. De plus il a été demandé de porter une attention particulière sur certains points ayant eu une influence sur l'accident sans être direc-

tement à son origine tels que : caractéristiques des générateurs de vapeur, déclenchement de l'injection de sécurité, conditions de mise en service des systèmes de filtration sur les rejets de ventilation.

Enfin des visites de surveillance complémentaires sur les conditions d'exploitation des tranches (notamment respect des spécifications) ont été organisées.

Les réponses apportées par Electricité de France ont pu faire l'objet d'un premier examen, par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires et ses appuis techniques, notamment le « groupe permanent d'experts » chargé de réacteurs nucléaires, en tenant compte des informations recueillies dans le cadre rappelé plus haut, auprès des autorités américaines sur le déroulement même de l'accident.

Il est certes prématuré de tirer sur le plan technique des conséquences définitives de ces premiers examens. Il convient tout de même d'indi-

quer que si aucune remise en cause globale de l'approche suivie en matière de sûreté n'est apparue nécessaire, et si des différences importantes ont pu être identifiées entre les centrales nucléaires françaises et celle de Three Mile Island, de nombreux enseignements sont tirés de l'accident.

L'ACTION DES POUVOIRS PUBLICS EN CAS D'ACCIDENT

En ce qui concerne l'action des pouvoirs publics en cas d'accident il est apparu indispensable d'examiner, malgré les différences institutionnelles entre la France et les Etats-Unis d'Amérique, comment le dispositif mis en place dans l'Etat de Pennsylvanie a été confronté à la réalité et comment le dispositif français aurait fonctionné en pareilles circonstances.

Les événements survenus à Harrisburg constituent une expérience vécue dont il convient de tirer le meilleur profit pour la mise au point des plans d'intervention en cas d'accident qui sont

c'est devant le Sénat que le Ministre de l'Industrie annonça les mesures prises en France à la suite de l'accident de Three Mile Island



établis pour chacune des centrales nucléaires françaises et rendus publics.

L'INFORMATION DES POPULATIONS

L'accident de Three Mile Island a confirmé que l'information du public et les relations entre autorités responsables jouent un rôle essentiel dans le déroulement d'une crise ayant pour origine un incident majeur dans une installation nucléaire.

Plusieurs recommandations ou suggestions susceptibles de contribuer à l'amélioration des diverses dispositions prises en France en cas d'incident dans une centrale nucléaire ont été retenues visant à mettre en place tant au niveau national qu'au niveau local un système d'information des journalistes et des populations à la fois rapide, fiable, et crédible.



Y a-t-il un effort de recherche particulier à la sûreté ?

Il est indispensable, quel que soit le niveau de sûreté obtenu, de rechercher en permanence le progrès technique en matière de sûreté, aussi bien pour améliorer la conception ou la réalisation des centrales en projet que pour rendre plus sûre, par des modifications appropriées de consignes ou de matériels, l'exploitation des centrales existantes.

Une meilleure connaissance des phénomènes et des marges de sécurité prises facilite également la formation du personnel et pourrait permettre, en cas de nécessité, de faire face dans de meilleures conditions à des situations exceptionnelles imprévues.

Ce progrès est recherché aussi bien par des études que par des expériences. Ainsi a-t-on effectué en France des essais de perforation de béton par des projectiles afin de vérifier que les résultats étaient bien conformes aux calculs et de s'assurer de l'existence de marges suffisantes de sécurité.

Ce progrès est recherché également par des expériences plus difficiles menées en France et à l'étranger dans un esprit de mise en commun des connaissances et de large coopération. C'est ainsi qu'ont été entrepris de très nombreux programmes expérimentaux destinés à mieux connaître les accidents des réacteurs à eau sous pression tels que rupture de tuyauterie primaire, et à évaluer les marges disponibles dans les calculs.

Par exemple en France, un réacteur baptisé. Phebus, installé sur le Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache permet de tester l'efficacité des systèmes d'injection de sécurité.

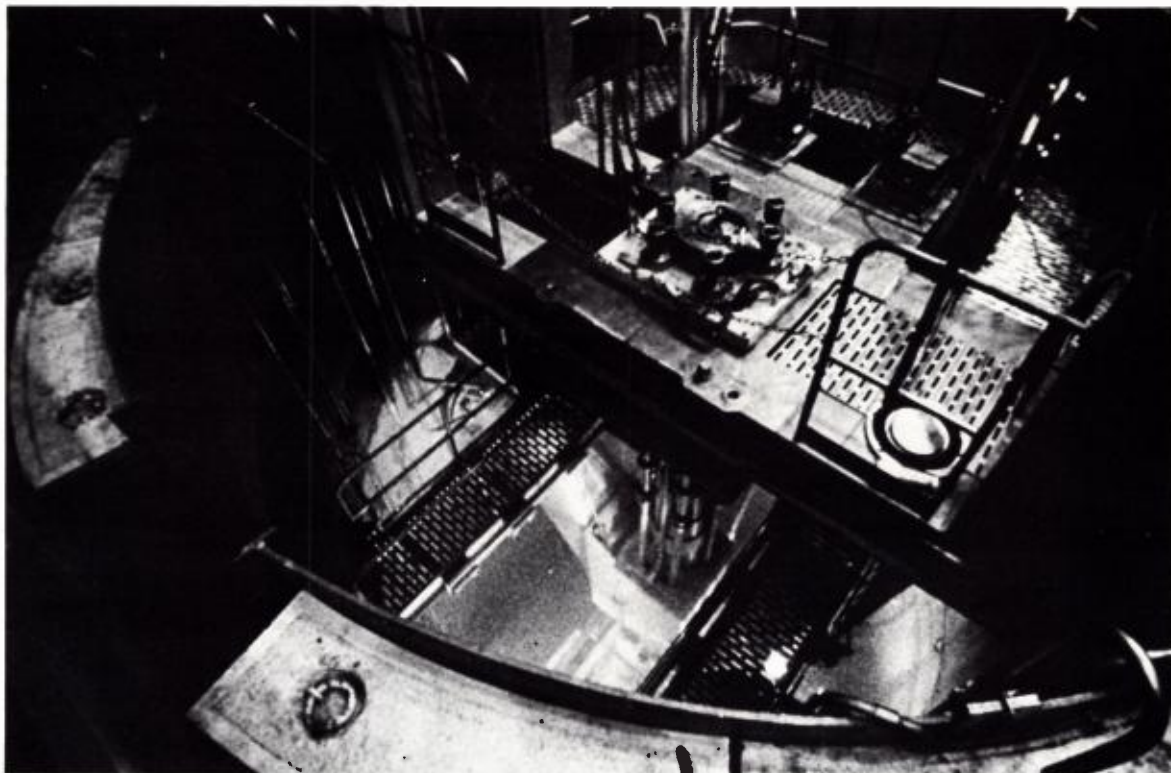
En matière de surrégénérateurs, des efforts expérimentaux importants ont été entrepris notamment pour apprécier le comportement des éléments combustibles dans des conditions accidentelles très sévères ou pour s'assurer de l'efficacité des moyens d'extinction prévus pour les feux de sodium éventuels.

Les exploitants et constructeurs (Electricité de France, Commissariat à l'Energie Atomique ou Framatome) ont bien évidemment leur propre programme de recherches en matière de sûreté.

Mais il faut savoir que le seul Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique a un budget de l'ordre de 400 millions de francs dont une part importante est consacrée à la recherche.

Il est enfin une troisième voie fort importante par laquelle progresse la sûreté : c'est l'analyse systématique des résultats et incidents d'exploitation. Les travaux engagés à la suite de l'accident de Three Mile Island en sont un exemple, mais c'est l'analyse des petits incidents, des défaillances de matériels ou des erreurs de conduite qui fait progresser tous les jours la sûreté nucléaire.

L'expérience reste en effet un des supports



le réacteur Phébus, de type piscine, destiné aux essais de sûreté des assemblages combustibles pour réacteurs à eau ordinaire

essentiels du progrès qu'il s'agisse de sûreté, de technologie ou de performances. Dans le cas français l'existence d'un parc de centrales homogènes qui permet de reporter d'une cen-

trale à l'autre des enseignements résultant de tout incident est, de ce point de vue, particulièrement favorable au plan de la sûreté.



Electricité de France est-il juge en matière de sûreté ? Les organismes de sûreté sont-ils indépendants ?

Electricité de France n'est pas seul juge en matière de sûreté. Certes en tant qu'exploitant de centrales nucléaires il est responsable à chaque instant de la sûreté de ses installations mais il exerce cette responsabilité dans un cadre réglementaire bien défini et sous une surveillance étroite.

Pour qu'une installation nucléaire soit mise en service et exploitée il faut en effet qu'elle ait fait, d'abord, l'objet d'une autorisation de création. Celle-ci ne peut être donnée que par décret du Premier Ministre pris sur le rapport du Ministre de l'Industrie à l'issue d'une instruction technique et administrative détaillée qui

de dure généralement deux ou trois ans et qui fait intervenir à la fois de nombreux experts en matière de sûreté nucléaire et des spécialistes compétents d'autres ministères notamment du ministère de la Santé, du ministère de l'Environnement et du Cadre de Vie et du ministère de l'Intérieur. L'exploitant accompagne sa demande d'un rapport préliminaire de sûreté dans lequel il s'attache à démontrer la sûreté de son projet. Ce rapport fait l'objet d'un examen approfondi par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (S.C.S.I.N.), service de la Direction de la Qualité et de la Sécurité Industrielle (DQSI) du ministère de l'Industrie et ses appuis techniques. En particulier, un groupe d'experts, le « Groupe Permanent chargé des réacteurs » — nommés par le Ministre de l'Industrie — est placé auprès du chef du Service Central et lui donne un avis motivé sur chaque projet de centrale. Les experts de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique participent à ces travaux d'analyse soit en faisant directement connaître au chef du S.C.S.I.N. leurs observations soit en en faisant rapport devant le groupe permanent d'experts qui en déduit des recommandations qu'il adresse au chef du S.C.S.I.N. Ce dernier dispose également de recommandations des experts placés au sein de certaines Directions Interdépartementales de l'Industrie et des rapports des inspecteurs des Installations Nucléaires de Base.

Ainsi le chef du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires dispose pour un projet déterminé de centrale d'une part d'un rapport préliminaire de sûreté établi par Electricité de France, d'autre part d'observations, de recommandations ou de rapports nombreux critiquant ce rapport préliminaire de sûreté et suggérant en tant que de besoin la réalisation de certaines modifications ou études justificatives complémentaires.

Sur le plan administratif, ce dossier est complété par les observations faites par les autres ministères concernés ainsi que par celles qui ont été faites par la population lors d'une enquête locale ⁽¹⁾. Et c'est sur la base du dossier ainsi complété que le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires prépare le décret d'autorisation de création dont le projet est soumis, par le Ministre de l'Industrie, à l'avis d'une

Commission Interministérielle : la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB) qui sous la présidence d'un membre du Conseil d'Etat comprend des personnalités choisies en raison de leur compétence et des représentants de tous les ministères concernés par la création d'une installation nucléaire ; ce sont les ministères ayant en charge la Défense, le Travail, l'Intérieur, les Universités, l'Environnement, l'Agriculture, l'Industrie, les Transports et la Santé. Le projet de décret amendé le cas échéant pour tenir compte des remarques de la CIINB est ensuite soumis à **l'avis conforme** du Ministre chargé de la Santé qui dispose donc, ainsi pratiquement, de l'équivalent d'un droit de veto avant l'autorisation de création.

Alors seulement le Ministre de l'Industrie propose l'autorisation de création au Premier Ministre.

La décision prise par le Premier Ministre d'autoriser la création d'une installation nucléaire est donc l'aboutissement d'une procédure longue et complexe conduite par le S.C.S.I.N. et s'appuyant sur de nombreux experts et organis-

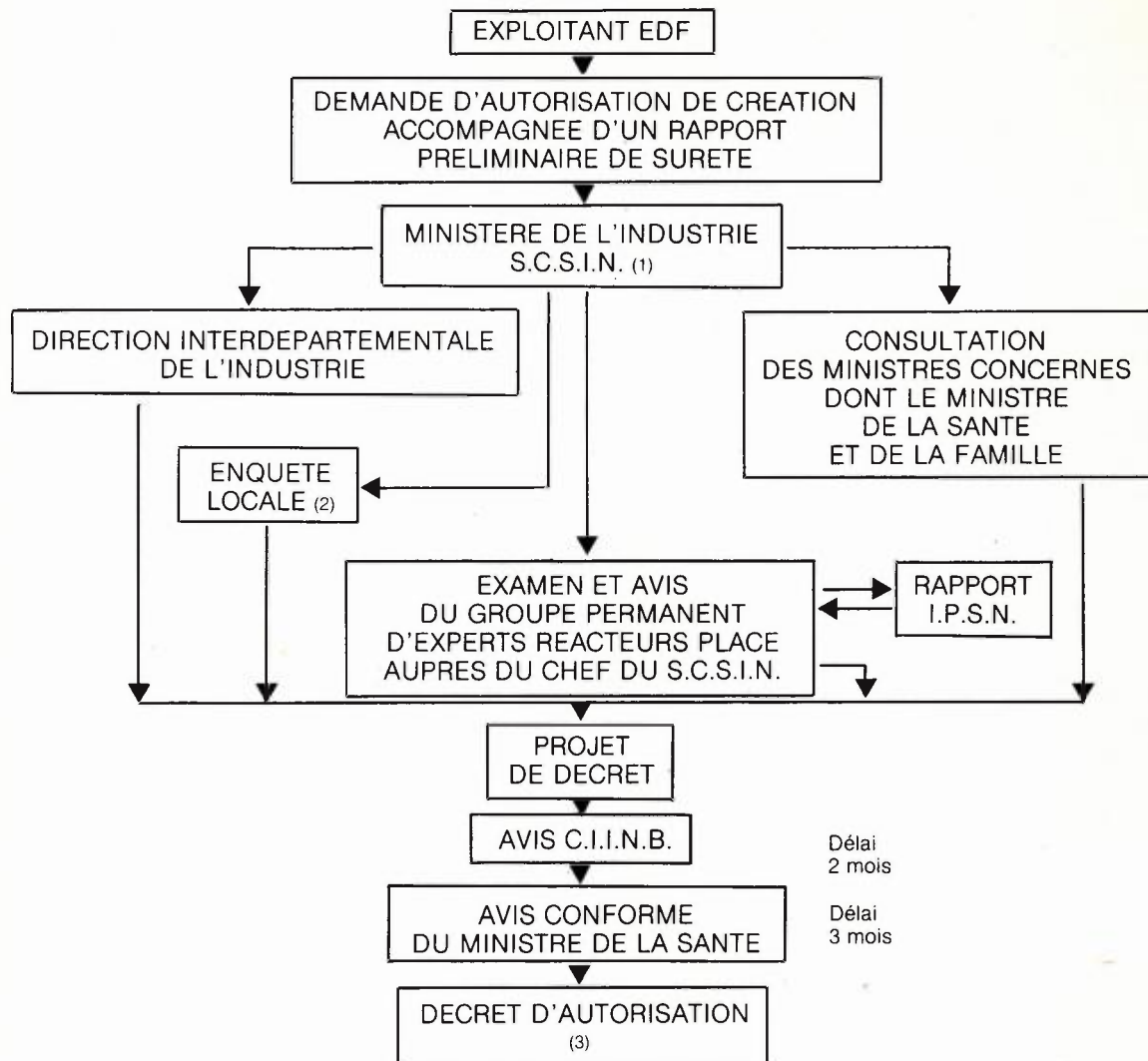
Le S.C.S.I.N. est principalement responsable de l'étude, de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire. Il regroupe les moyens du Ministère de l'Industrie en ce domaine et est notamment chargé de :

- préparer et mettre en œuvre toutes actions techniques du Ministère relatives à la sûreté nucléaire (notamment réglementation et inspection),
- conduire l'ensemble des procédures de sûreté,
- suivre les travaux de recherches et recueillir toutes informations utiles en France et à l'étranger, en matière de sûreté nucléaire,
- proposer et organiser l'information du public sur la sûreté nucléaire,
- d'une façon générale examiner les mesures propres à assurer la sûreté des installations et notamment les propositions du CEA en la matière.

Il prépare et propose, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les gouvernements ou administrations de pays étrangers.

(1) Dans le cas des centrales nucléaires ce sont, le plus souvent, les résultats de l'enquête d'utilité publique qui sont utilisés.

PROCEDURE D'AUTORISATION DE CREATION D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE



S.C.S.I.N. : Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires.

C.I.I.N.B. : Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base.

I.P.S.N. : Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

(1) Le S.C.S.I.N. est chargé de mener toutes les actions décrites dans le schéma ci-contre.

(2) Dans le cas où une enquête a déjà été effectuée dans le cadre de l'instruction d'une demande de déclaration d'utilité publique (ce qui est le cas général pour les centrales E.D.F.), celle-ci tient lieu d'enquête locale.

L'examen de la sûreté de l'installation projetée a une durée très variable selon l'installation concernée ; pour les réacteurs d'E.D.F., cette durée varie approximativement entre six et dix-huit mois selon la nouveauté du projet par rapport à des projets déjà examinés par le Groupe Permanent.

(3) En plus du décret d'autorisation de création, le Ministère de l'industrie peut notifier des recommandations.

mes indépendants du futur exploitant. Le décret d'autorisation fixe les caractéristiques techniques principales de l'installation et les prescriptions particulières auxquelles l'exploitant devra se conformer parmi lesquelles on peut relever : l'établissement, six mois au plus tard avant le premier chargement en combustible du réacteur d'un nouveau rapport de sûreté dit « **rapport provisoire de sûreté** » qui complète le rapport préliminaire et qui comporte en plus des règles générales d'exploitation. L'autorisation de procéder au chargement en combustible c'est-à-dire à la première opération préparatoire au démarrage ne peut être accordée que par le Ministre de l'Industrie en tenant compte de l'analyse de ces documents menée par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires et ses appuis techniques dans des conditions pratiquement identiques à celles menées en vue de l'autorisation de création. Le Ministre de l'Industrie peut imposer toute modification ou prescription complémentaire par lui jugée utile. L'établissement d'un **rapport définitif de sûreté** conditionne enfin l'approbation par le Ministre de l'Industrie de la mise en exploitation normale de l'installation après les essais de démarrage et une expérience suffisante d'exploitation.

Par ailleurs, tout au long de l'existence d'une installation nucléaire sont effectuées des visites de surveillance par des inspecteurs indépendants, les inspecteurs des installations nucléaires de base, qui font rapport au Chef du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires. Celui-ci peut à tout moment contraindre l'exploitant à prendre toute mesure d'urgence qui serait jugée nécessaire, y compris l'arrêt de l'installation.

Enfin l'ensemble des problèmes concernant la sécurité nucléaire au sens le plus large est coordonné par le « Comité Interministériel de la sécurité nucléaire » qui rassemble sous la présidence du Premier Ministre, les Ministres de l'Intérieur, de la Défense, de l'Industrie et de la Santé. D'autres Ministres peuvent siéger au Comité pour les questions relevant de leurs compétences.

Le Secrétaire Général de ce Comité, nommé par décret, prépare les délibérations, propose les mesures nécessaires, suit l'application des décisions prises et, plus généralement, vérifie l'application des mesures destinées à assurer la sécurité nucléaire. Il peut, à ce titre, prescrire tout contrôle ou inspection réglementaire et en suivre l'exécution.



Quels problèmes posent l'information en matière de sûreté nucléaire ?

Il va de soi que tous les citoyens ont le droit d'être informés sur toutes les questions d'importance nationale et par conséquent sur les questions nucléaires. Depuis 1974 une politique active d'information et de concertation sur le développement de l'énergie nucléaire en France a été mise en œuvre. S'agissant de la sûreté, quelques difficultés subsistent toutefois et l'une des propositions souvent formulée vise à demander la publication sans exclusive de tous les documents concernant la sûreté. Cette attitude sans nuance garantit-elle une bonne information ? Tout mettre sur la place publique ne risque-t-il pas d'être à la fois hypo-

crite, dangereux pour ce qui concerne la sûreté et irresponsable ?

- Hypocrite d'abord car dans un domaine technique de pointe comme le nucléaire les calculs et les études sont le plus souvent inintelligibles pour le public. Les indications importantes risquent d'être noyées sous la masse des autres. Dès lors apparaîtraient malentendus, mises au point et démentis. La recherche légitime d'informations objectives céderait la place à un sentiment d'incompréhension et de lassitude voire de défiance.

sn

BULLETIN SUR LA SÛRETÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

N° 11 - SEPTEMBRE-OCTOBRE 1979

LA FISSURATION SOUS REVÊTEMENT DES PLAQUES TUBULAIRES DE GÉNÉRATEUR DE VAPEUR ET DES TUBULURES DE CUVE DES CHAUDIÈRES NUCLÉAIRES A EAU

I. - DONNÉES DE BASE

LA FISSURATION A FROID

Les appareils des chaudières nucléaires à eau sous pression, réalisés en acier faiblement allié, sont revêtus intérieurement d'alliage inoxydable déposé par soudage. Ce revêtement est destiné à éviter la corrosion par l'eau du circuit primaire de l'acier faiblement allié.

L'apparition, à la suite de cette opération de soudage, de fissures dans le métal de base a été constatée sur des plaques tubulaires de générateurs de vapeur et des tubulures de cuve.

• La fissuration à froid est un phénomène complexe, son apparition dépend de nombreux paramètres, aussi nous n'en ferons ici qu'une analyse succincte.

• Les fissures peuvent prendre naissance dans la zone affectée par la chaleur du métal de base à des températures de l'ordre de 200°C lors du refroidissement consécutif à l'opération de soudage, ou même quelque temps après. C'est la « fissuration à froid ».

• Ce phénomène, appelé aussi par les métallurgistes « fissuration due à l'hydrogène », nécessite pour se produire dans la zone du métal de base affectée par la chaleur due à l'opération de soudage, la combinaison défavorable de trois facteurs :

- présence d'hydrogène ;
- existence de certains sites présentant une structure métallique sensible ;
- présence de contraintes résiduelles ou créées par l'opération de soudage.

Hydrogène. - Au cours des opérations industrielles de soudage, il est impossible d'éliminer totalement l'hydrogène introduit par le soudage. Cet hydrogène provient essentiellement de l'humidité des produits d'apport. Les précautions prises : choix et qualité des produits d'apport, étuvage de ces derniers, minimisent les quantités d'hydrogène dissous.

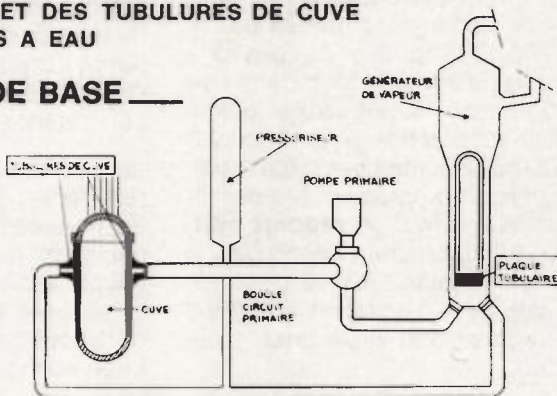
Structure sensible. - La structure sensible est déterminée par les caractéristiques de structures (inclusions, fibres de laminage, etc.) du métal de base, sa composition chimique et les paramètres de soudage utilisés.

Contraintes. - Il s'agit :

- des contraintes internes tri-axiales résultant de la transformation de l'austénite ;
- des contraintes locales (l'hétérogénéité des transformations) ;
- des contraintes de « retrait de soudage » (bridage).

L'un des facteurs importants de la fissuration à froid est le moment précis où ces contraintes se développent.

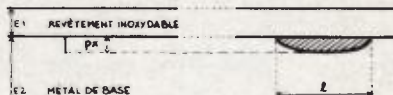
Le phénomène de fissuration à froid peut être minimisé par un préchauffage ou/et un post-chauffage. En effet, on peut imaginer que si des contraintes ont tendance à se manifester dans le métal de base au cours du préchauffage ou/et du post-chauffage de ce dernier, l'élévation de température qui favorise la diffusion de l'hydrogène minimise sa fixation et sa migration vers les fonds d'entaille et les micro-défauts de la structure du métal.



Chaudière nucléaire à eau pressurisée
Schéma du circuit primaire

REPRÉSENTATION SCHEMATIQUE D'UNE FISSURE

Vues en coupe, dans sa plus grande longueur et dans un plan perpendiculaire, d'une fissure dans une pièce.



La pièce

E₁ : épaisseur du revêtement inoxydable : 7,5 mm pour les tubulures ; épaisseur du revêtement inconel : 7 à 12 mm pour les plaques tubulaires.

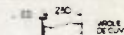
E₂ : épaisseur du métal de base : de l'ordre de 300 mm pour les tubulures ; de l'ordre de 500 mm pour les plaques.

Une fissure	Plaque mm	Tubulure mm
Epaisseur : quasi nulle		
p. profonde :		
en moyenne	4 à 5	2 à 3
au maximum	13	7
L. longueur : moyenne	20	10 à 12
Nombre de fissures		
Très variable, de 0 à plusieurs dizaines par pièce.		

PLAQUE TUBULAIRE DE GÉNÉRATEUR



TUBULURE



experts puissent travailler dans la sérénité et n'aient pas à redouter que chaque réflexion, chaque note, chaque point de vue exprimé puisse être immédiatement, interprété et commenté. Ils risqueraient d'abandonner cette démarche systématiquement critique qui est la leur et de perdre le goût pour l'expression libre et spontanée de leurs doutes et de leurs incertitudes. Chacun voit comme une telle évolution pourrait être dangereuse pour la sûreté.

- Irresponsable enfin car se trouveraient diffusées des informations susceptibles d'être utilisées à des fins malveillantes : elles faciliteraient soit la divulgation de secrets industriels, soit la préparation d'actes de sabotage par la connaissance offerte aux saboteurs éventuels de détails relatifs à la conception ou au fonctionnement des installations.

Mais, dira-t-on une telle diffusion ne permettrait-elle pas d'être à l'abri de responsables qui voudraient cacher l'inavouable. Cette question n'a que l'apparence du bien-fondé. En effet la multiplicité des experts impliqués par un problème technique d'importance que ce soit au niveau de l'administration, d'Electricité de France, du Commissariat à l'Energie Atomique ou du constructeur exclut d'envisager qu'il soit possible de garder secrète une disposition qui serait contraire au point de vue de ces mêmes experts.

Tout diffuser est donc une fausse solution : il faut découvrir des formes d'information accessibles à tous, admettre que les simplifications ou les images sont nécessaires même si elles conduisent à des approximations ; développer un langage compréhensible pour que soit possible un vrai dialogue entre les spécialistes et le public. C'est à cette condition que peut s'établir un climat de confiance et que seront reconnues les sources d'information. Les pouvoirs publics et les responsables des entreprises ou des organismes, tels Electricité de France et le Commissariat à l'Energie Atomique ont, à cet égard, un rôle important à jouer. Mais il serait vain de fonder une information sérieuse sans la participation active de la presse qu'elle soit écrite ou radio-télévisée et surtout des élus, locaux, régionaux ou nationaux qui sont des interlocuteurs privilégiés du citoyen.

Beaucoup d'améliorations sont encore certainement possibles et souhaitables. C'est la raison pour laquelle a été créé à l'initiative du Président de la République le Conseil de l'Information sur l'Energie Electronucléaire précisément pour émettre des suggestions et formuler des

propositions au Gouvernement. Placé auprès du Premier Ministre, le Conseil de l'Information sur l'Energie Electronucléaire a reçu mission de veiller à ce que le public ait accès à l'information sur les questions relatives à l'énergie électronucléaire dans les domaines technique, sanitaire, écologique, économique et financier. Il donne son avis au gouvernement sur les conditions d'accès du public à l'information et propose au gouvernement les formes et les modalités de la diffusion de l'information.

Il reste que l'information des citoyens sur l'énergie nucléaire comme sur tous les sujets qui conditionnent leur avenir doit, pour être complète, ne constituer que le prolongement d'une action d'éducation et de formation développée dès le plus jeune âge, dans les écoles. C'est dans cette perspective que doit s'apprécier l'initiative prise récemment par les pouvoirs publics d'inscrire l'enseignement des Energies au programme des classes du second cycle. Les générations concernées n'en seront que plus exigeantes vis-à-vis de l'information qui leur sera donnée mais la participation des citoyens aux décisions les concernant s'en trouvera renforcée.



A-t-on prévu les cas de catastrophes extérieures comme les tremblements de terre ou les chutes d'avion ?

Pour chaque projet de centrale nucléaire on recherche les caractéristiques du tremblement de terre le plus sévère qui pourrait l'affecter et on calcule les bâtiments et les équipements de façon à garantir en pareille hypothèse la sécurité des installations. Ce processus est très complexe et il est fait appel à de nombreux spécialistes. Une étape importante en est, à titre d'illustration, décrite succinctement ci-après.

Pour définir ce séisme maximum on s'appuie sur une analyse historique des séismes survenus dans la région où doit s'implanter la cen-

trale. Cette analyse est une opération longue et minutieuse qui consiste à rechercher et à analyser l'ensemble des documents qui décrivent des séismes survenus dans le passé. Ces documents sont de nature extrêmement diverse. Ils doivent être analysés et confortés. Des recoupements doivent être trouvés et les contradictions éventuelles expliquées. Des études complexes ajoutant à ces connaissances historiques des indications tenant compte de la structure géologique du sol permettent de définir pour chaque site nucléaire un « séisme maximal historique vraisemblable » dont l'intensité est définie dans l'échelle MSK.

ECHELLE MSK (du nom de ses inventeurs Medvedev, Sponheurer et Karnik)

Intensité

- 1 Secousse non perceptible.
- 2 Secousse à peine perceptible.
- 3 Secousse faible ressentie seulement de façon partielle.
- 4 Secousse largement ressentie par les habitants.
- 5 Secousse telle que si elle survient la nuit elle réveille les dormeurs.
- 6 Dommages légers (fissuration des plâtres) observés dans les maisons en argile, pisé, briques crues ou pierres tout venant.
- 7 Dommages modérés du type chute de tuiles ou de parties de cheminées dans les constructions en brique ordinaire, en maçonnerie ou en pierres taillées et éventuellement dans quelques maisons en béton armé.
- 8 Plus de la moitié des maisons en béton armé subissent des dommages modérés tandis que quelques une subissent des dommages sérieux tels que lézardes larges et profondes dans les murs.
- 9 Plus de la moitié des bâtiments armés subissent des dommages sérieux et quelques uns sont détruits.
- 10 Destruction de la plus grande partie des constructions - brèches dans les murs, destruction des cloisons intérieures, effondrements partiels.
- 11 Catastrophe avec effondrement généralisé de toutes les constructions.
- 12 Modification des paysages.

On voit à travers toutes ces définitions, les difficultés et la patience pour analyser les documents disponibles et les recouper entre eux. Ainsi, l'un des séismes les plus importants que l'on ait connu en Touraine et dont la connaissance a été prise en compte dans la construction de la centrale nucléaire de CHINON remonte à 1295 et a pu être approximativement quantifié grâce à des renseignements mis à jour dans les chroniques de Bourgueil.

Une fois défini le séisme le plus important historiquement connu dans la région où l'on veut construire une centrale, on retient pour le calcul et la définition du projet un niveau de séisme supérieur d'un point dans l'échelle MSK de telle manière que la centrale soit construite sur des bases telles que le confinement conserve son intégrité si jamais ce séisme majoré, qui par définition n'est jamais arrivé, survenait avec un épicentre situé juste sous les installations.

Une autre préoccupation des ingénieurs responsables de construction des centrales nucléaires est par exemple celle des chutes d'avion. Si tout point du territoire national peut en principe être atteint on constate en fait que la fréquence de chute est variable d'un point à

l'autre et qu'elle est, bien entendu plus élevée à proximité des aéroports et notamment dans les zones d'approche. Une analyse du type d'avion susceptible ⁽¹⁾ d'atteindre les installations est effectuée et on vérifie que l'ensemble des structures et équipements nécessaires aux fonctions de sûreté sont suffisamment protégés.

Les solutions consistent, soit à renforcer la protection des bâtiments qui abritent les éléments vitaux de la centrale et les circuits de sécurité qui leur sont associés, soit à disperser les matériels ou les circuits pour qu'ils ne puissent pas simultanément être affectés. C'est le cas des diesels qui assurent l'alimentation électrique de secours des auxiliaires de la centrale et qui sont dédoublés et placés dans des parties de bâtiments différentes. Une analyse du même type est effectuée à l'égard des autres événements (inondations, explosions, incendies dus à l'environnement industriel) même rares, susceptibles d'affecter les installations nucléaires.

(1) On considère qu'une chute d'avion est susceptible de se produire, au sens de la sûreté nucléaire, lorsque la probabilité est de l'ordre de une chance sur 10 millions par an.



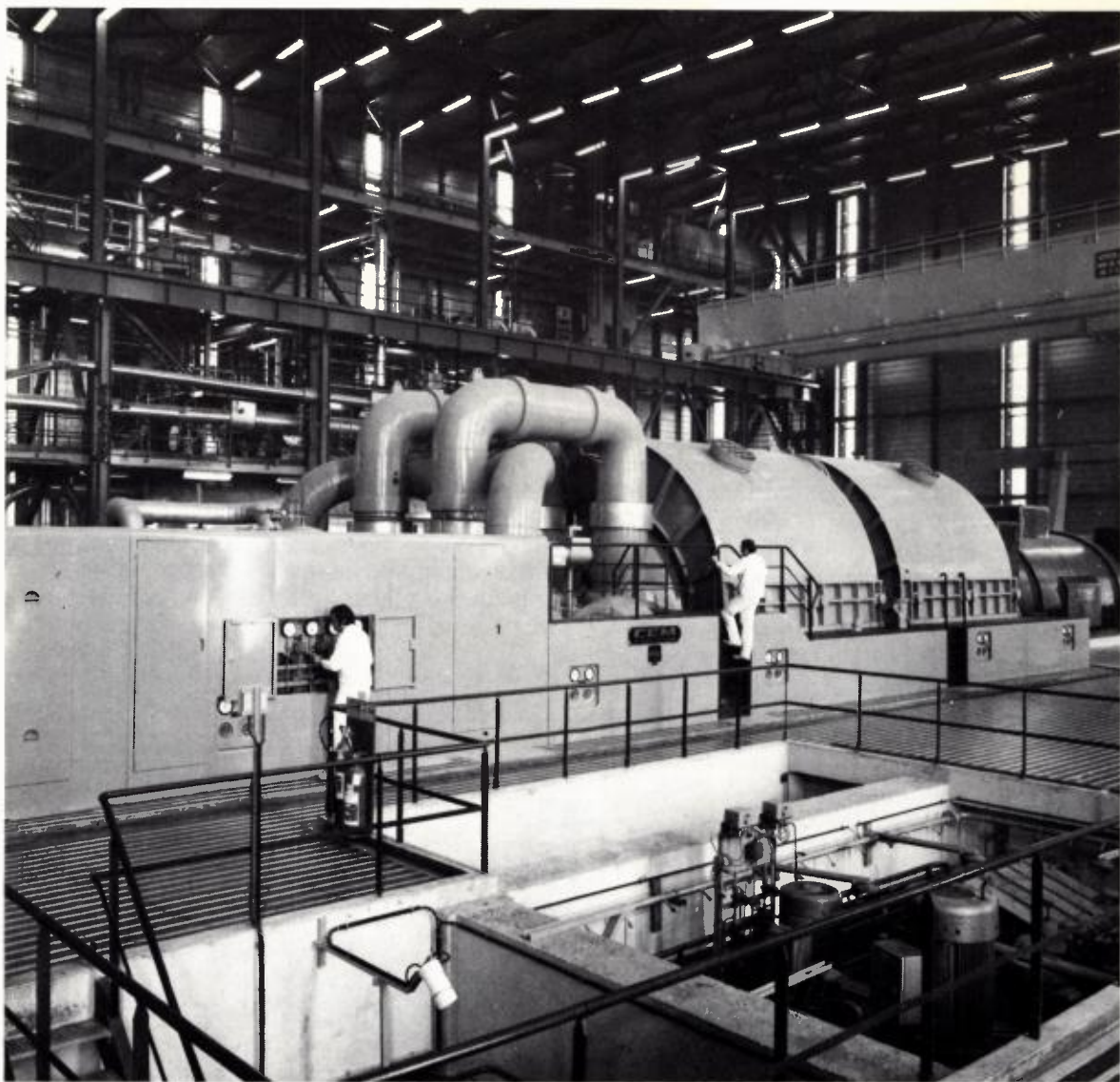
Que se passe-t-il dans une centrale nucléaire si des matériels sont défaillants ?

Dans toutes les installations industrielles et quelles que soient les précautions prises quant à la conception, la fabrication ou l'entretien des systèmes, les défaillances des matériels ne peuvent jamais être totalement exclues.

Aussi les installations nucléaires sont-elles conçues en tenant compte, malgré toutes les mesures préventives prises, et le niveau de qualité exceptionnel recherché pour les matériels importants pour la sûreté, de la possibilité de telles défaillances. Ce résultat est principalement obtenu grâce au principe, « de défense en profondeur » (défini précédemment dans la question n° 5).

Illustrons ceci sur un exemple pris sur le cas des réacteurs à eau sous pression tels qu'ils sont construits en France.

Le circuit primaire principal de ce type de réacteur fait l'objet de mesures préventives qui n'ont guère de précédent dans l'histoire des appareils à pression. Néanmoins, une rupture de tuyauterie sur ce circuit, pouvant aller jusqu'à la rupture complète et brutale de la plus grosse de ses tuyauteries est considérée comme plausible par application du principe de défense en profondeur. Aussi des dispositifs appropriés (dénommés systèmes d'injection de sécurité) ont-ils été prévus pour assurer, même en pareil cas, un refroidissement suffisant du



les circuits, vannes ou organes sensibles sont doublés voire triplés dans une centrale nucléaire

cœur du réacteur ; une enceinte de confinement en béton précontraint de forte épaisseur permet par ailleurs d'éviter une éventuelle dispersion de la vapeur produite qui pourrait être radioactive.

Les systèmes d'injection de sécurité, dont la mise en œuvre est automatique à partir d'indications multiples, chacune systématiquement doublée ou triplée dans sa réalisation, tient compte elle-même de la possibilité de défaillance de matériels : toutes les pompes, vannes ou autres organes sensibles sont doublés de même que l'essentiel des tuyauteries. Des pos-

sibilités de secours d'un circuit par un autre peuvent également être envisagées selon les conditions et les délais dans lesquelles pourrait intervenir une défaillance éventuelle des systèmes de secours.

C'est sans doute ce surcroît de précautions lié à cette défense en profondeur, qui permet d'expliquer que malgré les défaillances de matériels qui ont déjà été constatées et qui continueront à s'y produire, les installations nucléaires industrielles de production d'électricité n'ont fait jusqu'à présent aucune victime du fait de la radioactivité.



Mais en pratique, quelles précautions sont prises pour garantir le bon fonctionnement des matériels ?

Le bon fonctionnement de tous les matériels qui concourent à la sûreté des installations nécessite un soin tout particulier, tant au niveau de la conception qu'au niveau de la réalisation ou au niveau de l'exploitation.

CONCEPTION ET REALISATION : L'ASSURANCE QUALITE

Pour obtenir la démonstration de la qualité des matériels, les administrations responsables de la sûreté tant en France qu'à l'étranger ont imposé à l'industrie nucléaire des dispositions spéciales connues sous le nom d' « **assurance qualité** ». Ces dispositions visent à faire en sorte qu'à tous les stades soit défini le niveau de qualité à rechercher, que soient prises les mesures de toutes sortes, propres à permettre l'obtention effective de ce niveau de qualité et qu'enfin soient effectués les contrôles systématiques permettant de vérifier que le niveau de qualité obtenu correspond bien au niveau de qualité recherché.

Il est clair, par exemple que la qualité d'une tuyauterie ne doit pas être la même selon qu'elle sert à un fluide contaminé assurant le refroidissement du cœur ou à un simple transfert d'eau non contaminée dans un circuit non important pour la sûreté. Ce ne sont pas les mêmes aciers qui doivent être utilisés, les soudures ne doivent pas être effectuées dans les mêmes conditions, les contrôles de fabrication doivent être différents.

Pour chaque composant, ceci suppose donc une classification précise établie notamment à partir de l'analyse de l'importance de ce composant pour la sûreté et la définition des précautions particulières à prendre pour sa fabrication : pour chaque composant est donc défini un niveau de qualité.

Le niveau de qualité ainsi requis doit ensuite

être obtenu : pratiquement cela implique pour chaque matériel la définition de procédures de fabrication détaillées, la qualification de ces procédures par exemple au moyen d'essais appropriés, la vérification de la validité de la conception. Les procédures de fabrication et de contrôle doivent enfin être mises en œuvre par des personnels compétents et habilités.

Les matériels ainsi conçus, fabriqués et contrôlés doivent bien sûr être transportés dans des conditions propres à préserver leur intégrité et mis en place dans les installations avec des précautions du même ordre. Chaque composant doit être clairement identifié et tous les documents relatifs à sa fabrication doivent être soigneusement archivés.

La vérification de ce que la qualité est effectivement obtenue, repose, non seulement sur les contrôles de fabrication, précédemment cités, mais aussi sur un ensemble de contrôles que l'on désigne, habituellement, sous le nom de « **contrôles externes** » qui ont pour objet de s'assurer, en permanence de ce que l'ensemble des procédures prévues, y compris les procédures de contrôle de fabrication, est correctement mis en œuvre.

Ce contrôle externe est effectué par des personnes indépendantes de celles qui sont responsables de la fabrication.

EXPLOITATION : ORGANISATION DE LA QUALITE ET MAINTENANCE PREVENTIVE

La surveillance des matériels ne s'arrête pas au stade de la réalisation : des essais systématiques de fonctionnement sont effectués avant la mise en service d'une installation.

En outre, des appareils de mesure permettent de suivre en permanence les principaux paramètres caractéristiques de l'état de l'installation : une défaillance de matériel les ferait varier rapidement. En outre des essais systé-

matiques des matériels et des inspections régulières sont effectués pour détecter toute évolution anormale et permettre une maintenance préventive systématique.

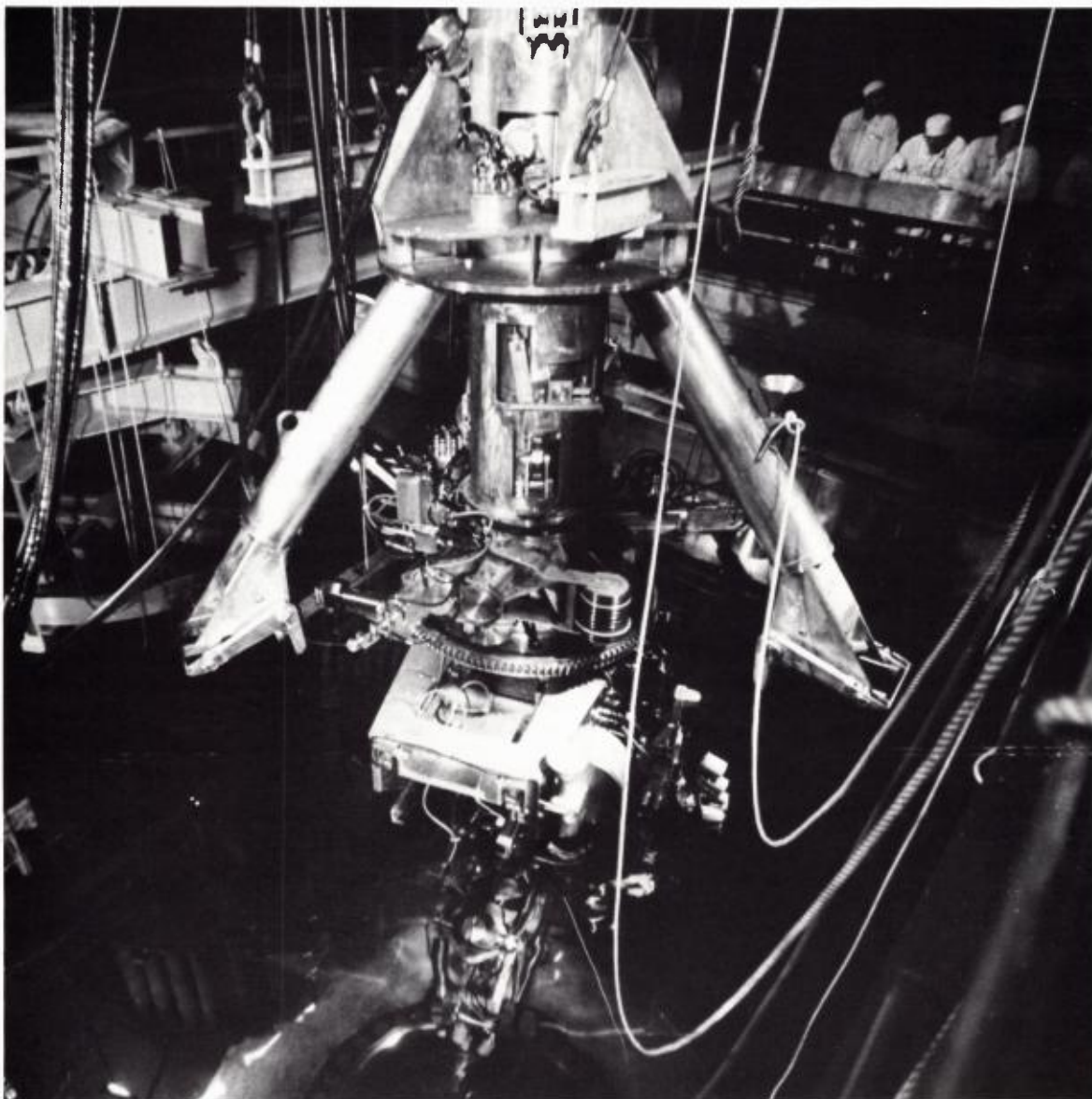
Toutes ces opérations sont effectuées sur la base de procédures écrites, constituant de véritables « check list », mises en œuvre par des agents qui doivent être qualifiés et habilités. Pour les opérations importantes pour la sûreté un second agent vient systématiquement s'assurer de la bonne exécution des mesures prévues. L'attention de chaque agent sur

l'importance de ses actes est mise en évidence par l'obligation qui lui est faite d'en rendre compte par écrit et de signer ce compte rendu.

Enfin, en exploitation comme pendant la période de chantier, des inspections sont effectuées par des ingénieurs extérieurs aux centrales dépendant directement de la Direction de la Production d'Electricité de France.

L'ensemble de ces dispositions d'organisation constitue ce que l'on appelle l'organisation de la qualité en exploitation.

cette machine introduite dans la cuve du réacteur permet d'effectuer des contrôles par ultra-sons et par caméra





La sûreté tient-elle compte d'erreurs éventuelles de conduite ?

Une erreur de conduite est toujours possible : une fois encore la sûreté ne consiste pas à nier le risque mais à y faire face.

Pour cela, il y a tout d'abord les automatismes, auxquels l'opérateur ne peut s'opposer quand ils agissent au sein du système de protection de l'installation : grâce à ces automatismes qui surveillent en permanence toutes les mesures importantes pour la sûreté de l'installation, toutes les actions nécessaires à court terme à la sûreté de l'installation sont effectuées quoiqu'il arrive.

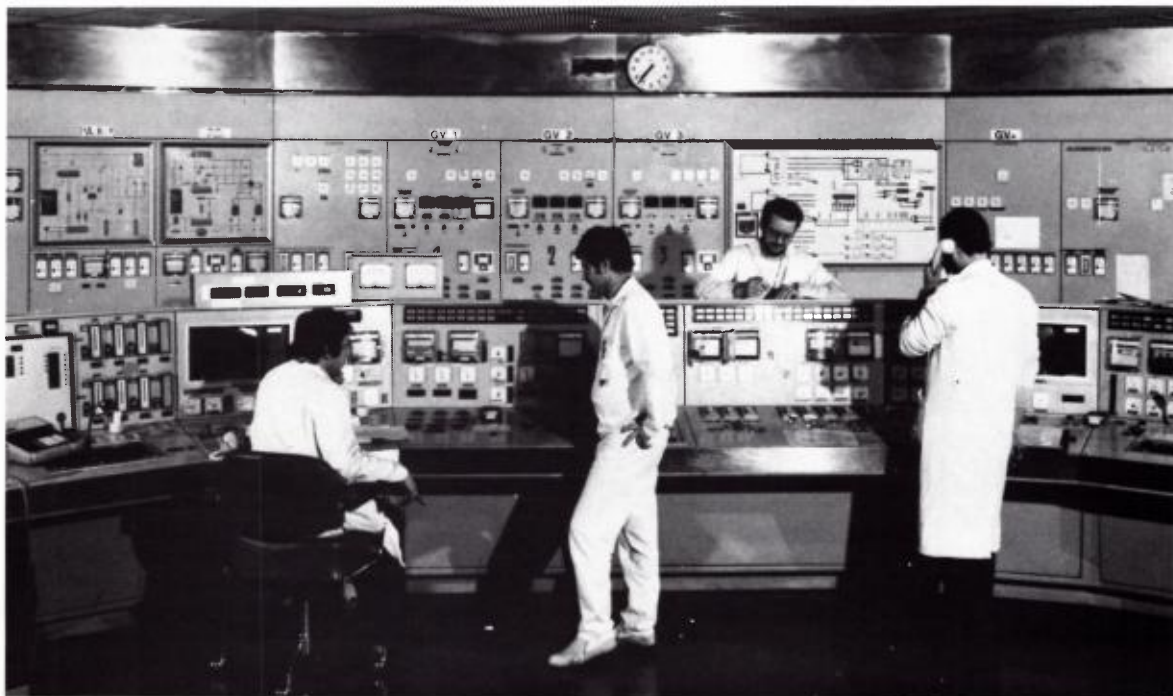
A plus long terme, les actions des opérateurs peuvent être nécessaires, mais elles n'auront jamais à se faire dans la précipitation, qui exclut le sérieux nécessaire à la sûreté. Encore faut-il pour que ces délais puissent être mis à profit, que les opérateurs soient qualifiés, dispo-

sent d'informations suffisantes sur l'état de l'installation pour comprendre ce qui s'y passe, aient enfin des consignes précises pour agir : l'improvisation n'a pas sa place.

La qualification est assurée par la sélection et la formation du personnel. Elle s'étale sur plusieurs années et elle comprend aussi bien des stages de formation théorique, que des stages pratiques effectués comme assistant d'un autre opérateur sur une centrale nucléaire ou sur simulateur. La formation initiale est complétée par une formation permanente assurée par le personnel d'encadrement des centrales nucléaires ; en outre pour que les opérateurs puissent conserver une certaine habitude de faire face aux événements exceptionnels, des stages périodiques sur simulateur sont prévus.

Les informations à la disposition des opérateurs

salle de contrôle de Phénix



sont multiples ; en particulier des alarmes lumineuses accompagnées de témoins sonores interviennent quand une situation anormale apparaît. Des consignes détaillées sont prévues, tant pour les opérations normales de fonctionnement, que pour l'entretien, les essais ou la conduite à tenir en cas d'incident ou d'accident.

Enfin les opérateurs peuvent en permanence, faire appel à des ingénieurs soumis à un régime d'astreinte à domicile suivant un roulement préétabli et qui, sur appel téléphonique, arrivent en quelques minutes à la centrale en cas de

besoin. En particulier le chef de centrale, ou son représentant peuvent être joints à tout moment et faire prendre si nécessaire en liaison avec des administrations compétentes toutes les mesures d'urgence nécessaires.

De multiples dispositions de contrôle et de surveillance sont naturellement prises pour n'autoriser l'accès des installations qu'à des agents habilités ou à des personnes dont l'identité est vérifiée afin d'éviter les actes de malveillance. Car la sûreté prend aussi en compte cette éventualité.

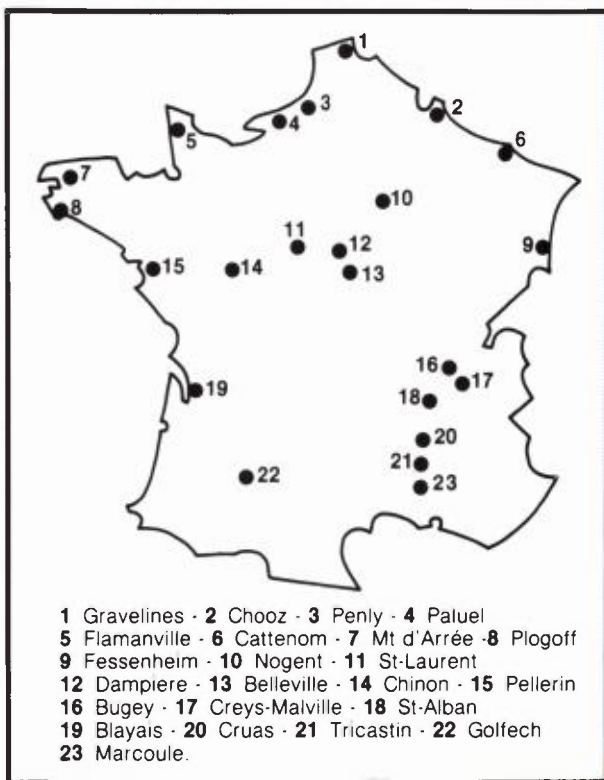


La sûreté intervient-elle dans le choix des sites nucléaires ?

L'implantation d'une centrale nucléaire, comme celle de tout grand équipement, pose des problèmes de nature très variée qui concernent de nombreuses disciplines humaines, techniques et scientifiques. Le choix des nouveaux sites nucléaires est proposé par le futur exploitant, en l'occurrence Electricité de France, mais il appartient aux pouvoirs publics de confirmer ou non ce choix, notamment au regard des préoccupations de sûreté, et de délivrer les autorisations administratives nécessaires. Celles-ci impliquent, naturellement, qu'aient été respectées les procédures prévues par la réglementation en vigueur.

Le principe de base consiste à installer les centrales nucléaires comme les centrales thermiques classiques au plus près des centres de consommation ou des grands axes du réseau de transport tout en respectant les contraintes spécifiques des installations nucléaires parmi lesquelles figurent au premier rang les données de sûreté. Celles-ci sont liées d'abord aux agressions éventuelles de l'environnement existant ou à venir sur le projet de centrale, qu'elles soient naturelles ou non. Les agressions naturelles sont les inondations, les tremblements de terre, les raz de marée, dans certains pays les typhons. Celles qui ne sont pas naturelles peuvent être d'origine très diverse :

LOCALISATION DES CENTRALES NUCLEAIRES (en service, en constitution ou en cours de procédures au 31.12.79)



incendies du voisinage, surpression due à une explosion de gaz transporté ou stocké à proximité du site, rupture d'un barrage en amont de la centrale, chute d'avion, émission de produits toxiques etc...

Les études d'avant-projet engagées par l'exploitant sur les sites repérés comme envisageables ont notamment pour objet d'identifier le niveau de chacun de ces risques et de leur affecter si possible une probabilité. A titre d'illustration s'il s'agit d'un projet de centrale en bord de mer, l'exploitant devra procéder à une étude statistique du trafic maritime au large du site et de son évolution prévisible, de la nature des frêts, des règles de circulation suivies par les navires, de la courantologie. Ces études doivent permettre d'apprécier aussi bien le risque d'explosion d'un méthanier passant à proximité de la future centrale que le risque d'échouage d'un navire devant la prise

d'eau de refroidissement, détruisant ou obstruant celle-ci directement ou par l'intermédiaire des produits transportés. Les résultats de ces études sont évidemment précisées dans le rapport préliminaire de sûreté que dépose l'exploitant à l'appui de sa demande d'autorisation de création. En fonction de ces résultats, l'exploitant peut être contraint de prendre telle ou telle disposition de construction pour tenir compte de la spécificité du site.

Malgré les précautions prises pour éviter tout accident aux conséquences graves les pouvoirs publics prévoient pour chaque site des plans d'intervention pour protéger la population si de tels accidents venaient à se produire. La distribution de la population est donc également prise en considération en même temps que sont examinés les moyens pratiques d'intervention envisageables.



Des dispositions particulières sont-elles prises pour les réacteurs surrégénérateurs ?

Un surrégénérateur est un réacteur doué d'une remarquable propriété : il produit plus de matière fissile qu'il n'en consomme par transformation de la plus grande partie de l'uranium naturel qui n'est pas fissile en matière fissile. L'intérêt d'une telle propriété est considérable puisque cela permet de multiplier par au moins 50 la valeur énergétique des réserves d'uranium.

Les centrales nucléaires comportant un réacteur surrégénérateur construites en France sont refroidies par du sodium.

Ils présentent, par rapport aux autres réacteurs, du point de vue de la sûreté, des caractéristiques particulières dont certaines sont favorables et d'autres défavorables.

Parmi les caractéristiques favorables, mérite principalement d'être cité le fait que dans ces réacteurs le fluide réfrigérant, le sodium, n'a pas besoin pour être liquide d'être maintenu

sous pression ; ce fluide a aussi une grande inertie thermique qui a conduit, tout spécialement dans le cadre du concept intégré choisi en France, à un adoucissement naturel des transitoires.

Parmi les caractéristiques défavorables, bien sûr tout d'abord les caractéristiques chimiques du sodium qui peut s'enflammer dans l'air et qui réagit violemment avec l'eau ; à noter aussi que pour obtenir la surrégénération, les caractéristiques du cœur du réacteur sont différentes, ce qui conduit à prendre en compte certains types d'accidents impossibles physiquement dans les réacteurs à eau sous pression.

La sûreté de ces réacteurs, bien entendu, est obtenue en cherchant à utiliser au mieux les caractéristiques favorables précitées et en prenant des dispositions appropriées vis-à-vis des caractéristiques défavorables.

En pratique, ceci conduit à des précautions

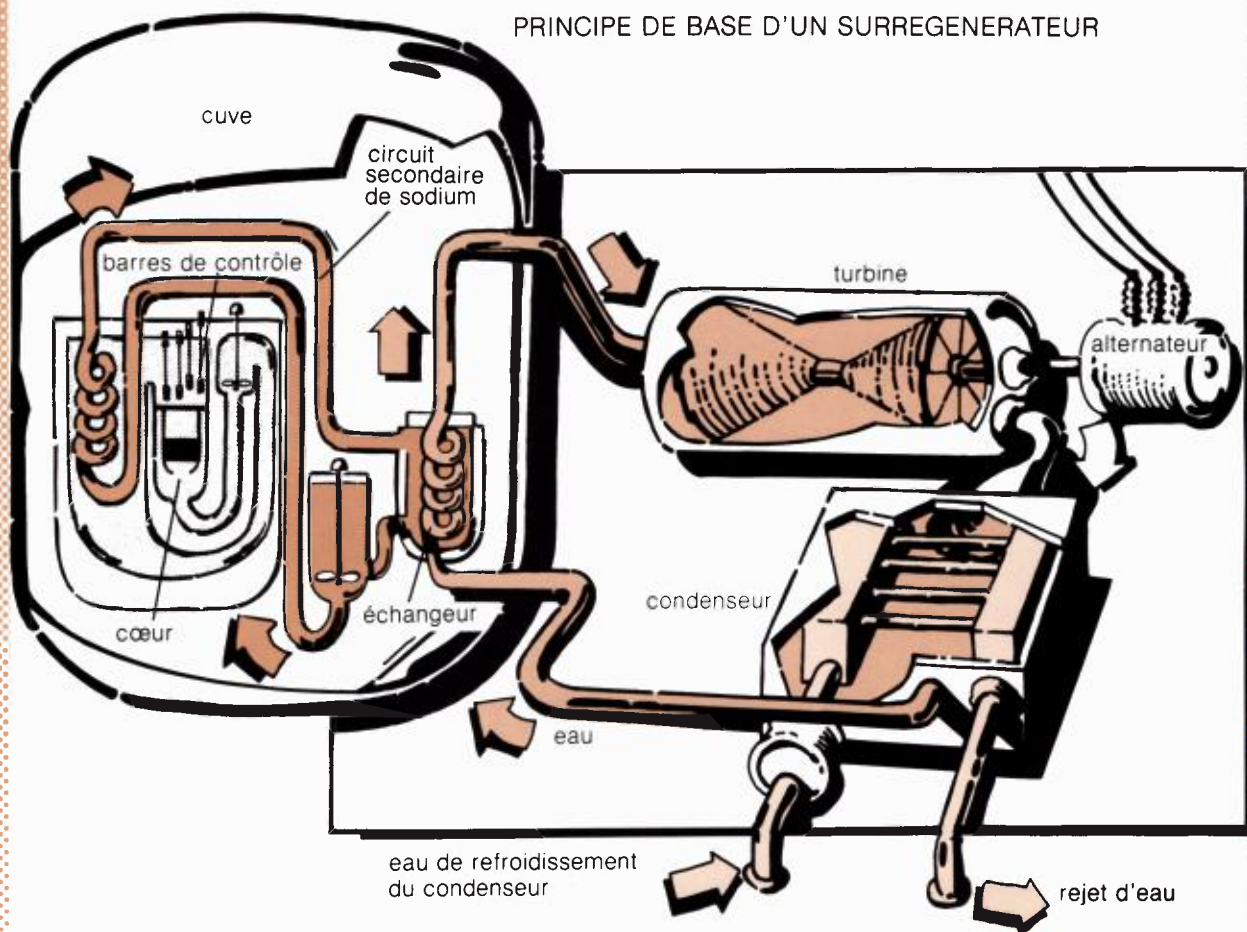
spéciales dont les plus importantes sont énumérées ci-après :

- Un circuit intermédiaire supplémentaire entre le sodium qui extrait la chaleur du cœur et le circuit qui alimente la turbine permet d'éviter tout transfert de sodium radioactif hors des cuves. Ainsi même en cas d'accident qui conduirait à une réaction chimique du sodium avec l'air ou l'eau, seul serait concerné le sodium de ce circuit intermédiaire et aucune libération de produits radioactifs n'aurait lieu dans l'atmosphère.
- Quant au sodium en contact avec le cœur, seul à être radioactif, il est enfermé dans deux cuves étanches emboîtées, non soumises à pression mais étudiées pour faire face à une surpression brutale éventuelle, et à qualité étroitement surveillée.
- Des dispositifs spéciaux de vidange rapide

dans des réservoirs appropriés du sodium contenu dans les circuits en cas d'accident et d'extinction d'incendies de sodium ainsi que des systèmes de surveillance qui permettent de détecter de façon très précoce tout début de réaction sont également prévus. Ils ont fait l'objet de campagnes d'essais systématiques afin d'en démontrer l'efficacité.

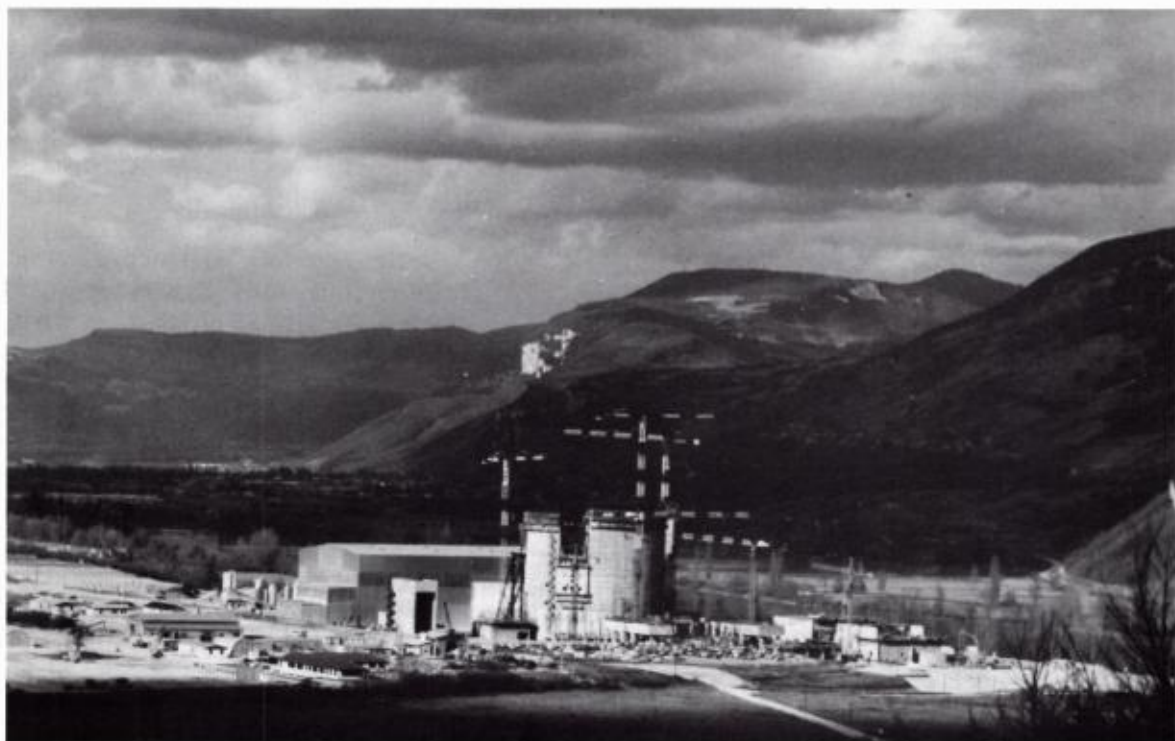
- Les caractéristiques du cœur du réacteur (forme des éléments combustibles, nombre, diversification et souplesse des systèmes de contrôle et d'arrêt) sont étudiées pour faire face aux difficultés résultant des caractéristiques neutroniques de la réaction en chaîne : tout début d'accélération incontrôlée de cette réaction est rendu ainsi pratiquement impossible.

- Malgré tout, et en application du principe de défense en profondeur, le cas où les systèmes d'arrêt de la réaction viendraient à ne pas fonctionner est étudié et les dispositions appro-





*Phénix : démonstration industrielle de la faisabilité des surrégénérateurs de grande puissance
le chantier de la centrale surrégénératrice de Creys-Malville*



priées sont prises pour en maintenir les effets à un niveau acceptable.

Finalement, grâce à ces précautions, les caractéristiques défavorables de ces réacteurs sont maîtrisées et il apparaît bien difficile de porter un jugement comparatif entre la sûreté de ces réacteurs et celle des réacteurs à eau sous

pression construits en France : mais ceci n'est guère étonnant car ce sont les mêmes principes, la même méthode, qui ont été appliqués dans les deux cas.



Quels problèmes de sûreté sont rencontrés dans les installations nucléaires autres que les réacteurs ?

La sûreté nucléaire concerne toutes les installations dans lesquelles transitent ou sont stockées des matières radioactives et a fortiori celles où ces matières subissent des transformations physiques ou chimiques. Il s'agit, pour l'essentiel, des industries dites du cycle du combustible : usines de traitement et de conversion du minerai d'uranium, d'enrichissement, de fabrication des combustibles et de retraitement des combustibles irradiés.

Dans ce type d'installations la sûreté a pour objet, comme pour les réacteurs, de faire en sorte que les rejets de matières radioactives dans l'environnement soient les plus faibles possibles. Ces matières étant presque toujours sous une forme aisément dispersable (gaz, liquide ou poudre) deux risques sont à prendre particulièrement en considération : le risque de contamination vis-à-vis duquel la prévention reposera sur l'existence de barrières s'opposant à la diffusion des matières radioactives ; le risque de criticité, c'est-à-dire de réaction en chaîne incontrôlée se développant au sein de matières fissiles, qui pourra être prévenu, notamment par la géométrie des circuits, le contrôle des fuites et la limitation de la concentration des solutions de matières fissiles. Des risques « classiques », par exemple de réaction chimique, sont également parfois particulièrement à prendre en compte.

Les installations les plus importantes du cycle du combustible sont celles relatives à l'enri-

chissement de l'uranium et au retraitement des combustibles irradiés.

LES USINES D'ENRICHISSEMENT

Appelées aussi usines de séparation isotopique elles ont pour objet d'accroître le pourcentage d'uranium 235 présent à seulement 0,7 % dans l'uranium naturel. L'uranium utilisé pour fabriquer les combustibles des réacteurs à eau légère pressurisée ou PWR doit en effet contenir environ 3 % d'isotope 235. C'est la raison pour laquelle il est souvent mentionné que la filière PWR est à uranium enrichi — sous entendu en isotope 235.

Pour que cette opération d'enrichissement puisse se faire, l'uranium doit avoir été mis sous forme gazeuse (l'hexafluorure d'uranium) dans une usine de conversion.

Il existe plusieurs procédés d'enrichissement mais le seul ayant connu jusqu'à ce jour un réel développement industriel est le procédé de séparation isotopique par diffusion gazeuse qui a été retenu pour l'usine EURODIF installée au TRICASTIN dans la Drôme. Dans une telle usine, le gaz contenant les deux isotopes de l'uranium est comprimé dans une série de cascades successives comprenant chacune une barrière poreuse qui laisse diffuser plus facilement l'isotope fissile 235 plus léger que l'isotope 238 de l'uranium,

Le confinement de l'hexafluorure d'uranium



le complexe Eurodif du Tricastin où s'effectue l'enrichissement isotopique de l'uranium pour les besoins d'une centaine de réacteurs

doit être quasi parfait aussi bien pour la sûreté que pour le bien fondé du procédé. En cas de fuite accidentelle, ce gaz, mis en présence de l'humidité de l'air, se transforme en fluorure d'uranyle solide qui tend à retomber au sol et en acide fluorhydrique gazeux qui est entraîné par le vent. Etant donné la dimension des installations et les quantités d'hexafluorure mises en œuvre, une attention particulière a été portée aux agressions externes susceptibles d'altérer l'étanchéité des circuits telles que séismes et chutes d'avion.

LES USINES DE RETRAITEMENT

Le retraitement des combustibles irradiés est une opération chimique complexe qui vise à séparer les matières récupérables existant dans ces combustibles comme l'uranium et le plutonium des matières qui ne le sont pas et qui constituent de véritables déchets. (1)

La première opération de retraitement consiste à dissoudre les combustibles ; les matières radioactives se trouvent mises par là même

sous une forme particulièrement dispersable. Leur niveau de radioactivité très élevé nécessite une qualité du confinement primaire de qualité exceptionnelle. La première barrière est, en l'occurrence, constituée par des équipements, des tuyauteries, des systèmes de transfert dont la conception doit garantir aussi bien le confinement que la possibilité de contrôle et de réparation sans qu'il en résulte une exposition excessive aux rayonnements du personnel d'intervention.

Comme toute usine chimique une usine de retraitement produit cependant des effluents qui, après traitement et contrôle, sont rejetés dans l'environnement. Les traitements physiques et chimiques qui leur sont appliqués avant rejet visent à les débarrasser de l'essentiel de leurs éléments radioactifs.

Les eaux et gaz résiduaux sont rejetés dans des conditions fixées et contrôlées par le ministère de la Santé après une étude radio-écologique très détaillée. C'est dans ces conditions qu'il est possible d'affirmer que la présence d'une usine de retraitement n'a aucun impact radioactif significatif sur l'environnement.

(1) Une plaquette sur le Retraitement a été éditée dans la collection « 25 Questions - 25 Réponses ».



vue générale du site de La Hague



Que fait-on des déchets nucléaires ? Comment la sûreté des stockages est-elle assurée ?

Comme toutes les autres industries, l'industrie nucléaire produit des déchets. Leur caractéristique principale est d'être radioactifs mais encore faut-il noter que ce fait ne présente pas dans certains cas qu'un aspect négatif : par définition la décroissance radioactive conduit à la disparition progressive de la nuisance contrairement à certains polluants stables produits par d'autres types d'activité humaine.

D'une manière générale les déchets nucléaires sont classés suivant deux rubriques principales :

- les déchets de haute activité, au dessus de la dizaine de curies par litre, qui correspondent essentiellement au retraitement des combustibles nucléaires irradiés.
- les déchets de faible ou moyenne activité, généralement du niveau du millième de curie par litre, qui proviennent de matériels ou d'équipements contaminés ou irradiés dans les installations.

Deux principes de base gouvernent les solutions techniques apportées au problème de stockage de ces déchets :

- le stockage doit être organisé de façon qu'il ne puisse entraîner aucun risque, ni à court terme ni à long terme ce qui implique que soient interposés des barrières physiques entre les déchets radioactifs et leur environnement naturel.
- le stockage doit entraîner aussi peu de contraintes que possible aux générations futures et par conséquent ne pas nécessiter des contrôles continus sur une longue période.

Une Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs vient d'être créée, au sein du Commissariat à l'Energie Atomique.

Cette agence est chargée, dans le cadre des dispositions législatives et réglementaires et en se conformant à la politique générale définie par le

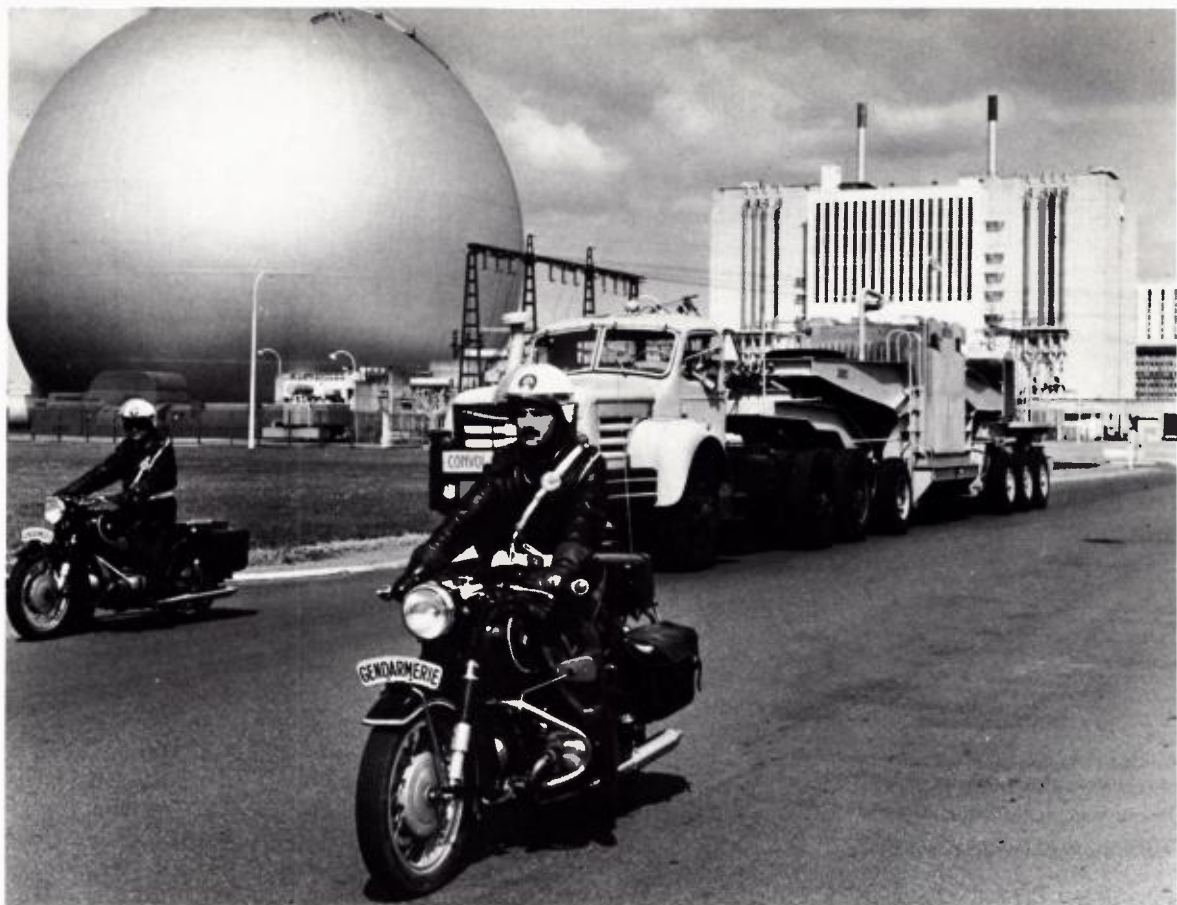
Gouvernement, des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs et notamment :

- d'assurer la gestion des centres de stockage à long terme, soit directement, soit par l'intermédiaire de tiers agissant pour son compte,
- de concevoir, d'implanter et de réaliser les nouveaux sites de stockage à long terme et d'effectuer toutes études nécessaires à cette fin, notamment en ce qui concerne les prévisions de production de déchets,
- de promouvoir, en concertation avec les producteurs de déchets, des spécifications de conditionnement et de stockage des déchets radioactifs avant leur évacuation vers les centres de stockage à long terme,
- de contribuer aux recherches, études et travaux concernant les procédés de gestion à long terme des déchets radioactifs ainsi que leur devenir.

La création de l'Agence et les missions qui lui sont confiées correspondent à la volonté des pouvoirs publics de conférer à une structure publique compétente et responsable la mission de gestion à long terme des déchets dans les meilleures conditions de sécurité.

LES DECHETS DE FAIBLE OU MOYENNE ACTIVITE

Ce sont les plus importants en volume. Ils pourraient représenter, dans le cas de la France, entre 500 000 et un million de m³ à l'horizon 2000 c'est-à-dire au maximum l'équivalent d'un cube de 100 mètres de côté. Ce volume n'est pas négligeable mais il est sans commune mesure avec celui des résidus qui résulteraient du fonctionnement d'un parc de centrales thermiques au charbon qui aurait à satisfaire les besoins nouveaux d'électricité d'ici l'an 2000. A titre d'exemple, les cendres de foyer d'une seule tranche de 600 MWe fonctionnant au charbon pendant 20 ans représentent 1 000 000 m³.



transport d'un container d'éléments combustibles irradiés

Pour la plupart d'entre eux la radioactivité des déchets nucléaires est comparable à celle d'un minerai d'uranium et quand ils sont un peu plus nocifs il s'agit alors de produits « à vie courte » qui, en quelques dizaines d'années deviennent des déchets de faible activité. Ils proviennent des centrales électronucléaires, des diverses usines du cycle du combustible, des centres de recherche, des laboratoires universitaires et des hôpitaux. Ce sont essentiellement des déchets de fabrication, des équipements et des matériaux usagés, des produits de décontamination, des chiffons de nettoyage ou des vêtements de protection.

Le traitement qu'ils subissent consiste d'abord à diminuer leur volume, généralement sur leur lieu même de production, soit par incinération, évaporation, découpage ou compactage. Le produit solide ainsi obtenu est ensuite « noyé » dans un bloc de béton ou enrobé dans le bitume ou encore dans des résines thermo-durcis-

sables. Ce dernier procédé, mis au point par le Commissariat à l'Energie Atomique, réduit considérablement le volume final à stocker et une installation pilote est en cours d'installation à la centrale de CHOOZ dans les Ardennes.

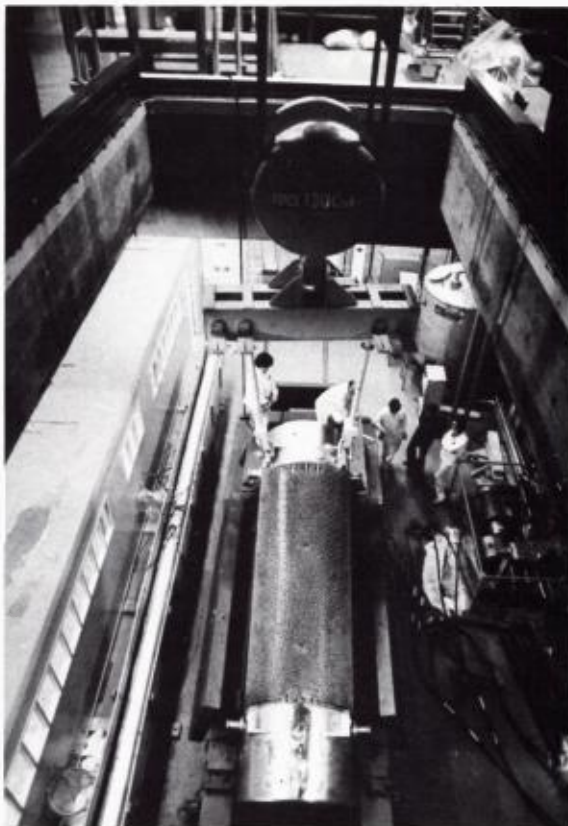
Après conditionnement et mise en futs, les déchets sont transportés, suivant des règles strictes, vers le centre de stockage de LA HAGUE, dans le département de la Manche, seul centre de stockage existant à l'heure actuelle en France. Il est toutefois envisagé l'ouverture en France dans les prochaines années d'un second site de stockage compte tenu de la saturation possible du site de LA HAGUE à partir de 1985. Selon leur niveau réel d'activité les déchets y sont soit disposés en surface avec une couverture d'argile imperméable soit placés dans des tranchées bétonnées remplies ensuite par adjonction d'une coulis de ciment et recouvertes par un enduit de bitume.

Une autre solution, non retenue en France, mais pratiquée par certains pays européens consiste à rejeter en mer les déchets de faible activité, après conditionnement dans des blocs de béton, à des profondeurs de l'ordre de 5000 mètres. De telles opérations font naturellement l'objet d'un contrôle international et se font dans le respect des spécifications techniques édictées par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique, organisme dépendant de l'O.N.U.

LES DECHETS DE HAUTE ACTIVITE

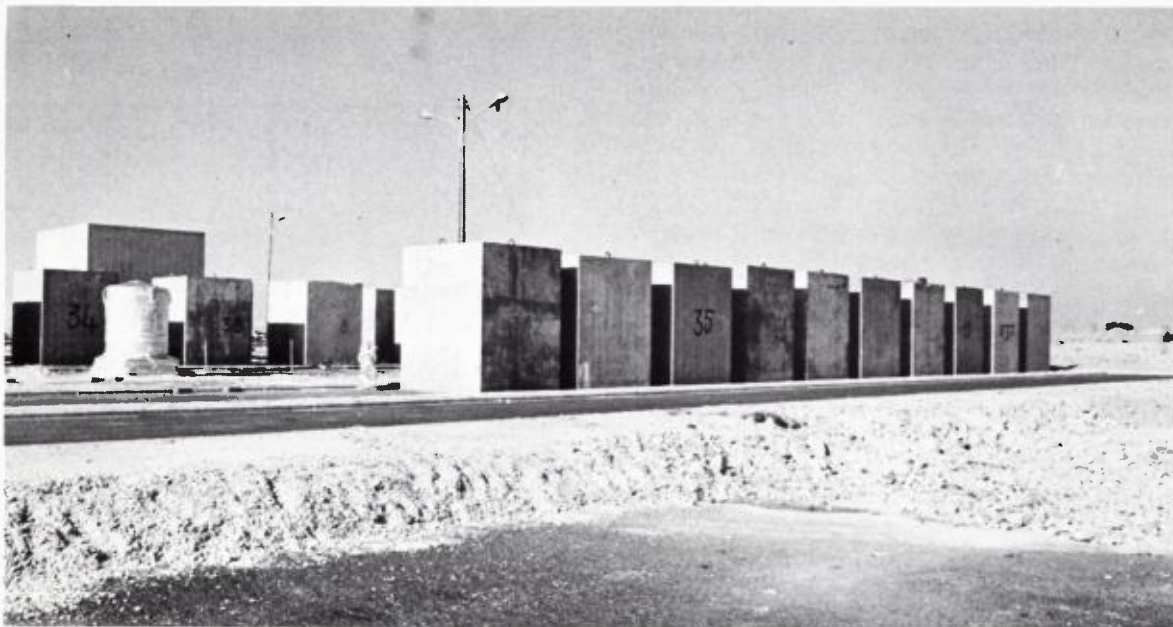
Dans l'immédiat les déchets de haute activité qui proviennent du retraitement des combustibles nucléaires sont actuellement stockés sous forme liquide sur le site des usines de retraitement, dans des cuves en acier inoxydable à double paroi à l'intérieur de silos en béton résistant à toute agression extérieure. Ces cuves sont munies de dispositifs appropriés de refroidissement, d'homogénéisation et de contrôle. Ce système utilisé depuis de nombreuses années tant en France qu'à l'étranger n'a donné lieu à aucun incident.

La transformation de ces déchets liquides en produits solides aussi inertes que possible vis-à-vis de l'environnement est en cours de mise en œuvre. La France dispose en ce domaine d'une certaine avance grâce au procédé de vitrification mis au point par le Commissariat à



*arrivée et manutention d'un château de plomb
à La Hague*

La Hague : stockage des déchets nucléaires



l'Energie Atomique. Après plusieurs années de fonctionnement d'une installation prototype, le CEA a mis en service courant 1978 la première unité industrielle de vitrification à MARCOULE. Sa capacité lui permettra de traiter les déchets de haute activité venant des installations de retraitement de ce centre. Une seconde installation est en cours d'étude pour l'usine de retraitement de LA HAGUE.

A plus long terme le stockage de ces verres est envisagé dans certaines formations géologiques terrestres ou éventuellement dans des

forages sous-marins dans des zones connues pour leur sédimentation rapide.

Ainsi, contrairement à ce qui s'est passé dans la plupart des industries, les hommes ont eu, avec l'énergie nucléaire, la préoccupation d'éliminer les déchets correspondants.

Il existe dès aujourd'hui des solutions techniques valables mais la sûreté nucléaire fera sans doute encore évoluer ces solutions avec le progrès des sciences.



Pourquoi développer en France l'énergie électronucléaire ?

Parce que c'est une nécessité pour assurer la sécurité à terme de notre approvisionnement énergétique.

Le développement depuis 1973 de la crise pétrolière démontre la fragilité du système énergétique mondial, fondé principalement sur le pétrole, ressource quantitativement limitée et concentrée dans un nombre restreint de pays.

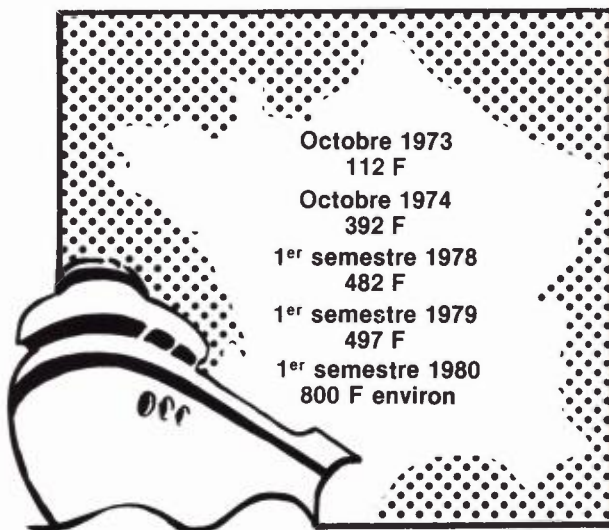
La France est dépourvue de pétrole ; ses réserves en charbon sont faibles (moins de 25 fois la production de 1974) et son équipement hydraulique est déjà très avancé. Dans ces conditions le Gouvernement a retenu deux priorités : éviter les gaspillages et économiser l'énergie d'une part ; accélérer l'équipement électronucléaire du pays d'autre part tandis que des mesures prises, par ailleurs, assurent la promotion des énergies nouvelles (soleil et géothermie principalement) dont la pénétration dans le bilan énergétique est cependant, à court et moyen terme, limité par des contraintes techniques et économiques.

La consommation moyenne d'énergie en France étant l'une des plus faibles des pays industrialisés, les économies d'énergie ne vont pas sans efforts importants et appellent des changements dans les habitudes individuelles. Des moyens spécifiques ont été prévus à l'initiative de l'Agence pour les Economies d'éner-

gie du ministère de l'Industrie tels que l'encadrement des consommations de fuel-oil domestique ou des incitations fiscales pour les investissements économisant l'énergie. Ce dispositif qui a déjà permis d'économiser environ 12 Mtep par an depuis 1975 est, chaque jour, un peu plus renforcé.

ÉVOLUTION DU COÛT DE LA TONNE DE PÉTROLE BRUT IMPORTÉ EN FRANCE

(en francs par tonne)



LA CONSOMMATION FRANÇAISE D'ENERGIE EN TONNES D'EQUIVALENT PETROLE

	1973	1978	1985 ⁽¹⁾
Charbon	30	32	29
Pétrole	117	108	101
Gaz	15	21	36
Electricité hydraulique	10	15	14
Electricité nucléaire	3	7	43
Energies nouvelles	—	—	2
Total	175	183	225

(1) Prévisions.

Grâce à cette politique volontariste, la consommation d'énergie en 1985 devrait être ramenée aux alentours de l'équivalent de 225 millions de tonnes de pétrole (Mtep) alors qu'elle aurait dépassé sans cette inflexion 260 Mtep. Il est toutefois évident que ces efforts ne sauraient être suffisants pour redresser seuls la structure du bilan énergétique et il est nécessaire de recourir à l'énergie nucléaire, seule énergie susceptible d'être disponible en quantité suffisante pour répondre, dans des délais raisonnables à l'ampleur des besoins.

Les objectifs fixés pour 1985 sont de satisfaire 20 % de la consommation totale en énergie par la production d'électricité d'origine nucléaire, ce qui évitera la consommation de l'équivalent d'environ 43 millions de tonnes de pétrole soit à peu près l'augmentation de la consommation d'énergie d'ici 1985. Le taux de dépendance extérieure de notre approvisionnement énergétique devrait ainsi être ramené aux alentours de 60 %.

UNE SOLUTION ECONOMIQUEMENT JUSTIFIEE

Les augmentations des prix du pétrole depuis 1973 favorise indiscutablement l'énergie nucléaire au plan économique. Ainsi le kWh produit à la fin de la prochaine décennie par une centrale dont il conviendrait de décider aujourd'hui la construction ressort à environ 12 centimes dans le cas du nucléaire contre plus de 19 centimes dans le cas du charbon et 23 centimes dans le cas du fuel sur la base des prix des combustibles observés fin 1979.

En outre, la structure des prix de l'électricité d'origine nucléaire marquée par le poids des investissements (plus de 50 %) et l'importance des valeurs ajoutées industrielles y compris au niveau du cycle du combustible, rend moins sensible le coût de production de l'électricité aux aléas du marché des matières premières : l'uranium ne représente ainsi que 10 à 15 % du coût total du kWh, alors que les achats de combustibles fossiles représentent plus des

c/kWh
F du 1/1/1979

Investissement
Exploitation
Combustible

Total

Energie électro-
nucléaire

6,1
2,3
3,9

12,3

Thermique
charbon

4,7
2,6
12,2

19,5

Thermique
fuel

4
2,3
16,5

22,8

Comparaison des coûts de production du kWh pour des centrales thermiques classiques et nucléaires qui seraient mises en service en 1990. Les coûts de combustibles sont calculés sur la base de ceux constatés en 1979 en supposant qu'ils ne connaissent aucune évolution d'ici la mise en service des centrales.

deux tiers du prix de revient de l'électricité thermique classique.

De surcroît, des effets bénéfiques pour notre balance des paiements sont à attendre du recours à l'énergie nucléaire. En 1985 le parc électronucléaire en service permettra une économie annuelle en devises d'au moins 20 milliards de francs. De plus l'essor de cette industrie de pointe, si ses produits sont compétitifs sur les marchés étrangers, contribuera également au redressement de notre balance commerciale par le jeu des exportations.

Enfin, facteur parfois négligé, le programme électronucléaire français participe directement à l'équilibre économique national en tant que créateur d'emplois. Sa mise en œuvre touche en effet, plus de 100 000 personnes, employées à la construction et au fonctionnement des centrales dont environ 20 % dans le bâtiment et les travaux publics, 60 % dans la construction mécanique et 20 % dans la construction électrique. Actuellement, l'industrie nucléaire proprement dite emploie 15 000 personnes environ et celle du cycle du combustible nucléaire 10 000.

UNE SOLUTION POSSIBLE

Depuis 1945, tous les gouvernements successifs se sont attachés à doter la France de capacités nucléaires. En 1945 est créé le Commissariat à l'Energie Atomique ; ses réalisations sont rapides. La première pile atomique (ZOE) diverge en 1948 et EDF engage dès 1956 un premier programme de centrales fondé sur la filière gaz-graphite à uranium naturel (UNGG). Un autre suivra en 1963. Après une période de réflexion et de comparaison des différentes filières, la filière UNGG est abandonnée en 1969 au profit des filières à eau ordinaire et uranium enrichi. Fessenheim, première centrale de grande taille de ce type est lancée en 1970 et elle est en service depuis 1977.

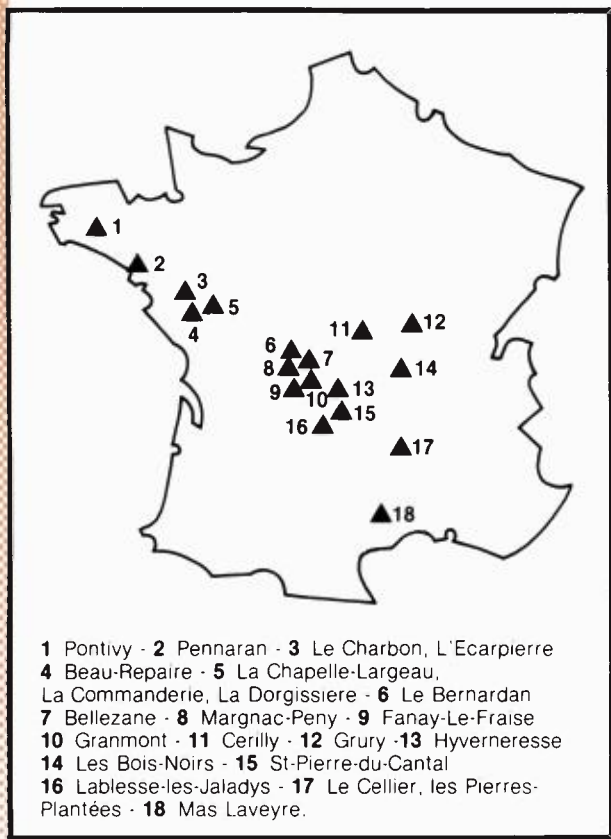
Le choix d'une seule technique (la filière à eau pressurisée) a permis de développer rapidement une industrie nucléaire française de taille internationale à partir des groupes industriels les plus puissants dans le secteur de l'électromécanique.

Parallèlement, la prospection de l'uranium (en France et à l'étranger) et la mise en place d'une

le chantier de Paluel en Seine-Maritime : 4 tranches de 1 300 megawatts en construction



GISEMENTS D'URANIUM EN PRODUCTION



industrie du combustible ont été activement développées et les réalisations dans le domaine de l'enrichissement et du retraitement des combustibles placent la France au premier rang des capacités mondiales pour ce qui concerne le cycle du combustible.

Il en est de même pour la filière d'avenir des surrégénérateurs où la continuité de l'effort français depuis la décision de réaliser RAPSO-DIE (1962) puis PHENIX (1966) permet à la France de disposer aujourd'hui d'une avance technologique sur ses principaux partenaires que concrétise l'état de construction du projet de 1 200 MWe SUPER PHENIX dont la mise en service devrait intervenir avant la fin de l'année 1983.

UNE SOLUTION SANS RISQUE INACCEPTABLE POUR LA SOCIÉTÉ

Cette dernière considération est évidemment fondamentale. Elle résulte d'une analyse approfondie dont nous avons tenté d'esquisser les grandes lignes tout au long du présent ouvrage afin de mieux faire connaître le travail accompli depuis plus de trente ans dans le domaine de la sûreté nucléaire et afin de permettre à tous ceux qui le désirent de mieux fonder leur opinion sur ce sujet important.



Quel est le programme nucléaire français ?

UN EFFORT IMPORTANT

Depuis l'engagement, en 1970, de la première tranche de 900 MWe à eau ordinaire pressurisée, au total près de 35 000 MWe de cette filière auront été engagés à la fin de l'année 1979. Depuis 1974, les engagements annuels se situent entre 5 000 et 6 000 MWe en moyenne. Ce rythme témoigne de la continuité de l'effort développé en France qui est sans équivalent dans le monde.

En retenant comme critère d'engagement la date de l'ordre d'exécution de la chaudière nucléaire, le programme d'équipement électro-nucléaire livre au début 1980 le panorama suivant, détaillé dans les tableaux ci-après :

11 000 MWe installés correspondant pour l'essentiel aux engagements antérieurs à 1974 et se répartissent entre :

- 7 tranches gaz-graphite d'une puissance totale de 2 300 MWe (Marcoule G2-G3, Chinon 2-3, Saint-Laurent A1-A2, Bugey 1),

- 10 tranches à eau légère pressurisée : Chooz, Fessenheim 1-2, Bugey 2-3-4-5, Tricastin 1, Gravelines 1, Dampierre 1, représentant au total 8 500 MWe,

- 1 tranche à eau lourde de 70 MWe (Brennilis),

- 1 surrégénérateur (Phénix) de 230 MWe.

28 000 MWe en construction répartis entre :

- 21 tranches à eau légère pressurisée de 900 MWe,

- 6 tranches à eau légère pressurisée de 1 300 MWe,

- 1 surrégénérateur de 1 200 MWe.

12 000 MWe en travaux préparatoires correspondant aux engagements 1980-1981 autorisés par le Gouvernement et répartis entre :

- 3 tranches à eau légère pressurisée de 900 MWe,

- 7 tranches à eau légère pressurisée de 1 300 MWe.

Les tranches engagées après la crise de l'énergie de l'automne 1973 entrent progressivement en service à partir de ce début 1980, à un rythme de l'ordre, en moyenne, d'une tranche tous les deux mois. La production d'électricité d'origine électronucléaire devrait maintenant croître très rapidement ; elle devrait atteindre près de 50 milliards de kWh en 1980 et 200 milliards en 1985 date à laquelle la puissance du parc électronucléaire installé sera de l'ordre de 40 000 MW. La part de l'électricité d'origine nucléaire représentera alors 55 % de la production totale d'électricité soit l'équivalent de 43 millions de tonnes de pétrole c'est-à-dire près de 20 % de nos besoins énergétiques. Ces chiffres marquent l'ampleur des enjeux ainsi que l'importance des efforts accomplis. Mais ils ne traduisent pas non plus, loin s'en faut, une orientation vers le tout nucléaire.

LES CENTRALES NUCLEAIRES EN FONCTIONNEMENT AU 30 SEPTEMBRE 1979

	Nombre de réacteurs	Puissance de la centrale (MW)	Année de mise en service	Production cumulée au 30.09.79 (TWh)*
FILIERE GAZ-GRAPHITE				
G2-G3 Marcoule (Gard)	2	80	1959-1960	9,5
Chinon 2 et 3 (Indre-et-Loire)	2	690	1965-1967	34
St-Laurent-des-Eaux (Loir-et-Cher)	2	975	1969-1971	49,5
Bugey 1 (Ain)	1	540	1973	21
FILIERE EAU LEGERE PRESSURISEE				
Chooz (Ardennes)	1	305	1967	17,5
Fessenheim 1(Bas-Rhin)	1	900	1978	8,1
Fessenheim 2	1	900	1978	8,9
Bugey 2 (Ain)	1	900	1978	3,1
Bugey 3	1	900	1979	2,5
Bugey 4	1	900	1979	1,2
Bugey 5	1	900	1979	en cours de montée en puissance
FILIERE EAU LOURDE -GAZ				
Brennilis (Finistère)	1	70	1967	4,2
FILIERE SURREGENERATEUR				
Phénix - Marcoule (Gard)	1	230	1973	5,4

* TWh = Terawatt-heure : 1 TWh = 1 milliard de KWh.

Année de l'ordre d'exécution de la chaudière	Centrale	Année de mise en service*	Puissance MW	Puissance totale correspondante
1974	Tricastin 1	1980	900	4 500 MWe
	Gravelines 1	1980	900	
	Dampierre 1	1980	900	
	Tricastin 2	1980	900	
1975	Gravelines 2	1980	900	5 400 MWe
	Dampierre 2	1981	900	
	Tricastin 3	1981	900	
	Gravelines 3	1981	900	
	Dampierre 3	1981	900	
	Tricastin 4	1981	900	
1976	Paluel 1	1983	1 300	5 800 MWe
	St-Laurent B1	1981	900	
	Le Blayais 1	1982	900	
	Gravelines 4	1981	900	
	Dampierre 4	1982	900	
	St-Laurent B2	1982	900	
1977	Le Blayais 2	1982	900	6 100 MWe
	Chinon B1	1982	900	
	Chinon B2	1982	900	
	Le Blayais 3	1983	900	
	Paluel 2	1984	1 300	
	Super Phénix	1984	1 200	
1978	Le Blayais 4	1983	900	4 000 MWe
	Cruas 1	1983	900	
	Cruas 2	1984	900	
	Paluel 3	1984	1 300	
1979	Cruas 3	1984	900	5 700 MWe
	Cruas 4	1985	900	
	Flamanville 1	1985	1 300	
	St-Maurice l'Exil 1	1985	1 300	
	Cattenom 1	1986	1 300	
Engagements prévus 1980-1981	Gravelines 5		900	11 800 MWe
	Gravelines 6		900	
	Paluel 4		1 300	
	St-Maurice l'Exil 2		1 300	
	Flamanville 2		1 300	
	Cattenom 2		1 300	
	Chinon B3		900	
	Belleville 1		1 300	
	Nogent s/Seine 1		1 300	
	Belleville 2		1 300	

* La mise en service industrielle d'une installation est prononcée environ 6 mois après son couplage sur le réseau.



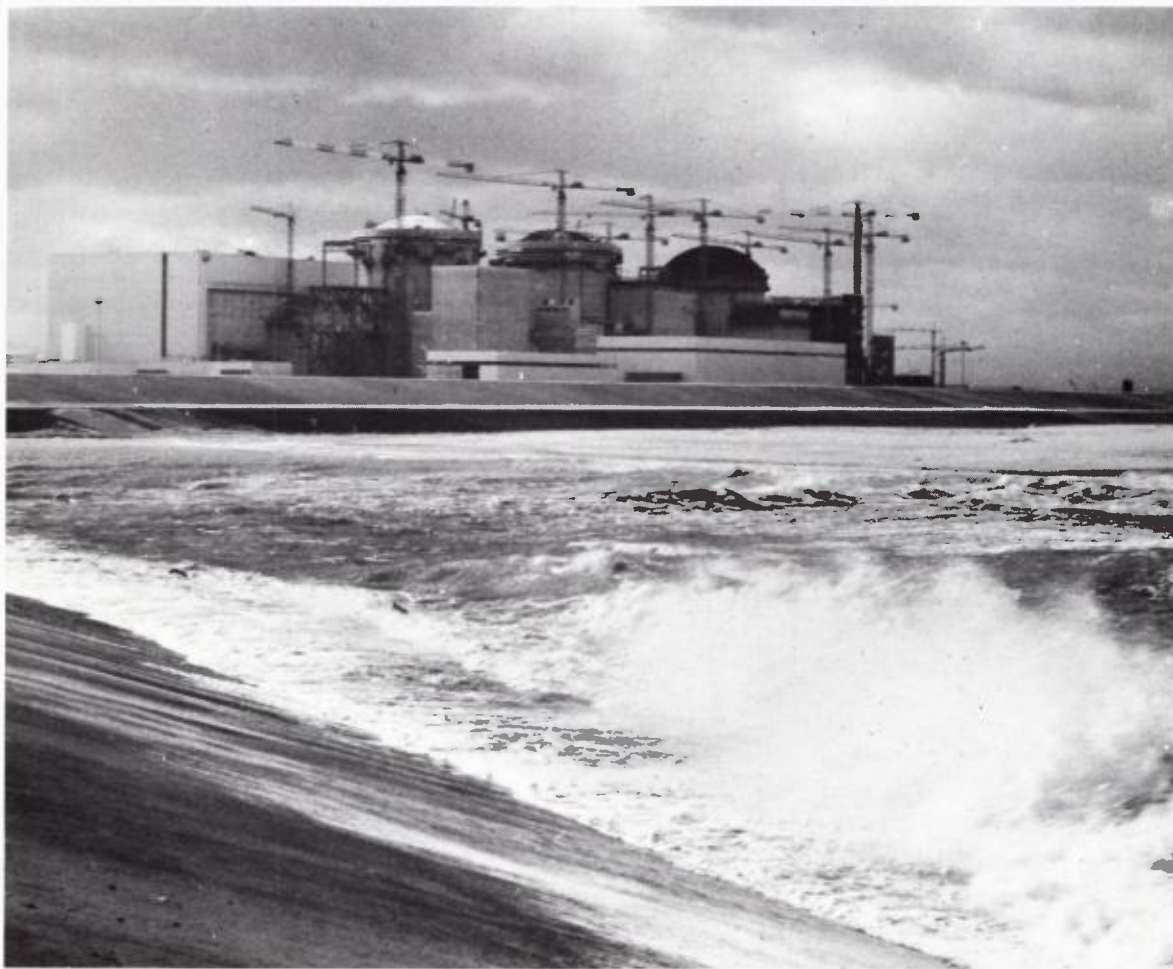
depuis leur couplage en 1977 et 1978 les deux tranches de Fessenheim ont fourni au réseau plus de 20 milliards de KWh au 31 décembre 1979

DANS DES CONDITIONS RAISONNABLES

Ces efforts auraient toutefois été vains s'ils avaient été dispersés. Ainsi en matière de sûreté nucléaire, la recherche de la continuité, tout en respectant la règle d'ouverture au progrès technique, a permis la concentration des efforts d'analyse. Elle a en particulier justifié pleinement la réalisation d'études applicables à toutes les tranches, plus poussées que celles qui sont actuellement faites sur les centrales nucléaires isolées : par exemple des études systématiques de la fiabilité des systèmes ont été effectuées à l'occasion de Fessenheim pour l'ensemble des tranches de 900 MWe, ainsi que des études d'événements fortement hypothétiques comme la perte de toutes les sources électriques externes conjuguée à la défaillance des deux diesels de secours.

L'expérience de démarrage des premières tranches et les conséquences de l'analyse approfondie de sûreté effectuée à cette occasion sont aussi utilisées pour les tranches suivantes. Ceci conduit à des modifications qui peuvent paraître des détails mais l'accumulation de ces détails n'est certainement pas sans importance pour la sûreté. La formation du personnel se trouve également facilitée par cette politique de série ; il en est de même pour la détection des anomalies de fabrication qui, même si elles n'apparaissent qu'à l'occasion de la dixième ou la vingtième tranche peuvent donner lieu à un examen de toutes les tranches comparables. C'est ainsi que l'on a pu dire que même si la vitesse de réalisation du programme électronucléaire s'accompagnait d'un certain risque économique, la sûreté de ces installations n'en a quant à elle nullement pati.

Gravelines (Nord) : 6 tranches PWR de 900 MWe en bordure de mer dont les 4 premières seront mises en service en 1980 et 1981





Comment se renseigner sur l'énergie et la sûreté nucléaire ?

DOCUMENTATION GENERALE

Depuis 1974, le Gouvernement développe une action de large information qui s'est traduite, dans un premier temps par la publication de deux documents de portée générale.

- l'un, par le ministère chargé de l'Industrie en liaison avec le ministère de l'Intérieur, le ministère chargé de l'Environnement et la Délégation à l'Aménagement du Territoire et à l'Action Régionale, sur les problèmes posés par le choix des sites : « Localisation des centrales nucléaires »,
- l'autre, par le Service d'Information et de Diffusion du Premier Ministre : l'« Energie nucléaire, données techniques, économiques, écologiques ». De plus a été publié dans la collection Actualité-Documents, « Energies nouvelles : l'énergie solaire ».

Depuis, le Ministère de l'Industrie procède à la publication des « Dossiers de l'Energie », série de documents traitant de l'ensemble des problèmes relatifs à la situation de l'énergie en France et dans le Monde. Actuellement, 20 dossiers ont été publiés :

- Rapports de la Commission Consultative pour la Production d'Electricité d'Origine Nucléaire (4 tomes),
- Documents sur la politique énergétique OCDE - CEE - Conseil Economique et Social Français,
- Rapport du Gouvernement Suédois sur l'implantation des centrales nucléaires en Suède,
- La sûreté nucléaire en France,
- Rapport Rasmussen - « Etude de la sûreté des réacteurs »,
- Rapport d'orientation sur la recherche-développement en matière d'énergie,

- Rapport de la Commission de l'Energie sur les orientations de la politique énergétique,
- L'avenir du charbon,
- Rapport de la Commission de la production d'électricité d'origine hydraulique et marémotrice,
- Economies d'énergie pour la conception des voitures particulières,
- Les économies d'énergie,
- Rapport de la Commission d'étude pour l'utilisation de la chaleur,
- L'industrie électronucléaire française,
- L'hydrogène,
- Les technologies pétrolières marines,
- Economies d'énergie dans l'industrie,
- La conférence internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle de combustible. Salzbourg, mai 1977,
- Rapport sur la recherche-développement en matière d'énergie,
- La récupération assistée des hydrocarbures.
- Le cycle du combustible nucléaire.

Les « Chiffres clés de l'énergie » ont été également publiés à l'initiative de la Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières du ministère de l'Industrie ainsi qu'un document pédagogique « Les Energies » destiné à l'enseignement secondaire.

Dans la collection « 25 Questions - 25 Réponses » ont été publiés à l'initiative de la Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières du ministère de l'Industrie :

- L'énergie nucléaire,
- Le projet de la centrale nucléaire de Cattenom,
- Le projet de la centrale nucléaire de Belleville-s/Loire,
- Le surrégénérateur - Le projet de Superphénix à Creys-Malville,

- Le projet de la centrale nucléaire de Saint-Alban/Saint-Maurice,
- Le projet de la centrale nucléaire de Flamanville,
- Le projet de la centrale nucléaire de Nogent-s/Seine,
- Le projet de la centrale nucléaire de Penly,
- Le projet de la centrale nucléaire de Golfech,
- Le projet de la centrale nucléaire de Plogoff,
- Le retraitement - La Hague,
- L'énergie nucléaire dans le monde,
- L'uranium.

DOCUMENTATION SPECIFIQUE

Dans le domaine plus spécifique de la sûreté nucléaire existent principalement :

- en matière d'organisation : une note d'information intitulée « l'organisation de la sûreté nucléaire en France ».
- sur l'actualité de la sûreté nucléaire, les autorisations accordées, les incidents survenant dans les installations, les principales nouvelles en provenance de l'étranger, un bulletin bimestriel intitulé « SN ».

Ces documents spécifiques peuvent être obtenus au ministère de l'Industrie, SERPI, 101, rue de Grenelle 75007 PARIS.

POUR TOUS RENSEIGNEMENTS COMPLEMENTAIRES, NOTAMMENT TECHNIQUES :

A l'initiative du ministère de l'Industrie, trois centres d'information ont été ouverts au public : on peut y consulter une collection complète de documents techniques émanant de l'Administration des établissements publics et d'organismes internationaux et traitant de sujets aussi divers que l'économie, la mécanique, le génie civil, la thermodynamique, la radiologie :

- Centre de documentation sur la sécurité nucléaire - Institut de protection et de sûreté nucléaire B.P. n° 6 - 92260 FONTENAY-AUX-ROSES, Tél. : 657.13.26
- Institut national des sciences et techniques nucléaires (I.N.S.T.N.) CEN/SACLAY - B.P. n° 6 91190 GIF-SUR-YVETTE - Tél. : 941.80.00
- Forum de l'énergie - 13, rue de l'Arc-en-Ciel Forum des Halles - B.P. n° 20 75045 PARIS CEDEX 01

Les personnes qui désirent des renseignements concernant l'énergie électronucléaire peuvent aussi s'adresser :

A PARIS ET DANS LA REGION D'ILE-DE-FRANCE :

- ELECTRICITE DE FRANCE
Direction Générale
Service des Relations Publiques
2, rue Louis Murat - 75008 PARIS
Tél. : 764.22.22
- ELECTRICITE DE FRANCE
Direction de l'Equipe-ment
Division Information sur l'Energie
3, rue de Messine - 75008 PARIS
Tél. : 764.38.98
- COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE
Département des Relations Publiques
33, rue de la Fédération - 75015 PARIS
Tél. : 273.60.00
- MINISTERE DE L'INDUSTRIE
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires
99, rue de Grenelle - 75007 PARIS
Tél. : 555.93.00
- AGENCE DE L'ENERGIE NUCLEAIRE DE L'O.C.D.E.
2, rue André-Pascal - 75016 PARIS
Tél. : 524.82.00
- DOCUMENTATION DE L'O.N.U.
(OMS - AIEA)
Office International de Documentation et Librairie
48, rue Gay-Lussac - 75005 PARIS

EN PROVINCE :

- Auprès des Directions Interdépartementales de l'Industrie à Amiens, Bordeaux, Caen, Clermont-Ferrand, Dijon, Douai, Lyon, Marseille, Metz, Nantes, Orléans, Paris, Rennes, Rouen, Strasbourg, Toulouse.

Auprès des Directions Régionales de l'équipement et de la Distribution d'Electricité de France.

- Auprès de tous les Etablissements du Commissariat à l'Energie Atomique (Service des Relations Publiques).

LE CENTRE DE DOCUMENTATION SUR LA SECURITE NUCLEAIRE

L'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire a ouvert au public un Centre de Documentation sur la Sécurité Nucléaire (C.D.S.N.).

Ce Centre est destiné à permettre à chacun de suivre l'évolution des méthodes et des techniques mises en place pour assurer la sécurité

dans les utilisations énergétiques et médicales de l'atome.

Le visiteur trouvera au C.D.S.N. des documents de tous niveaux concernant, entre autres :

- La protection de l'homme et de son environnement,
- La sûreté dans les différentes activités nucléaires (usines de préparation de substan-

ces radioactives, réacteurs, usines de retraitement, centres de stockage de déchets radioactifs, déclassement des installations),

- la législation nucléaire.

Le visiteur, en outre, pourra approfondir ses connaissances auprès de spécialistes de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

*Ce document a été conçu et réalisé
avec l'aimable concours des services
du Ministère de l'Industrie*

Conception — réalisation

Sofedir

Société Française d'Editions et d'Informations Régionales
36, avenue du 1^{er} Mai - 91120 PALAISEAU
Tél. : 930.27.11

Photographies : Agence Gamma, B. Allard
Ambassade du Canada, P. Jahan, A. Perceval
Photothèque EDF, photothèque IPS, Sénat
Photographie couverture : G. Dussart

© Copyright SOFEDIR
Tous droits de reproduction interdits France et étranger
Dépôt légal : 1^{er} trimestre 1980
Imprimé en France