HAL
open science

Sécurité dans les centrales nucléaires

Gérard Menjon

To cite this version:

Gérard Menjon. Sécurité dans les centrales nucléaires. Sciences de l'ingénieur [physics]. 1973. hal-01909992

HAL Id: hal-01909992

https://minesparis-psl.hal.science/hal-01909992

Submitted on 31 Oct 2018

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

ÉCOLE NATIONALE SUPÉRIEURE DES MINES DE PARIS

[38]

IE 1

Consultation sur place

SÉCURITÉ DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES

POSSIBILITÉS DE RUPTURE DES ENCEINTES EN ACIER

— Dossier Long 1972 - 1973 —

Promo X 1967

Consultation sur place

Gérard MENJON —

— Juin 1973 —

S E C U R I T E D A N S L E S C E N T R A L E S N U C L E A I R E S

POSSIBILITES DE RUPTURE DES ENCEINTES EN ACIER

Dossier long Ingenieur Eleve
Promo X 1967

Consultation sur place

Monsieur Gérard MENJON

Ingénieur des Mines

[38]

ECOLE NATIONALE SUPERIEURE DES MINES
Bibliothèque
N°
IE 1

Consultation sur place

Directeur de Dossier :

Monsieur Christian de TORQUAT

Ingénieur en Chef des Mines.

S O M M A I R E

INTRODUCTION

I - PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE

Les agents :

a - Le combustible
b - Le modérateur
c - L'agent Réfrigérant

Le cas particulier des centrales à eau ordinaire

Les gênes que pourrait causer un réacteur

a - Nuisance thermique
b - Contamination par les produits de fission
c - Dégagement

II - ANALYSE DES MECANISMES

a) Les enceintes de protection

- Les gaines
- Le circuit primaire
- L'enceinte de confinement

b) Conservation du contrôle de la réaction nucléaire

- Le coefficient de température
- Barres de contrôle
- Perte du refroidissement

III - RUPTURE DES ENCEINTES EN ACIER

- Généralités
  (Premier mode de ruine : comportement élastoplastique)
  Fluage et corrosion
  (Second mode de ruine : comportement fragile)
- Température de transition
- Déchirure semi-fragile
  Essais mécaniques s'y rapportant
- Fragilisation sons irradiation
- Mécanique de la rupture
  Méthode de l'ouverture critique de fissure
  (Dernier mode de ruine : fissuration progressive sous l'action d'efforts cycliques - fatigue)

Dimensionnement et coûts

CONCLUSION

INTRODUCTION -

La plupart des pays développés se sont lancés depuis plusieurs années dans un programme de construction de centrales nucléaires très ambitieux. Le sentiment général qui a présidé à cette décision est que le nucléaire est la seule solution viable à long terme. On donne de nombreuses raisons pour expliquer le plafonnement ou le déclin des autres sources d'énergie :

- saturation des sites hydroélectriques ;
- pour les combustibles solides, la difficulté du travail fait que la main d'oeuvre d'extraction devient rare ; l'utilisation du charbon est d'autre part peu commode (poussières,...) ;
- pour les combustibles liquides ou gazeux, on va vers l'épuisement à terme des ressources accessibles aux coûts actuels. Pour lutter contre la pollution atmosphérique, il sera d'autre part bientôt nécessaire de prévoir une désulfuration des fuels, ce qui en augmentera leurs prix de façon importante.

On peut également signaler les problèmes politiques, posés par la concentration en une seule région du globe d'une bonne partie des réserves en hydrocarbures, contrairement aux réserves d'uranium qui sont réparties plus équitablement entre les divers continents.

Les derniers arguments, sont d'ordre économique. Dans la production d'électricité à partir d'hydrocarbures le coût du combustible représente plus de la moitié des frais et est en croissance rapide. Au contraire, la part prépondérante dans le coût du kW nucléaire, est la charge d'investissement, laquelle croît moins vite. La part du combustible, par ailleurs, est appelée à devenir quasiment nulle (surgénérateurs). Le nucléaire est donc appelé à fixer le prix de base de l'électricité.

Cependant, quelques soient les perspectives de développement de l'énergie électrique et des utilisations parallèles du nucléaire (fourniture de vapeur à haute température, d'hydrogène, etc...), les autres combustibles garderont une place importante, voire prépondérante pendant des décennies.

.../...

Le prix moyen de l'énergie est donc appelé à augmenter rapidement. Il est alors important, pour modérer cette évolution, que l'appareil de production nucléaire puisse assurer un développement maximal de sa capacité. Ce développement harmonieux ne sera possible qu'en l'absence de tout incident sérieux. Il sera donc essentiellement du ressort et de la responsabilité des constructeurs et utilisateurs de centrales, à l'échelle du monde entier.

Le but de ce dossier est tout d'abord une analyse générale du problème de sûreté, en distinguant, de façon classique, ce qui peut être fait au niveau de la conception (sécurité passive), au niveau de la fabrication (sécurité par la qualité) et au niveau du contrôle (fabrication et fonctionnement).

Cette analyse doit permettre de faire un tri entre les maux et gênes que l'on attribue aux centrales nucléaires.

On se propose ensuite d'examiner plus particulièrement les problèmes restants, sous l'angle de la mise en oeuvre des matériaux.

Le choix d'un matériau, de sa forme, de son épaisseur, sont des problèmes complexes qui supposent une série d'arbitrages que nous essaierons de mettre en lumière, en dépassant le schéma simpliste du matériau ordinaire et bon marché opposé à un autre dont la qualité est meilleure et le prix plus élevé ; ce qui ramènerait le problème de sécurité à une question de prix de revient.

Cette dernière question, et par là même, le problème qui nous préoccupe, est loin d'avoir trouvé une solution définitive, comme le prouve le maintien en compétition d'un grand nombre de filières. Dans les deux cas, un seul facteur sera décisif : l'expérimentation.

Encore faut-il que cette expérimentation puisse se poursuivre dans les meilleures conditions pour tous.

Une recherche systématique et intransigeante de la sécurité est donc le prix que l'industrie nucléaire devra payer pour assurer son développement à long terme.

.../...

I - PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE

Une centrale est le lieu où se produit une réaction nucléaire c'est-à-dire, une réaction qui affecte des noyaux atomiques. Un noyau est constitué d'un ensemble de nucléons (neutrons et protons) qui ont des masses très voisines. Chaque noyau a une grande cohésion qui se traduit par le fait qu'il faut fournir une certaine énergie pour le dissocier. Le tableau I montre que la stabilité maximale est atteinte pour les éléments de masse atomique moyenne. Deux idées peuvent alors venir à l'esprit :

- partir d'un élément lourd et le scinder en deux ou plusieurs éléments plus légers. C'est la fission ;
- partir de plusieurs éléments très légers et les regrouper en un seul élément plus lourd. C'est la fusion.

On voit sur le même tableau que le rendement énergétique des deux réactions est sensiblement différent.

- la combustion d'un atome-gramme de carbone dégageant 94 kcal ou $2,4.10^{18}$ MeV pour 12 nucléons, l'énergie correspondante est voisine de 0,3 eV par nucléon. Elle est également de l'ordre de l'eV pour la combustion de l'hydrogène
- le gain maximum d'énergie par fusion est de l'ordre de 1 MeV
- le gain maximum de la fission serait obtenu par passage de l'hydrogène à l'hélium (soit 6 MeV par nucléon).

On voit donc le potentiel remarquable des deux dernières réactions.

Ses agents.

Nous nous limiterons dans ce qui suit à la seule réaction que l'on sache initier et maîtriser industriellement : la fission.

.../...

a) - Le combustible -

La plupart des atomes, lorsqu'ils sont bombardés par des neutrons d'énergie convenable, sont susceptibles de se scinder en plusieurs éléments plus légers. La probabilité de fission est néanmoins souvent très faible comparée à celle de l'autre forme d'absorption, qui se traduit par une simple réémission de l'énergie du neutron : la capture.

De plus, il faudrait fournir un neutron pour chaque atome à fissionner, ce qui serait prohibitif.

L'Uranium 235 et quelques autres corps (dits fissiles) présentent la double particularité :

- d'avoir une bonne probabilité de fission ;
- de fournir, à chaque scission, un certain nombre de neutrons susceptibles d'aller provoquer à leur tour la fission des atomes voisins (tableau [illegible]). Il y a alors Réaction en Chaîne.

Le nombre moyen de neutrons fourni par une fission U^{235} est voisine de 2,5, la probabilité de fission est d'environ 0,8. Le nombre de neutrons disponibles doublerait au bout du temps moyen de réaction. Celui-ci peut s'obtenir comme quotient du libre parcourt moyen l par la vitesse des neutrons v.

Dans l'Uranium 235 pur avec des neutrons d'énergie 0,025 MeV

$$l = 1,5.10^{-6}$$

$$v = 2000 \text{ m/s}$$

Le temps de doublement sera 10^{-9} secondes, ce qui conduirait à la libération quasi-instantanée de la totalité de l'énergie.

En fait ce schéma est très éloigné de la réalité des réacteurs industriels pour plusieurs raisons

.../...

1 - L'uranium naturel contient un atome de l'isotope 235 (0,70 %) pour 140 atomes de l'isotope 238. Ce dernier peut être par facilement éliminé ("enrichissement") mais cette opération est fort couteuse (Tableau 3). Il est donc exclus de voir le pourcentage en matières fissiles d'un combustible industriel dépasser quelques unités.

2 - Il n'est pas suffisant de produire de l'énergie dans une centrale, encore faut-il pouvoir l'utiliser. Pour extraire la puissance du coeur, on y fait passer un fluide (eau liquide ou vaporisée, gaz carbonique, etc...), c'est l'agent réfrigérant.

3 - La probabilité de fission d'un corps par un neutron dépend considérablement de l'énergie de celui-ci, puisque la probabilité d'absorption elle-même en dépend.

- On conçoit qu'un projectile d'énergie très élevée ne puisse être absorbé facilement, les forces d'attractions nucléaires n'ayant pas le temps de jouer (neutrons rapides). C'est le cas des neutrons émis par la fission (ils ont des énergies supérieures au MeV).

- L'absorption ne commence à être appréciable que lorsque le neutron a une énergie qui correspond aux modifications élémentaires des couches extérieures des atomes absorbants (résonances entre I et IOO eV).

- Elle croît ensuite régulièrement lorsque l'énergie diminue.

Il importe donc de ralentir les neutrons de fission ; c'est le rôle du modérateur.

b - Le modérateur

On peut comparer, de façon sommaire, les effets d'un choc élastique d'un neutron sur les atomes de masses différentes (Annexe 4).

- Dans le choc contre un atome de carbonne, un neutron perd en moyenne 14% de son énergie.

.../....

- Dans le choc contre un atome d'hydrogène (proton), il peut aller jusqu'à s'arrêter (le proton et le neutron étant sensiblement de même masse). C'est le "carreau" des joueurs de pétanque. Le ralentissement moyen est de 50%.

- Dans le choc contre un atome d'uranium, la perte ne peut excéder 1,7 % de la valeur initiale. Plusieurs milliers de chocs sont nécessaires.

Cette exigence serait inacceptable : le neutron aurait toutes les chances de ne jamais produire de fission, il serait absorbé par le combustible ou le réfrigérant à moins qu'il ne sorte complètement du domaine de réaction.

On utilise donc un modérateur de faible poids moléculaire (hydrogène, deutérium, carbone). Les deux premiers éléments paraîssent mieux adaptés, il faut toutefois noter qu'on est amené à les utiliser sous forme d'oxyde (voir § suivant) alors que le carbone (graphite de grande pureté) se suffit à lui même.

Un bon compromis entre les pertes ou ralentissement (par absorption dans les éléments non fissiles) et la probabilité de fission est alors réalisé par les neutrons "thermiques" dont les énergies sont voisines de 0,025 eV.

Remarque :

On a passé sous silence jusqu'ici un phénomène qui ouvre une autre voie pour la réalisation de réacteurs nucléaires : la fertilité de l'isotope 238. La capture d'un neutron y produit en effet la réaction :

$$U_{238}^{92} + N_{I}^{0} \longrightarrow N_{P\ 239}^{93} \longrightarrow PU_{239}^{94}$$

Le plutonium produit peut alors, s'il a une concentration suffisante, être fissioné par des neutrons rapides avec une bonne probabilité.

.../...

Cette réaction est mise en oeuvre par les réacteurs à neutrons rapides que l'on appelle également surrégénérateurs puisqu'ils permettent d'utiliser de l'Uranium 238 non fissile.

Le plutonium nécessaire au démarrage de ces réacteurs n'existant pas dans la nature, il est extrait des réacteurs à neutrons thermiques, par traitement des résidus du combustible.

c - L'agent réfrigérant

C'est donc un fluide qui circule à travers le coeur pour en extraire la chaleur produite. Notons tout de suite qu'il est exclus que ce fluide soit en contact direct avec le combustible. Il se produirait en effet des entrainements de matières solides et des dépôts inadmissibles. Le combustible est donc isolé par des gaines, en général cylindriques.

La section des éléments combustibles

- doit être aussi importante que possible pour éviter les fuites de neutrons dans le réfrigérant;

- est limitée par les caractéristiques des combustibles eux-mêmes : le refroidissement se faisant à la périphérie, la température maximale est atteinte au centre de l'élément, il importe qu'elle ne dépasse pas la température de fusion. On a donc intérêt à choisir des combustibles réfractaires (UO_2). Mais, l'efficacité du refroidissement dépend de la conductibilité du combustible, laquelle est bien meilleure pour l'uranium métallique ou allié avec des métaux (Al,Zr, ...).

Les deux types de solutions coexistent; l'oxyde d'uranium ne réagissant pas sur le réfrigérant en cas de rupture de gaine, il a prévalu dans le cas des réacteurs à eau.

.../...

Les réfrigérants utilisés ou envisagés sont essentiellement :

- L'eau (sous forme liquide ou vaporisée) ;
- L'oxyde de Deutérium (ou eau lourde) ;
- Le gaz carbonique (filière française U.N.G.G.) ;
- L'hélium (projets de réacteurs à haute température) ;
- Des métaux fondus (sodium : réacteurs rapides).

On peut les caractériser par un certain nombre de paramètres physiques (capacité calorifique, condustibilité, vitesse d'écoulement le long des gaines et par leurs propriétés neutroniques).

De leurs performances dépend la puissance que l'on peut extraire du coeur par unité de volume. Par exemple :

1,2 MW par m^3 pour le gaz carbonique (St-Laurent)
9,3 MW par m^3 pour la vapeur (G.E. 980 MW)
19 MW par m^3 pour l'eau liquide (Tihange)

On entend ici par volume le produit de la section intérieure de la cuve par la hauteur utile du combustible.

Ces chiffres approximatifs donnent une idée des dimensions des parties vives d'une centrale de 1000 MW dans les différentes filières.

Les épaisseurs étant quasi proportionnelles aux dimensions, les cuves de centrales à eau peuvent être construites en acier, mais, les centrales à refroidissement gazeux doivent être bâties autour d'un caisson en béton.

Nous éliminerons à leur tour ces dernières centrales pour nous limiter aux problèmes des réacteurs à cuve métallique.

.../...

Le cas particulier des centrales à eau ordinaire -

Leur originalité est qu'elles utilisent un réfrigérant qui sert en même temps de modérateur.

L'eau est un modérateur très efficace grâce à la présence des atomes d'hydrogène. Nous avons vu plus tôt (annexeIV) qu'à chaque diffusion d'un neutron par un de ces atomes, la perte d'énergie était importante. Encore faut-il qu'à chaque choc, la diffusion soit beaucoup plus probable que la capture. Elle l'est environ 67 fois plus dans l'eau ordinaire, 1300 fois plus dans le graphite et 8750 fois plus dans l'oxyde de deutérium.

Il en résulte, si on néglige tous les autres phénomènes, qu'un neutron pénétrant dans le modérateur a, compte tenu du nombre de chocs nécessaires à son ralentissement :

25 % de chances de se faire absorber s'il s'agit d'eau ;
9 % de chances s'il s'agit de carbone ;
0,4 % de chance s'il s'agit d'oxyde de deutérium.

On peut utiliser l ' Uranium naturel dans les deux derniers cas.

Il faut utiliser de l'uranium enrichi dans les réacteurs à eau

Cet uranium est donc source d'énergie thermique qu'il importe de transformer en électricité. La production d'énergie électrique se fait, comme pour les autres types de centrales, dans un alternateur qui est entrainé par une ou plusieurs turbines mues par de la vapeur.

La vapeur peut être :

- celle qui circule dans le coeur (réacteurs à eau bouillante-cycle direct) ;

.../...

- une vapeur secondaire produite dans un échangeur de chaleur par refroidissement de l'eau liquide qui circule dans le coeur (réacteurs à eau pressurisée - cycle indirect).

Le premier procédé présente des avantages au point de vue de l'encombrement des enceintes auxiliaires, et du rendement thermodynamiq (pas d'échangeurs). Il faut donc prévoir à puissance électrique donnée une puissance thermique plus faible, ce qui compense nos remarques de la huitième page sur l'encombrement du coeur.

Quelles sont alors les gênes qu'un tel réacteur peut, ou pourrait, causer.

a) Une nuisance thermique -

D'après le second principe de la thermodynamique, la transformation d'énergie thermique en énergie électrique se fait avec un rendement au plus égal à :

$$r = I - \frac{T2}{T_I}$$

T_2 désigne la température du point le plus froid du circuit (source froide), T_I celle du point chaud (le coeur, source chaude).

On atteindrait donc, dans une tranformation réversible:

$$r = I - \frac{273 + II}{273 + 320} = 52\ \%$$

En fait, ce rendement purement théorique est loin d'être atteint. Le rendement réel brut est voisin de 33 %.

Ce qui signifie que pour I kW produit, il faut en dissiper deux. Pour ce faire, on fait passer la vapeur sortant des turbines dans un ou plusieurs condenseurs refroidis par un prélèvement continu d'une eau extérieure (rivière ou mer).Cette eau est rejetée :

.../...

- soit directement ;
- soit après séjour dans une tour de refroidissement ; dans ce cas, l'atmosphère participe également à la dissipation de l'énergie.

Dans le cas particulier des centrales de Fessenheim, l'eau du Canal d'Alsace est le réfrigérant exclusif. L'évacuation de 2 x 1600 MW, soit 761 Mcal par seconde par 85 m3 d'eau, réchauffe cette eau de quelques 9° C. Le débit du Rhin varierait entre 1120 m^3/s (basses eaux) et 10.000 m^3/s (crues) avec une moyenne de 1750 m^3/s. L'échauffement pondéré serait inférieur à 0,67° C, ce quin'est tout de même pas négligeable.

On voit alors qu'il n'est pas possible d'accumuler un grand nombre de centrales analogues même sur un fleuve aussi important que le Rhin. Le refuge ultime des apports thermiques étant de toute façon l'atmosphère ou la mer, on peut alors penser à installer les futures centrales au bord de cette dernière.

De nouveaux problèmes surgissent immédiatement :

- On éloigne ainsi les centrales des lieux de consommation de l'énergie ;
- Le nombre des sites qu'il est possible d'équiper sans créer de nouvelles nuisances (esthétiques....) étant limité, on sera amené à concentrer sur ces sites des puissances de plus en plus élevées. Il faut donc étudier les effets locaux de ces concentrations.

En extrapolant les tendances actuelles de la consommation française d'électricité, on atteint dans trente ans une puissance de 140.000 MW (1200 milliards de kWh). En supposant que toute la production soit nucléaire et concentrée en une dizaine de sites avec les rendements actuels, on devrait dissiper par site quelque 28.000 MW.

.../...

Si on compare cette énergie avec celle qui est mise en jeu par le flux solaire (67 W/m^2), on constate qu'elle correspond à l'énergie solaire reçue par 420 km^2 ce qui représente un demi cercle de 16 km de rayon centré sur un site en bord de mer. Ceci laisse prévo une modification locale du milieu , mais pas de bouleversement à l'échelon de la planète.

L'annexe V essaie de déterminer l'échauffement marin moyen qui résulterait du développement maximal du nucléaire. On constate que, même en l'absence de toute dissipation, il serait très faible (quelques dix millièmes de degré en trente ans), ce qui s'explique quand on remarque que le flux solaire est environ deux cent mille fois supérieur au flux thermique nucléaire.

Remarquons d'autre part, que la nuisance thermique est actuellement inséparable de toute production d'électricité. Le rendement des centrales classiques (42 %) n'est pas tellement supérieur à celui des réacteurs à eau (surtout à celui des bouillants dont le rendement est 34 %), mais la sensibilité du phénomène à ce paramètre est importante :

si r = 0,32 , on dissipe 68 kW pour 32 kW produits
soient 2,12 kW par kW produit ;

si r = 0,34 , on dissipe 66 kW pour 34 kW produits
soient 1,94 kW par kW produit ;

si r = 0,42 , on dissipe 58 kW pour 42 kW produits
soient 1,38 kW par kW produit .

2,12 / 1,38 = 1,53

La nuisance nucléaire est supérieure de moitié à la nuisance classique.

.../...

Il importe donc à long terme :

- de faire progresser le rendement par travail à plus haute température ;
- de rechercher des solutions originales pour l'utilisation de l'énergie nucléaire (production directe d'hydrogène...).

b) Contamination par les produits de fission de l'uranium -

La fission produit un grand nombre de corps qui sont pour la plupart radioactifs.

Chaque atome fissioné en donne deux autres dont la masse moyenne est donc 117. L'énergie maximale est obtenue (voir tableau I) à partir du moment où le corps le plus léger a une masse d'au moins 75 u.m.a.

On obtient donc les éléments de masse comprise entre 75 et 160 avec un minimum très prononcé vers 117 et deux maxima vers 95 (Molybdène) et 139 (Lanthane).

D'autres isotopes radioactifs sont obtenus par des fissions ternaires (2 atomes lourds et 1 atome très léger). Le plus préoccupant est le trituim T_I^3 parce qu'il diffuse à travers les enceintes d'acier.

Un corps radioactif émet des radiations de plusieurs types et d'énergie très diverses. Leur faculté de pénétration dans divers matériaux donne une bonne idée de la difficulté qu'il y a à s'en protéger.

- Les particules α (noyaux d'hélium) ne parcourent dans l'air que quelques centimètres.

- Les particules β (électrons) atteignent en moyenne quelques mètres.

.../...

- Les rayons γ (photons de grande énergie) peuvent parcourir dans l'air de très grandes distances. L'efficacité d'un écran étant à peu près proportionnelle à sa masse volumique, on les arrête à l'aide d'écrans de plomb (annexe VI).

- Les neutrons, enfin, ont des pénétrations intermédiaires entre β et γ mais ils ne sont pas émis spontanément par les corps radioactifs. Leur seul lieu d'émission est le combustible nucléaire lui-même. Il est donc plus facile de s'en protéger.

D'une manière générale, ces radiations ne posent pas de problème lorsqu'elles sont émises à l'intérieur du circuit primaire, celui ci étant conçu pour les arrêter. Les seuls produits de fission à considérer sont donc ceux qui sont émis hors de la centrale (rejets dans l'atmosphère et dans l'eau).

Ces rejets sont mesurés par deux paramètres :

- L'activité qui représente le nombre de désintégrations que subit le corps dans un intervalle de temps donné. Elle s'exprime en Curies.

- La période qui est le temps qu'il faut au corps pour perdre la moitié de son activité. On montre que l'énergie totale rejetée est proportionnelle au produit de l'activité par la période.

Si l'activité rejetée est de 1580 Curies en Xénon 133 (période 5,3 jours) et seulement 19 Curies en Tritium (période 12 ans), elles seront analogues au bout de 33 jours (le Xénon aura décru 83 fois alors que le tritium sera pratiquement toujours aussi actif). Au bout d'un an, le Xénon aura décru huit milliards de milliards de fois ! mais le Tritium n'aura émis que 5,5 % de son potentiel. A la fin de la vie d'une Centrale, l'activité des rejets de la première année restera encore égale au huitième de l'activité initiale. C'est pourquoi on attache une importance particulière aux rejets d'éléments à forte période.

<u>Les paramètres précédents ne donnent toutefois qu'une idée très approximative de la nocivité des corps radioactifs émis</u>, et ceci pour trois raisons :

.../...

1 Les diverses radiations ne produisent pas les mêmes effets physiologiques. On a essayé de traduire ce phénomène en attribuant aux plus nocives un coefficient d'"Efficacité Biologique Relative" qui vaut au moins 10 pour les particules α et les neutrons rapides, 3 pour les neutrons thermiques et 1 pour les autres radiations.

Les doses reçues, une fois pondérées par ces coefficients, sont exprimées en REM.

Cette traduction reste imparfaite puisqu'elle ne permet pas d'énoncer des règles uniques pour les différentes radiations : la dose limite en rayonnements β (150 REM par an) n'est pas égale à la dose γ (5 REM par an). Il est malgré tout très simple, pour une substance donnée dont on connaît l'activité, de calculer l'énergie émise sous les diverses formes et les doses correspondantes.

2 Il est par contre plus complexe d'essayer d'évaluer l'influence d'une émission locale en un point donné du milieu environnant. Cette évaluation met d'abord en jeu des phénomènes météorologiques et hydrauliques qui définissent la dispersion des effluents. On obtient ainsi l'activité des produits en suspension dans l'air (Curies/m^3) et celle des dépôts au sol (Curies/m^2). L'énergie totale reçue en un point est alors fonction de la distance qui sépare ce point des émetteurs qui l'entourent et de la pénétration des radiations correspondantes.

C'est ainsi qu'un émetteur α n'est sensible que dans un rayon de quelques cm, c'est-à-dire pratiquement lorsqu'il est déposé sur la peau.

L'annexe VII présente un modèle schématique des dispersions d'une centrale nucléaire.

3 Le dernier facteur d'incertitude est l'intervention de mécanismes biologiques. La présence de suspensions et dépôts peut produire une absorption de corps radioactifs par inhalation, par contact ou par l'intermédiaire de la chaine alimentaire. Pour chaque isotope radioactif et pour chaque organe, on a pu déterminer une tendance à l'absorption et une vitesse d'élimination.

.../...

La comparaison, au cours du temps, de ces deux phénomènes antagonistes permet de déterminer la totalité de l'énergie reçue par chaque organe et pour chaque type de radiation, ce qui achève le calcul. Notons toutefois que ces problèmes biologiques n'ont que peu d'importance pour les produits dont la période est faible (par exemple inférieure à la seconde), leur radioactivité ayant largement décru avant qu'ils ne se déposent

c) Dégagement d'importantes quantités d'énergie.

La charge d'un réacteur à eau présurisée de 1000 MW contient environ 80 T d'uranium, soient 2,7 tonnes de l'isotope 235.

La libération théorique d'énergie de I MeV par atome, produirait $0,25.10^{18}$ Joules, soit l'équivalent de 9 années de production de la Centrale.

Nous allons montrer qu'une telle libération totale de l'énergie contenue est physiquement impossible.

Elle suppose en effet qu'une réaction en chaine puisse se propager à l'intérieur du coeur, sans autre limite que l'épuisement du combustible.

Or, nous avons vu qu'une telle réaction est extrêmement délicate à réaliser. Elle suppose en particulier :

- l'absence d'éléments absorbants (nous verrons plus loin le rôle des barres de contrôle et des poisons) ;
- le maintien de la présence du modérateur (nécessaire pour ralentir les neutrons).

D'autre part, la cause majeure de perte des neutrons est leur fuite vers l'extérieur. Cette fuite diminue en valeur relative

.../...

lorsque la taille augmente. C'est ce qui fait qu'il existe une taille (dite "critique" pour cette raison) en dessous de laquelle la réaction s'arrête.

On a pu diminuer cette taille en plaçant autour du coeur un dispositif réfléchissant, il n'en reste pas moins que les réacteurs industriels sont à peine surcritiques.

En admettant le non-fonctionnement de tous les systèmes de sécurité, ce qui, comme nous le verrons plus loin, est une hypothèse proche de l'invraisemblance, on peut décrire le scénario suivant :

- fusion du combustible
- vaporisation de l'eau
- fusion de la cuve.

Il y a alors perte du réfrigérant, mais aussi du modérateur. Le combustible se dispersant, devient sous-critique. La réaction en chaine s'arrête donc et la seule énergie qui continue à se dégager est celle qui résulte de la désintégration des produits de fission déjà formés.

Cette énergie résiduelle est toutefois loin d'être négligeable (6,8 % de l'énergie initiale après quelques instants; 1,3 % après une heure) elle provoque le maintien en fusion du combustible et participe par là à l'extention des dommages, ceux-ci pouvant aller jusqu'à la rupture de l'enceinte de confinement et la dispersion des produits de fission.

La conservation du contrôle et le bon fonctionnement des dispositifs de secours sont donc bien évidemment nécessaires pour éviter des accidents qui, sans présenter de caractère apocalyptique, pourraient néanmoins engendrer une grave pollution à proximité de la centrale endommagée.

.../...

II - ANALYSE DES MECANISMES DE SECURITE -

Il résulte des considérations du paragraphe précédentque la pollution par produits de fission est le seul effet à prendre en compte dans notre analyse de sécurité.

Pour éviter cette pollution, on interpose entre le combustible et le milieu extérieur une série d'enceintes et de dispositifs de traitement. Elle peut néanmoins se produire :

- si l'étanchéité des enceintes est insuffisante ;
- si elles se rompent.

a) Les enceintes de protection

On distingue successivement : les gaines du combustible , le circuit primaire, l'enceinte de confinement.

Les gaines :

Le combustible se présente sous forme de pastilles qui ont un centimètre de diamètre et quelques centimètres de hauteur. Ces pastilles sont empilées à l'intérieur de tubes cylindriques : les gaines. Ces gaines sont placées verticalement dans le coeur du réacteur et baignent dans le courant de l'eau de refroidissement. Elles isolent tout d'abord le combustible de l'eau. Elles empêchent d'autre part la diffusion des produits de fission dans le circuit de refroidissement.

Deux matériaux successifs ont été utilisés : l'acier et le zircaloy. La substitution a eu lieu parce que l'acier ne remplit pas convenablement sa seconde mission en laissant diffuser le tritium produit à l'intérieur du combustible par les fissions ternaires.

L'activité de l'eau en tritium a été de cette façon réduite de 80 % dans les réacteurs à eau pressurisée et presque totalement dans les bouillants. Ceci est important, le tritium étant responsable de la quasi totalité de l'activité qui ne résulte pas de ruptures de gaines.

.../...

Un dispositif de détection des ruptures de gaines (D.R.G.) permet de déceler les défaillances de cette première enceinte. On admet que la fréquence des ruptures est de l'ordre de 0,5 à 1 % par an.

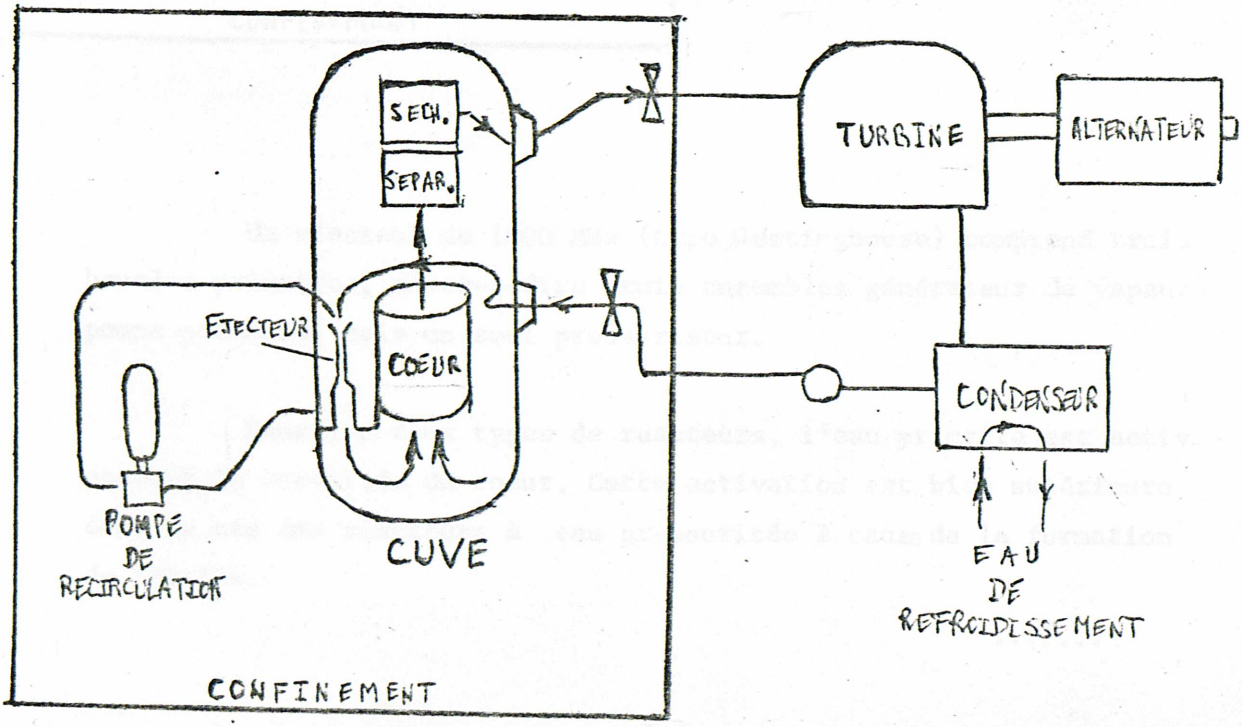
Le circuit primaire

C'est le circuit (fermé) de l'eau de refroidissement. Sa constitution est très différente selon qu'il s'agit d'un bouillant ou d'un pressurisé.

- Les réacteurs à eau bouillante fonctionnent, comme nous l'avons vu plus haut, en cycle direct : la vapeur produite dans le coeur entraîne elle-même la turbine.

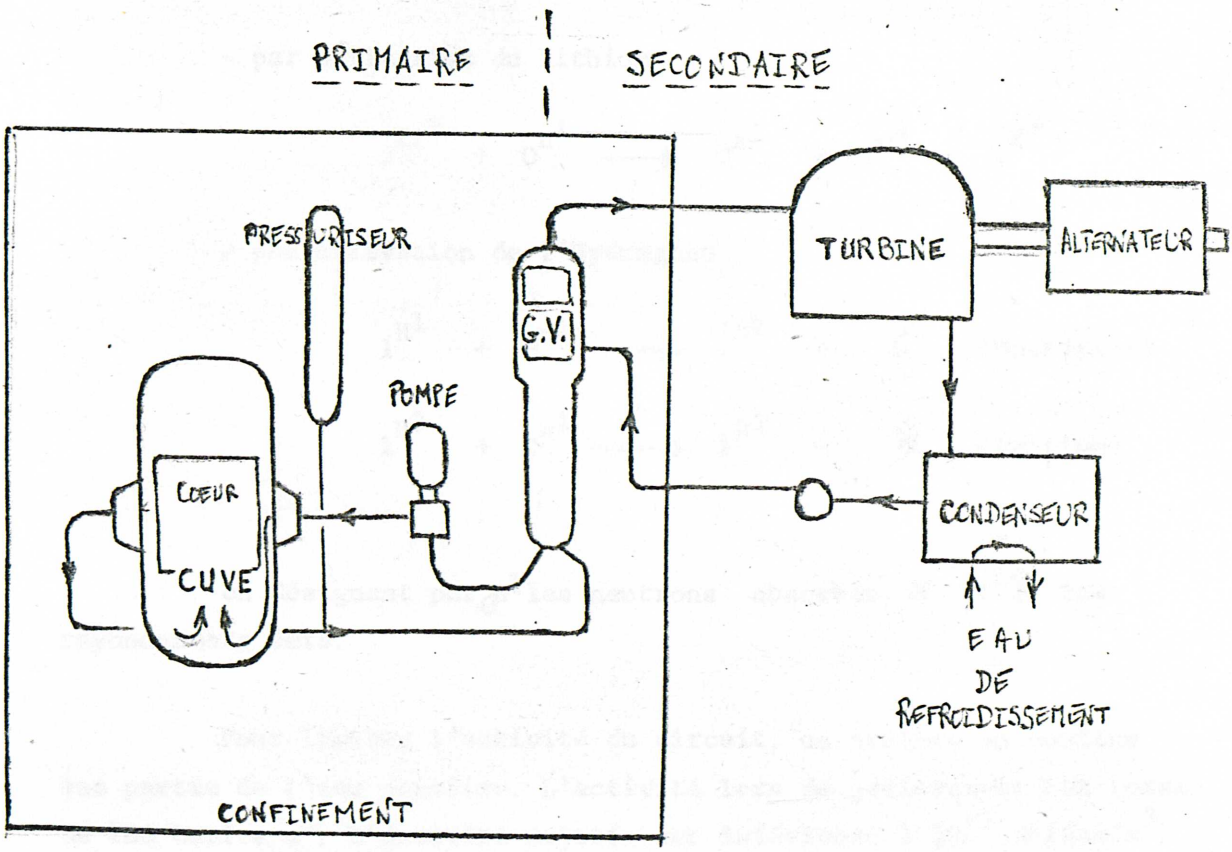
Cette vapeur sort du coeur saturée d'humidité. On l'en débarasse en deux temps (grossièrement dans le séparateur, plus finement dans le sécheur). A la sortie de la turbine, la vapeur est condensée (condenseur) et retourne dans la cuve après réchauffage (réchauffeur). Dans le but d'accélérer la circulation d'eau dans le coeur, on détourne une partie de l'eau primaire (30 %) vers un circuit dit de recirculation. Le mélange se fait dans les éjecteurs. Ce circuit est également alimenté par l'eau recueillie dans le séparateur et le sécheur.

Le schéma du circuit primaire s'établit donc ainsi :



Un réacteur de 1000 MWe (type Général Electric) comprend deux boucles de recirculation.

- Les réacteurs à eau pressurisée fonctionnent en cycle indirect. La vapeur qui entraîne la turbine est produite dans un échangeur de chaleur (générateur de vapeur) vers lequel se dirige l'eau dès sa sortie du coeur. Une pompe (dite primaire) reprend l'eau refroidie et la renvoie dans la cuve. Une enceinte placée en dérivation maintient la pression dans le circuit (pressuriseur).



Un réacteur de 1000 MWe (type Westinghouse) comprend trois boucles primaires, c'est-à-dire trois ensembles générateur de vapeur - pompe primaire, mais un seul pressuriseur.

Dans les deux types de réacteurs, l'eau primaire est activée pendant la traversée du coeur. Cette activation est bien supérieure dans le cas des réacteurs à eau pressurisée à cause de la formation de tritium.

.../...

- par activation du Bore

$$_5B^{10} + {}_0n^1 \longrightarrow 2 \cdot {}_2\alpha^4 + {}_1H^3$$

mais aussi :

$$_5B^{10} + {}_0n^1 \longrightarrow {}_2\alpha^4 + {}_3Li^7$$

et

- par activation du Lithium

$$_3Li^7 + {}_0n^1 \longrightarrow {}_0n^1 + {}_2\alpha^4 + {}_1H^3$$

- par activation de l'Hydrogène

$$_1H^1 + {}_0n^1 \longrightarrow {}_1H^2 + \gamma \quad \text{(Deutérium)}$$

$$_1H^2 + {}_0n^1 \longrightarrow {}_1H^3 + \gamma \quad \text{(Tritium)}$$

en désignant par $_0n^1$ les neutrons absorbés, α et γ les rayonnements émis.

Pour limiter l'activité du circuit, on prélève en continu une partie de l'eau primaire. L'activité lors du prélèvement est voisin de 200 Curies/m^3. L'activité rejetée est inférieure à 10^{-5} Curies/m^3. Les effluents gazeux proviennent de ce traitement et de l'air de ventilation des enceintes (Tableau VIII).

Le problème des bouillants est opposé : la quasi-totalité des effluents sont gazeux et proviennent des fuites au condenseur. C'est la contre partie du cycle direct.

On effectue également des prélèvements liquides. Le tritium y est moins abondant pour deux raisons :

.../...

- sa seule source est le carbure de bore (B_4C) contenu dans les barres de contrôle (voir § II-b) ;
- les fuites du condenseur réalisent une épuration obligatoir du circuit.

Dans tous les cas, on distingue les émissions où l'activité est concentrée et qui méritent un traitement, de celles où les doses de rayonnement sont déjà homéopathiques et qu'on laisse simplement décroître. L'annexe VII, à ceci près qu'elle néglige les phénomènes biologiques ultérieurs, nous a montré que de tels rejets offrent une marge de sécurité importante par rapport aux normes admissibles, et ceci a été prouvé par ailleurs.

La plupart des émissions du circuit primaire ont lieu à l'intérieur d'une enceinte étanche (dite de confinement) dont nous reparlerons plus loin. Quelques exceptions toutefois :

- pour les pressurisés, le circuit primaire est entièrement contenu. Ce n'est qu'en cas de rupture de tubes dans les générateurs de vapeur que l'activité se transmet au circuit secondaire puis à l'extérieur par l'intermédiaire des fuit au condenseur.
- pour les bouillants, des vannes de sectionnement sont pla cées sur les deux branches du circuit vapeur après son entrée et avant sa sortie de l'enceinte. Turbine, condenseur, réchauffeurs et pompes alimentaires sont donc extérieurs à l'enceinte mais nous avons vu que la grande majo rité des fuites donnait lieu à récupération.

Il n'en serait pas de même en cas de rupture de l'un de ces organes extérieurs, le cas type étant la rupture d'une tuyauterie de vapeur. Les vannes de sectionnement seraient alors appelées à jouer leur rôle ; leur fermeture serait acquise dix secondes après l'accident et la perte minime (deux cents tonnes de vapeur soit environ deux Curies). Il n'en reste pas moins que cette fermeture rapide produit une brutale augmentation de pression dans la cuve. Cette surpression provoque un arrêt d'urgence du réacteur.

../..

Il est des cas plus sévères encore pour lesquels le dispositif d'arrêt serait insuffisant. On prévoit alors des soupapes de sécurité qui permettent une décharge de vapeur, soit dans l'enceinte elle-même soit dans un récipient intermédiaire. Cette remarque et ce qui suit est valable pour bouillants et pressurisés.

Parmi les phénomènes qui provoquent arrêt d'urgence ou ouverture des soupapes, on peut encore citer :

- la perte de la liaison avec le réseau (ilotage) ;
- le déclenchement de la turbine ;
- le blocage d'une pompe, etc...

Enfin, la défaillance la plus grave du circuit primaire est la rupture d'une enceinte ne pouvant être isolée du coeur. Par conception, elle se trouve placée à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

Examinons donc le rôle de ce troisième rideau de protection.

L'enceinte de confinement -

Nous avons montré son utilité pour :

- recueillir les fuites du circuit primaire ;
- permettre l'expansion de l'eau primaire en cas de surpression ou de rupture.

Il est, de plus, important de profiter de la constitution de cette enceinte pour déceler les fuites et prévenir leur extension.

Nous allons décrire l'organisation de l'enceinte d'un BWR, mais celle d'un pressurisé est voisine.

Une première enceinte dite sèche entoure la cuve. Elle est équipée d'instruments de détection des fuites.

.../...

Elle communique avec une chambre de condensation par une série de tubes immergés dans l'eau d'une piscine. En cas de libération de vapeur dans l'enceinte sèche, il y a condensation dans cette piscine.

Cette seconde chambre entoure la première et est limitée par une peau en acier qui assure l'étanchéité aux gaz. Cette peau est enfin contenue dans un bâtiment qui renferme également les auxilliaires, circuits de secours... et les dispositifs de chargement du combustible.

Le dimensionnement de l'enceinte est fait en fonction de l'"accident maximal possible".

Ce terme recouvre la rupture d'une tuyauterie primaire pour les PWR, la rupture d'une boucle de recirculation (pour les effets de pression) ou celle d'une tuyauterie vapeur (pour les effets thermiques sur la peau) dans les B.W.R.

Dans les deux cas, la rupture de la cuve n'a pas été prise en compte.

Or, la rupture d'une enceinte nucléaire peut avoir deux origines :

- l'une extérieure, par la perte du contrôle de la réaction
- l'autre intrinsèque, c'est-à-dire ayant pour origine une défaillance du matériau. Etudions donc tout d'abord la

Conservation du contrôle de la réaction nucléaire .

Le paramètre qui régit la réaction nucléaire est le facteur de multiplication effectif k_{eff}. On a vu qu'un neutron émis par une fission pouvait :

- être absorbé dans le combustible et y produire une fission
- être absorbé (dans le combustible ou ailleurs) sans produire de fission ;
- quitter le Coeur (fuite).

.../...

k_{eff} est le rapport du nombre de neutrons produits par fission au nombre total de neutrons en fuite ou absorbés.

Pour quela réaction en chaine s'entretienne, il faut que k_{eff} soit égal à I.

Pour qu'on puisse la contrôler, lors de la variation d'un paramètre ξ, il est souhaitable que :

$$\frac{d\, k_{eff}}{d\, \xi} < 0$$

Coefficient de température

C'est le paramètre précédent, ξ étant la variable température, T.

$\frac{d\, k_{eff}}{d\, T}$ s'exprime en cent millième par degré Celsius (pcm/°C)

Ce coefficient est la clé du contrôle ; en effet, lorsque la réaction s'accélère pour une raison quelconque, la température monte.

Cet échauffement se produit :

- immédiatement dans le combustible où se fait le dégagement d'énergie ;
- avec un temps de retard dans le modérateur.

Une variation de température modifie essentiellement les probabilités d'absorption des neutrons dans le combustible et dans le modérateur.

a) L'absorption des neutrons dans le combustible est dûe essentiellement à des phénomènes de résonance ; les sections efficaces moyennes sont faibles par rapport aux sections de fission (9 barns

.../...

pour la capture par U^{238} contre 600 barns pour la fission de U^{235}) mais elle peuvent atteindre plusieurs milliers de barns dans des bandes d'énergie très étroites.

Par énergie, on entend énergie cinétique des neutrons et il est clair que la vitesse à prendre en compte est la vitesse moyenne relative des neutrons et des noyaux, c'est-à-dire la résultante de la vitesse des neutrons et de la vitesse d'agitation thermique des noyaux de combustible

Il se produit alors une augmentation de l'absorption moyenne qui est de l'ordre de 20 pcm par degré Celsius. C'est l'effet Doppler.

La variation qui en résulte ("coefficient de température du combustible" est de l'ordre de -2 pcm par degré.

b) L'absorption ou la fuite des neutrons présents dans le modérateur sont régies par deux facteurs :

- les sections efficaces (absorption et diffusion) ;
- le nombre d'atomes par unité de volume.

Les sections efficaces varient en général comme $I/\sqrt{T}$. Une augmentation de température ne modifie par la probabilité d'absorption en cours de ralentissement (le modérateur absorbe moins, mais diffuse aussi moins facilement). Elle allonge par contre le trajet moyen des neutrons et augmente aussi les probabilités de fuite.

Le coefficient de température du modérateur est donc dû à fuite des neutrons hors du coeur. Il est du même ordre de grandeur que le précédent (-2 pcm/°C).

La diminution du nombre d'atomes par unité de volume est due

- essentiellement à la vaporisation d'une partie de l'eau liquide dans les BWR ;
- à la dilatation de l'eau pressurisée dans les PWR.

.../...

Il se produit encore une diminution des probabilités d'absorption et de diffusion et une augmentation des fuites hors du Coeur.

Dans les deux cas, le coefficient est beaucoup plus élevé

$$\frac{I}{k} \times \frac{dk}{dT} = -30 \text{ pcm/°C pour les pressurisés}$$

$$\frac{I}{k} \times \frac{dk}{dT} = -100 \text{ pcm/\% de taux de vide pour les bouillants.}$$

C'est leur "coefficient de vide". (Le taux de vide est le complément à I de la densité de l'émulsion liquide-vapeur. Il varie entre 0 et 76% avec une moyenne de 46,2 %).

On dispose donc, dans les cas de bouillants, d'une très forte réserve de centre -réactivité, qui a l'avantage de pouvoir ne pas être utilisée lors des opérations de montée en puissance. Elle a l'inconvénient, en revanche, de dépendre d'un paramètre autre que la température, qui pourrait se trouver indisponible au moment opportun.

Les pressurisés ont donc un coefficient de température plus modeste mais tout de même bien plus élevé que les réacteurs à gaz ou métaux liquides et d'une fiabilité totale puisque son origine est la montée de température elle-même.

En conclusion, les réacteurs à eau, grâce à leurs coefficients de température élevés, présentent une réactivité stable en régime permanent. En contrepartie, un apport brutal d'une grande quantité d'eau froide (démarrage intempestif d'une boucle primaire PWR ou d'une boucle de recirculation BWR) conduit à une forte augmentation de la réactivité (accident froid). Un système de sécurité interdit le démarrage tant que l'écart de température est trop grand.

.../...

Barres de contrôle .

Le coefficient de multiplication effectif doit, en fait être supérieur à un :

- pour lutter contre les effets de température ou de vide lors d'une montée en puissance ;
- pour compenser les empoisonnements du coeur par certains produits de fission de l'uranium (Xénon) ou les poisons consommables qu'on utilise au début de la vie du coeur.

On place donc dans le coeur des barres de produits absorbants (Cadmium ou carbure de bore), en nombre suffisant pour compenser l'excès de réactivité.

Leur introduction brutale permet un arrêt d'urgance du réacteur. Leur retrait rapide conduirait à une brutale montée en température. Il est donc prévu des systèmes de verrouillage.

On utilise des poisons consommables au début de la vie du coeur, alors que le Xénon n'est pas encore formé dans le combustible. Ils réalisent un empoisonnement temporaire qui permet de limiter la réactivité. Les poisons consommables sont du bore dissous dans l'eau primaire des PWR (acide borique) ou de l'oxyde de Gadolinium (Gd_2O_3) solide mélangé au combustible des BWR.

La diminution brutale du titre en bore de l'eau primaire libère également un excédent de neutrons.

Tous ces accidents de réactivité sont décelés par une mesure permanente des flux neutroniques et peuvent, donc être compensés à tout moment par l'insertion brutale des barres de contrôle (arrêt d'urgence)

La défaillance du système de commande de celles-ci peut être suppléée partiellement par un système d'empoisonnement de secours l'ensemble devant conduire à un maintien de la vapeur échappée par les soupapes à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

.../...

On constate alors simplement des régimes transitoires, provoquant des incursions de pression de quelques bars, mais ne mettent pas en cause l'intégrité des enceintes

Perte du refroidissement.

C'est la dernière possibilité d'incident que nous envisagerons. Le refroidissement est assuré par la circulation d'eau maintenue par les pompes primaires (au nombre de 3 sur un réacteur 900 MW de 4 pour un I200 MW) dans les PWR ; par les pompes de recirculation et les pompes du circuit vapeur dans les BWR.

Le blocage d'une pompe est un incident sérieux dans la mesure où il produit un transitoire brutal.

L'arrêt normal est plus bénin. L'évacuation de la puissance résiduelle se fait dans les deux cas à l'aide d'une seule pompe.

La panne de l'ensemble des pompes est encore palliée par deux systèmes de sécurité :

- un système d'injection haute pression ;
- un système provoquant la décompression puis l'injection à basse pression.

L'ensemble donne encore un faisceau de précautions dont il paraît difficile d'imaginer le débordement.

Il nous reste donc une nouvelle fois une seule possibilité à envisager : la rupture de l'enceinte qui permet le contact du réfrigérant et du coeur, c'est-à-dire de l'enceinte primaire.

Bien entendu, nous nous garderons bien d'exclure a priori les possibilités de rupture de cuve, puisqu'elles constituent le seul accident majeur qui soit capable de mettre en défaut l'ensemble des systèmes de secours que nous venons d'envisager.

III - RUPTURE DES ENCEINTES EN ACIER

Les aciers sont des alliages Fer-Carbone dans lesquels la teneur en carbone est inférieure à 2% (par opposition aux fontes).

Parmi les aciers industriels, on distingue :

- les aciers au carbone qui contiennent, outre le fer et le carbone, cinq autres éléments usuels que nous indiquons ci-dessous avec leurs teneur limites :

Si (1%) Mn (1,2%) S (0,1%) P (0,1%) Cu (0,3%)

- les aciers alliés qui contiennent, soient les élements qui précèdent avec des teneurs supérieures aux teneurs limites (aciers au cuivre, au manganèse), soient d'autres élements avec des teneurs quelconques :

Nickel - Chrome - Molybdène - Tungstène - Vanadium .....

Parmi les aciers utilisés dans la construction nucléaire, nous nous limiterons à ceux qui forment le circuit primaire. Ce sont essentiellement :

- un acier faiblement allié, Manganèse - Molybdène - Nickel, pour les pièces en forte épaisseur. (A533B et ses dérivés).

- un acier fortement allié, Nickel - Chrome - Molybdène, pour les tuyauteries primaires. (A 304).

- un alliage de Nickel (Inconel 600) pour les tubes des générateurs de vapeur.

Dans tous les aciers, le fer, qui constitue l'élément prépondérant, présente une structure régulière qui est engendrée par la répétition à trois dimensions d'un motif qui conserve une orientation fixe.

Les constituants mineurs s'insèrent dans cette structure. Le carbone en particulier, peut y former des combinaisons définies (Cémentite Fe_3C - Perlite) ou des solutions solides où la teneur en carbone est susceptible de varier (Austénite avec le fer γ - Ferrite avec le fer α). Le Nickel et le Cobalt, étant proches du fer, se substituent largement à lui. D'autres éléments forment des carbures ou se dissolvent dans les solutions précédentes.

Les aciers forment donc un ensemble de matériaux d'une grande variété.

.../...

De plus, deux aciers de même composition ne sont absolument pas identiques : les structures cristallines dont nous parlons sont fragmentées en grains dont les dimensions vont de quelques dizaines d'Angströems à quelques millimètres. Les grains sont caractérisés par une orientation des plans atomiques que l'on peut distinguer dans la structure. Leurs frontières, zones tourmentées où se fait la transition sont appelées "joints de grains". Elles jouent un rôle important dans l'évaluation des risques de rupture.

Nous nous proposons d'étudier successivement le comportement des grains puis de celui des agrégats.

On a pu réaliser des structures comportant un seul cristal et atteignant des tailles plus importantes que celles que nous avons citées (quelques cm) : ce sont les monocristaux.

Un monocristal soumis à une faible traction se déforme d'abord quasi-élastiquement c'est-à-dire proportionellement aux contraintes. Des déformations plastiques apparaissent ensuite, généralement par glissement des plans atomiques les uns sur les autres, lorsque les contraintes induisent dans les plans de glissement des forces de cisaillement trop importantes. L'angle entre contraintes et plans permet de passer de la contrainte au cisaillement, il y a donc une importance fondamentale.

Après chaque augmentation de la contrainte, la déformation se propage puis s'arrête, comme si le phénomène lui-même créait un renforcement de l'acier (en anglais : "strain-hardening"). C'est <u>l'écrouissage</u>.

Enfin, le cristal finit par se rompre par décohésion suivant des plans de clivage bien définis lorsque la contrainte normale à ces plans dépasse une valeur critique.

On distingue donc les étapes successives suivantes :

- déformation plastique faible ;
- écrouissage ;
- rupture.

.../...

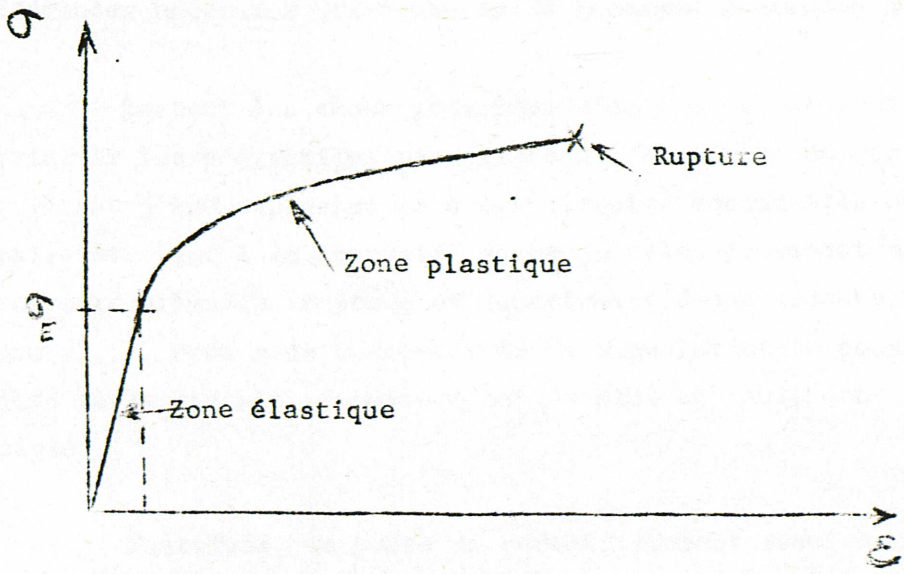
Dans un agrégat de grains, une faible contrainte ne déforme plastiquement que les grains dont l'orientation est optimale. Les autres ont un comportement élastique. Lorsque la contrainte cesse d'être appliquée, ils provoquent le retour à la normale des grains déformés.

Cette situation dure jusqu'à la limite d'élasticité de l'acier qui est bien sûr supérieure à la zone de faible déformation des monocristaux ; il y a en effet, renforcement de l'ensemble par la présence des joints de grains, où le glissement est beaucoup plus difficile parce qu'il devrait se faire dans plusieurs directions contradictoires.

Au delà de cette limite, il y a progressivement :

- orientation des cristaux de façon que le cisaillement devienne maximum ;
- écrouissage ;
- rupture. La rupture est précédée d'allongements considérables des grains et il se crée en contre-partie des striations. Si la montée en charge est progressive, une déformation plastique importante signale donc la rupture possible avant qu'elle ne se produise.

On peut donc dresser le schéma suivant :



.../...

Lorsqu'une enceinte en acier doit supporter un effort donné, on calcule son épaisseur de façon à ce que la contrainte y soit inférieure à la limite d'élasticité, dans toutes les conditions d'utilisation et que les déformations élastiques ne gênent en rien le bon fonctionnement des divers mécanismes.

Nous pouvons alors envisager les différents modes de détérioration de telles enceintes.

III - 1 - Ruine suivant le schéma ci-dessus

a) Les contraintes peuvent dépasser la limite d'élasticité

- en une fois, par suite d'un choc ou d'une surpression importante (déformation excessive) ;
- un grand nombre de fois, la déformation supplémentaire étant faible à chaque fois (déformation cumulée) ;
- par suite d'instabilités qui provoquent une modification de la forme de l'enceinte (diminution de l'épaisseur).

Nous écarterons ces deux derniers modes, les instabilités provenant d'une erreur de conception, les déformations cumulées ne conduisant pas à la rupture.

Les surpressions importantes sont également à écarter, les différentes enceintes étant munies de soupapes destinées à les écrêter

Restent les chocs provenant d'un impact. Il faut encore distinguer les projectiles extérieurs à l'enceinte de confinement (provenant d'une explosion dans les circuits secondaires ou d'un missile étranger à la centrale) et projectiles provenant d'une partie du circuit primaire (rupture et fouettement d'une tuyauterie primaire mineure...). Nous nous contenterons de signaler cette possibilité qui montre quele circuit primaire n'est pas seul en cause dans notre analyse.

Toutefois, la perte de refroidissement résultant de ces chocs, peut difficilement être plus grave que la rupture d'une

.../...

tuyauterie majeure, à moins que le projectile ne soit explosif ...(1)

b) Deux phénomènes peuvent avec l'aide du temps détériorer le matériau en place et produire les manifestations précédentes :

- la corrosion dont une première conséquence est la réduction des épaisseurs. Pour l'éviter, on a recouvert les pièces en acier au carbone ou acier faiblement allié d'un "beurrage" en acier inoxydable. Les tuyauteries primaires, où les vitesses de circulation des fluides sont les plus grandes, ont été construites entièrement en inox;
- le fluage : à haute température, le phénomène d'écrouissage est annulé par un phénomène inverse dont la cinétique devient prépondérante (la restauration). On admet généralement que la température de fonctionnement des centrales actuelles (320° C) est au moins deux fois trop faible pour que le fluage se produise.

La rupture que nous avons présenté jusqu'ici suivant le schéma zone élastique zone plastique est dite tenace. Elle est rassurante à un double titre :

- une importante déformation la précède ;
- elle se limite spontanément à une déchirure suffisante pour que les contraintes décroissent.

III - 2 - En fait, certains aciers, ou plutôt tous les aciers en dessous d'une certaine température, sont susceptibles de présenter un comportement fragile, c'est-à-dire une rupture :

- avec déformation bien plus faible ;

.../...

---

(1) Tant que les centrales nucléaires ne seront pas sous-marines, elles seront donc un objectif de choix en cas de conflit... ce qui conduira les bellingérants à les arrêter et à se priver de leur production d'électricité, c'est-à-dire d'une partie vitale de leur potentiel de guerre. Les centrales nucléaires rachetant Hiroshima...

- suffisament rapide pour que les contraintes maintiennent l'enceinte en tension.

a - On peut distinguer parmi ces ruptures fragiles celles qui proviennent de décohésions dans les joints de grains (qui deviennent prépondérantes à des températures relativement élevées, par exemple 600° C) et celles qui proviennent de clivages dans les grains. Ces clivages peuvent avoir lieu sans déformation plastique importante, avec une facilité d'autant plus grande :

- que les joints sont rares (c'est-à-dire : que les grains sont importants) ;
- que les glissements sont difficiles (nous montrons en annexe IX que tel est le cas lorsque les contraintes sont identiques dans toutes les directions, c'est-à-dire lorsque leur "degré de triaxialité" est fort), ces situations se rencontrent plus particulièrement dans les enceintes de forte épaisseur;
- que les vitesses d'application des contraintes sont élevées.

Il n'en reste pas moins que tout ceci est insuffisant pour rendre brusquement fragile des métaux tenaces. Ce que l'on peut observer pour ceux-ci est un mode de rupture intermédiaire, dit semi-fragile dans lequel :

- les ruptures après déformation plastique restent localisées et produisent une déchirure ;
- les ruptures fragiles (généralement par clivage) se produisent en avant de la déchirure et orientent celle-ci.

Lorsque la déchirure atteint une zone de clivage, elle fait un bond en avant en libérant brutalement l'énergie élastique

correspondante, laquelle provoque à son tour d'autres ruptures fragiles (1)

Ce phénomènène est une nouvelle fois plus destucteur dans les enceintes de grandes dimensions, l'énergie emmagasinée étant proportionnelle au volume alors que l'énergie de déchirure varie seulement comme une surface.

Notons enfin que nous n'avons décrit que la propagation de la déchirure et non sa création. La création est en effet un phénomène bien plus complexe, ayant semble-t-il toujours son origine dans un manque initial de l'acier. Nous distinguerons bien dans la suite ce qui se rapporte aux deux phénomènes en insistant sur la propagation: si celle-ci est impossible, un défaut existant ne peut produire de dommage. La parfaite fiabilité exige donc la non-propagation.

Nous avons souligné d'emblée l'importance du facteur température: on a pu tenter d'en faire une condition suffisante de non-fragilité en caractérisant un matériau par sa température de transition, température à partir de laquelle se fait le passage du mode fragile au mode tenace. Un acier conviendra si elle est inférieure à la plus faible température d'utilisation, soit quelques degrés au dessus de zéro dans les centrales nucléaires.

---

(1) Remarquons à ce sujet que la vitesse de propagation des ondes de contraintes correspondantes (quelques centaines de mètres par seconde) rend non déterminants des phénomènes comme :

- la décroissance des contraintes, laquelle est beaucoup plus rapide dans le cas de l'expansion d'un liquide que dans celui d'une vapeur saturante.

- la vitesse d'application de ces contraintes (le cas d'un choc n'est guère différent de celui d'une incursion de pression). Ce dernier point restera valable quand nous décrirons les essais de rupture.

.../...

Pour un acier donné, il y a autant de températures de transition que d'approches, chacunes d'entre elles s'attachant à décrire un caractère particulier de la fragilité.

Les approches sont cohérentes lorsqu'il existe une loi fixe qui permet le passage d'une température à une autre: l'exemple le plus simple est un écart constant, indépendant du matériau. Cette cohérence est généralement réalisée pour les différents aspects d'une même approche. Elle l'est beaucoup plus difficilement pour deux théories ou pour deux essais mécaniques.

La plupart de ces essais se sont attachés à prévenir les déchirures semi-fragiles. Ils portent donc sur la propagation d'une fissure préalablement créée dans une éprouvette - c'est à dire dans un morceau de métal aux formes codifiées.

Robertson a proposé de soumettre son éprouvette à un gradient de température très important (-100 à 50° C par exemple). Le métal étant fragile à - 100° C, la fissure se propage et s'arrête à la température de transition C.A.T. (Crack Arrest Temperature).

Ce test a eu l'avantage de l'antériorité mais plusieurs inconvénients :

- imprécision de la détermination du fond de la fissure, ce qui introduit une large incertitude sur la température ;
- variation de la contrainte au fur et à mesure de la propagation.

Pellini a mis successivement au point un essai de rupture par onde explosive (température FTE) puis par chute d'une masse (température NDT). La fissure initiale est pratiquée dans un cordon de soudure déposé sur le métal.

Charpy, enfin, avait proposé dès le début du siècle un test permettant la mesure de l'énergie nécessaire pour rompre une éprouvette entaillée (la résilience)

.../...

Notons qu'il ne s'agit pas là d'une mesure de la seule énergie de propagation mais également de l'énergie d'amorçage d'une déchirure à partir d'une entaille, cette dernière pouvant être prépondérante.

On a établi des températures de transition en considérant

- la variation d'énergie elle-même (mais celle-ci étant trop floue, on est amené à se fixer une résilience-type qui ne correspond donc qu'approximativement à la transition moyenne d'un acier donné) ;
- l'aspect de la cassure (50 % de clivages et 50 % de ruptures tenaces)...

Leur interprétation, de par l'ambiguïté que nous avons signalé plus haut, est à peu près irréalisable sur le plan théorique. Ceci nous amène à réfléchir à ce qui a fait le succès de ces tests.

On peut énumérer les facteurs suivants :

1 - reproductibilité ;

2 - simplicité du matériel ;

3 - facilité de l'usinage de l'éprouvette (qui conditionne souvent le premier point);

4 - faible taille de l'éprouvette ;

5 - et en dernier ressort, <u>sentiment que l'utilisation répétée du test a permis une bonne caractérisation des aciers</u>, c'est-à-dire un faible taux d'incidents pour un usage donné.

b) Remarquons alors que la construction nucléaire constitue une expérience nouvelle sous deux aspects :

- les aciers (de la cuve) sont soumis à l'irradiation par flux de neutrons provenant du coeur ;
- ces mêmes aciers atteignent des épaisseurs considérables (300 à 400 mm) sur de grandes dimensions.

.../...

La fragilité par irradiation

Elle a été étudiée à partir des diverses approches que nous venons de signaler. Le fait remarquable est que leur corrélation se soit révélée très satisfaisante.

Il a ainsi été possible de mener les essais les plus complexes à partir du test le plus simple (Charpy V) et de caractériser l'effet des flux de neutrons sur les températures de transition correspondantes.

On a pu dégager les caractéristiques suivantes :

- les éléments responsables de la fragilisation sont principalement le cuivre et le phosphore ;
- dans les deux cas, l'absorption locale de l'énergie du flux de neutrons provoque une migration des éléments en cause : précipitation du cuivre dans les joints de grains, formation de films de phosphore fragiles dans leur voisinage ;
- le cuivre améliore la limite d'élasticité, certaines des ruptures qui se produisaient dans le domaine plastique deviennent alors fragiles ;
- le phosphore diminue la résistance des joints de grains et y provoque des ruptures par décohésion.

Les radiations prises en compte sont les neutrons dont l'énergie est supérieure à I MeV.

Montrons que les autres sources sont négligeables par rapport à celle-là.

Les productions d'énergie β et γ sont sensiblement analogues (7 et 11 MeV (1)). Le libre parcourt moyen des électrons β est bien plus faible que celui des photons γ. Hors, le flux γ maximal produit une énergie de $4,5.10^{-8}$ W/m2.

(1) par fission

.../...

Le flux neutronique, en se limitant aux neutrons d'énergie supérieure à I MeV, atteint par exemple 10^{18} neutrons par cm2 au cours de la vie de la centrale. Soit, en prenant par exemple une énergie moyenne de 1,5 MeV, un flux de $1,3.10^{-4}$ W/cm2, ce qui est hors de proportion avec le flux précédent.

La limitation à I MeV est bien entendu arbitraire, elle traduit toutefois le fait que la plus grande majorité de l'énergie est fournie par des neutrons rapides.

Si on considère en effet les neutrons présents dans le réacteur, on constate que la plupart sont thermiques ($E < I$ eV). Si on passe ensuite aux débits de fluence (produit n.v), la part des neutrons rapides est déjà pratiquement du même ordre de grandeur (un dixième) ; si on termine par l'énergie ($n\ v^2$) elle devient prépondérante, le rapport des vitesses étant de l'ordre de 3000.

On soumet donc les éprouvettes à des flux neutroniques analogues aux flux réels.

Pour un PWR (Centre de Recherche Babcock et Wilcox) S.P. GRANT a trouvé un décallage de 55° C par dixième de point de cuivre dans les conditions courantes d'exploitation (3.10^{19} n/cm2), ce qui est considérable.

Le problème est moins crucial pour des flux de 10^{18}n, le déplacement (toujours pour la température Charpy avec entaille en V) étant environ dix fois plus faible.

On a donc été conduit à choisir des aciers à faible teneur en cuivre pour les constructions de cuve (0,05%).

Le problème de l'irradiation est donc assez facile à cerner, il suppose toutefois :

- que le constructeur dispose de sources d'approvisionnements en acier qui soient compatibles avec ces exigences (les ferrailles utilisées dans le procédé Martin peuvent en particulier créer des problèmes à cause de leur pollution par des résidus cuivreux).

.../...

- qu'il soit possible d'irradier des échantillons représentatifs des parois de la cuve . Hors, la seule source pratique de neutrons d'énergie et de densité convenables est constituée par les réacteurs nucléaires ;

Y placer des éprouvettes de très grande taille/à la fois pose desproblèmes de coût (immobilisation d'une partie importante de la capacité) et des problèmes techniques. Leur nombre restera donc extrêmement limité.

- que les méthodes d'essai choisies demeurent valables dans le cas des cuves nucléaires.

Le problème de l'épaisseur se repose alors.

Toute la question consiste à savoir si l'accroissement de l'épaisseur d'un matériau accroît effectivement ses risques de rupture brutale.

Nous avons cité deux faits qui permettent de le croire dans les cas des cuves :

- l'augmentation du degré de triaxialité des contraintes (qui permettent alors moins facilement l'écoulement plastique) ;
- l'augmentation de l'énergie disponible pour propager une fissure (il s'agit d'un phénomène lié à la taille, mais taille et épaisseur vont de pair).

Les expériences en cours actuellement aux Etats-Unis sur des récipients de forte épaisseur permettront sans doute de faire avancer le problème, il est toutefois bien évident qu'elles ne constituent pas la première étude sur la matière. Elles n'apporteront pas non plus de réponse définitive, la mécanique ayant constament remis en question la représentativité de ses propres essais (I).

.../...

(I) Une éprouvette ne peut rendre compte de façon idéale que de la rupture d'une éprouvette analogue.

Il est également évident qu'on ne peut se permettre de choisir parmi les développements possibles celui qui aura permis le moins de rupture de cuves....

On a donc été conduit à tenter de généraliser l'approche la plus féconde : colle qui a été introduite par Irwin pour rendre compte du comportement d'aciers à haute résistance : sa mécanique (dite linéaire) de la rupture.

La mécanique linéaire de la rupture

Irwin considèrant une fissure dans un matériau parfaitement élastique a montré que les contraintes en un point M situé en avant de la fissure et dans son plan étaient de la forme :

$$\sigma = \frac{K}{\sqrt{2\pi r}} \cdot f(\theta) \text{ , K constante}$$

où r et θ désignent les coordonnées polaires de M, l'origine étant prise au centre du front de la fissure , r étant supposé très petite devant la longueur de la fissure.

Il en déduit que dans une plaque de grandes dimensions traversée par une fissure de longueur 2 a, la contrainte qui provoque la rupture (contrainte critique) est du type :

$$\sigma_c = \frac{K}{\sqrt{\pi a}}$$

Son idée est alors de construire une éprouvette du même type mais bien entendu de dimensions limitées et de calculer la quantité :

$$K = \sigma \cdot \sqrt{\pi a}$$

Il constate alors que K décroît et tend vers une constante K_I lorsque l'épaisseur augmente. On estime depuis que la limite est atteinte au delà d'une épaisseur de :

.../...

$$2,5\ (K_I\ /\ \sigma_E)\ 2$$

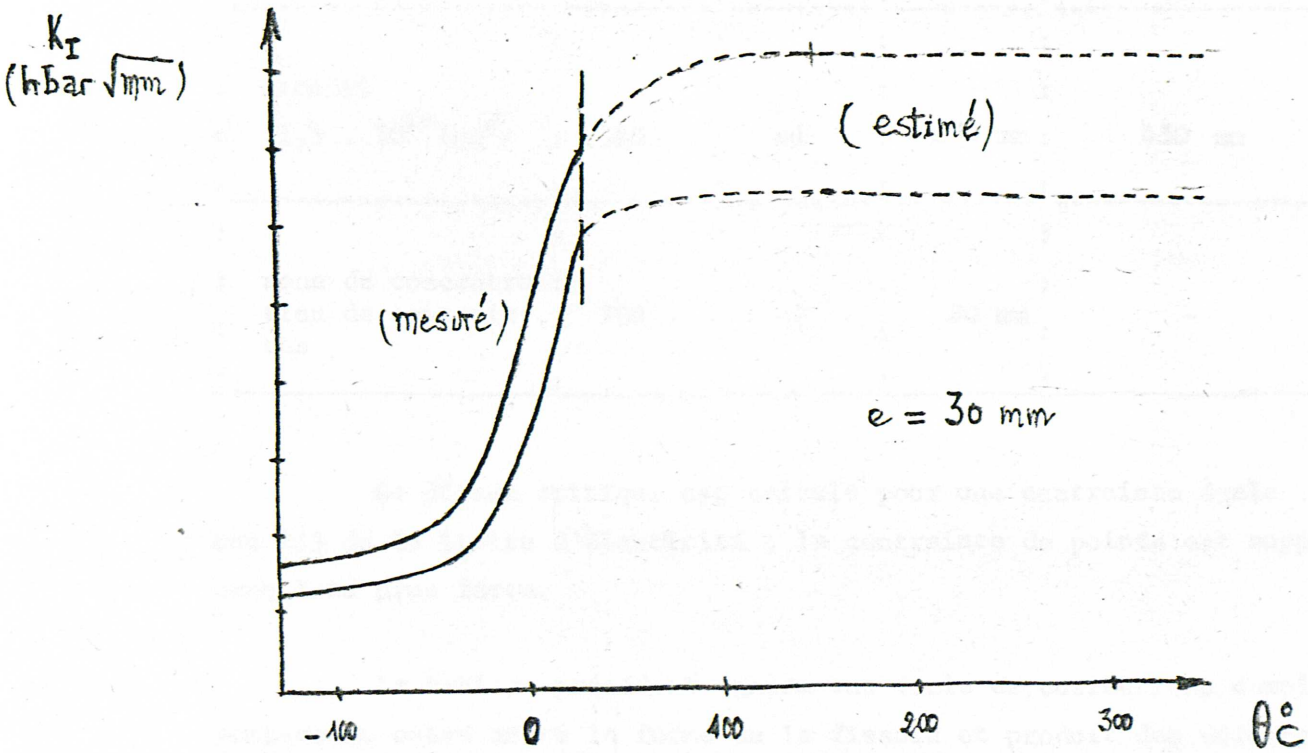
σ_E désignant la limite d'élasticité

K_I, valeur limite et caractéristique du matériau est appel facteur d'intensité de contrainte.

On interprète une nouvelle fois cette décroissance de la contrainte critique comme une modification du mode de déchirure : les glissements devenants impossibles, la rupture a lieu plus tôt, et par ouverture de la fissure.

Pour des épaisseurs plus faibles, il apparaîtrait une zone de déformations plastiques dont l'importance relative remettrait totalement en question l'approche élastique d'Irwin.

Pour une épaisseur donnée, on retrouve les variations caractéristiques en fonction de la température. Ainsi pour l'acier A533B :



Ceci étant, le succès de cette approche a tenu au fait qu'elle a pu joindre à un essai de type classique (rupture des éprouvettes et calcul de K_I) un essai non destructif susceptible de caractériser l'enceinte elle-même : le facteur K_I et le niveau de contrainte étant connus, il est en effet possible de déterminer a_c, taille de défaut en dessous de laquelle il n'y a plus de propagation brutale possible.

Si on dispose d'une méthode permettant de déceler les défauts de l'enceinte (telle que les sondages par ultra-sons), on peut alors s'assurer qu'il n'y a aucun risque de rupture.

Voyons alors qu'elles sont les ordres de grandeur des divers paramètres pour un acier nucléaire classique (A 533 B).

	hbar $\sqrt{mm}$ K_I	hbar σ_E	$2 \times a_c$	épaisseur minimale $(2,5(K_I/\sigma_E)^2)$
à l'origine	700	42	400 mm	700 mm
irradié ($1,5 \cdot 10^{19}/cm^2$)	560	42	250 mm	450 mm
zone de concentration de contraintes	700	42	80 mm	-

Le défaut critique est calculé pour une contrainte égale aux 2/3 de la limite d'élasticité ; la contrainte de pointe est supposée cinq fois plus forte.

La tableau précédent ignore une foule de corrections complexes concernant entre autre la forme de la fissure et produit des défauts critiques pessimistes.

.../...

Il montre néanmoins :

I - Que ces défauts sont du même ordre de grandeur que la limite de détection certaine aux ultra-sons. Cette limite est d'autant plus basse que les matériaux à tester sont d'accès difficile (formes complexes, existance de revêtements protecteurs). On peut estimer qu'elle est de l'ordre du centimètre.

II - Que les épaisseurs atteintes permettent à peine l'application de la mécanique linéaire de la rupture, du moins aux températures de fonctionnement usuelles (300°).

III - Qu'enfin, elle ne donne pas un critère de non-fragilité définitif : M. de LEIRIS note qu'il peut exister des sollicitations plus sévères que celles qui correspondent aux éprouvettes d'IRWIN, même sous fortes épaisseurs. On peut donc admettre que des fissures légèrement inférieures au défaut critique sont susceptibles de se propager par déchirure semi-fragile.

Il ressort donc de ces considérations que la mécanique de la rupture donne des ordres de grandeur extrêmement utiles, mais qu'il est nécessaire de lui trouver des prolongements pour traiter les problèmes des enceintes en très forte épaisseur.

Les prolongements mathématiques -

Il ont pour objet de permettre l'extrapolation des courbes donnant K à partir des éprouvettes de faible taille. Leur développement est insuffisant pour qu'il fasse référence.

La méthode de l'ouverture critique de fissure (C.O.D.)

On y prend en compte l'existance d'une zone plastifiée non négligeable alors qu'IRWIN ne l'introduit que pour éviter une divergence de son expression $\sigma(r, \theta)$ lorsque r est voisin de zéro.

Cette zone plastifiée permet un écartement $\hat{\delta}$ non nul des deux lèvres de la fissure au fond de l'entaille. WELLS a proposé de

.../...

faire de δ un entière de non rupture.

BURDEKIN a montré que son application était équivalente à la mécanique de la rupture dans les domaines où celle-ci s'applique ($e < 2,5\ (K_I / \sigma_E)^2$).

On a donc cherché à étendre le concept à une zone un peu plus large, par exemple $e < (K_I / \sigma_E)^2$. Il est apparu que δ était d'emploi moins facile que le paramètre K_I ;

- δ, comme d'ailleurs K, dépend de l'épaisseur dans la zone de transition qui nous intéresse, mais il dépend également de la vitesse de mise en charge de l'éprouvette ;

- δ s'est révélé difficile à mesurer. La méthode préconisée actuellement consiste à établir une corrélation entre δ et un paramètre plus accessible (écartement à la surface de l'éprouvette par exemple) Elle est également en cours de développement.

Nous avons jusqu'ici considéré des sollicitations uniques s'exerçant sur des matériaux idéaux, répétition indéfinie de structures analogues. La réalité est autre et va nous conduire à examiner un dernier mode de ruine.

III - 3 - Ruine par fissuration progressive sous l'action d'efforts cycliques (fatigue).

Le régime des contraintes n'est jamais permanent. On observe des fluctuations autour de la valeur moyenne.

Deux cas sont alors possibles :

- Les variations laissent intactes la structure de l'acier. Il supporte un nombre quelconque de cycles.
- les contraintes atteintes sont suffisantes -ou suffisament rapprochées dans le temps - pour provoquer des ruptures localisées, généralement liées à des défauts préexistants. On observe alors une progression lente et incertaine des fissures sous l'action des mêmes efforts. Ce début de fissuration est complexe et lent.

.../...

On note par la suite que la propagation des fissures devient régulière, leur croissance se poursuivant :

- jusqu'à ce qu'elles traversent les parois et provoquent une fuite ;
- (ou bien) jusqu'à ce qu'elles atteignent une taille critique qui déclenche la rupture semi-fragile de l'enceinte.

Cette dernière phase permet une nouvelle fois l'application des concepts de la mécanique de la rupture.

On a pu mettre la vitesse de la propagation de la fissure sous la forme :

$$\frac{da}{dN} = \frac{\sigma_{min}}{\sigma_{max}} \quad (\Delta K)^n \times \text{Constante}$$

où N désigne le nombre de cycles et n un coefficient convenable qui dépend des conditions où se fait la sollicitation (fréquence, milieu en contact avec l'air).

ΔK représente la variation du facteur d'intensité de contraintes

$$\Delta K = (\sigma_{max} - \sigma_{min}) \cdot \sqrt{\pi a} = \Delta\sigma \cdot \sqrt{\pi a}$$

La connaissance des contraintes extrêmes et du coefficient n permet de calculer le nombre de cycles nécessaires pour que le plus grand défaut non détectable devienne critique

La comparaison avec les conditinns d'exploitation réelles permet une nouvelle fois l'estimation de la résistance des enceintes à ce dernier mode de ruine.

Pour résumer la présentation de cet ensemble d'essais et de théories, il nous semble que nous disposons d'un faisceau de bonnes approximations, plus ou moins faciles à mettre en oeuvre et ayant permis en conséquence une quantité plus ou moins grandes de vérifications.

.../...

Cet ensemble permet de montrer clairement l'influence de tel ou tel paramètre : le rôle fragilisant du cuivre sous irradiation par exemple.

Il est par contre illusoire de vouloir l'utiliser pour attribuer une probabilité de rupture aux enceintes auxquelles il s'applique. Cette démarche serait-elle réalisée, qu'on voit mal les critères qui permettraient de fixer la probabilité admissible.

Nous avons souligné au passage les multiples difficultés qui interdisent cette schématisation de la réalité :

- la théorie a ses limites que les praticiens n'ignorent pas (épaisseur, températures) ;
- la théorie donne des résultats continus, les décisions de la vie quotidienne sont au contraire des choix discontinus, une pièce doit être rebutée ou conservée : un défaut est prohibitif ou ne l'est pas ;
- la théorie s'applique la plupart du temps non à la matière qu'elle doit contrôler mais à une matière à peu près analogue (éprouvettes). Les contrôles non destructifs, qui constituent en contre-exemple sont des opérations délicates et parfois entachées d'erreurs.
- la théorie ne peut être appliquée qu'à quelque chose de défini . Or, la conception d'un réacteur est une affaire progressive. Il faudrait donc reprendre un grand nombre de fois des calculs analogues.

Pour éviter des opérations coûteuses et inexploitables, on est donc amené à utiliser également des méthodes plus empiriques telles que les codes de calcul pour la construction et les épreuves hydrauliques pour le contrôle.

- le code de calcul applique les théories aux éléments génériques des constructions usuelles (viroles, fond de récipients, piquages...) et permet ainsi une simplification de l'approche par étapes que nous signalions plus haut;

.../...

- l'épreuve hydraulique n'a pas pour objet ici de détecter des erreurs grossières de conception comme ce peut être le cas pour des appareils à pression ordinaires mais plutôt de s'assurer qu'il existe une marge de sécurité vis à vis de la rupture par fatigue. Elle consiste, si P est la pression de calcul conduisant en un point donné à une contrainte σ, à appliquer un taux de surpression τ (1,25 par exemple).

Si a est le défaut critique sous la nouvelle contrainte

$$K_I = (\sigma . \tau) \sqrt{\pi a}. \qquad (I)$$

Si l'enceinte n'explose pas, aucun défaut n'est plus long que a. Mais (I) s'écrit aussi

$$K_I = \sigma . \sqrt{\pi \tau^2 a}$$

Ce qui montre que $\tau^2 a$ est le défaut critique sous σ

On sait calculer par ailleurs le nombre N de cycles qui permet de faire croître une fissure de a à τ^2 a. On en déduit donc que l'enceinte sera protégé contre la rupture par croissance des défauts en fatigue pendant N Cycles.

Cette déduction repose toutefois sur l'application de la mécanique de la rupture.

Il est donc important de remarquer que la justification des codes et épreuves procède de considérations de même nature que les théories que nous avons exposé.

Finalement, l'ensemble de nos réflexions nous amènent à nous demander s'il est vraiment nécessaire de dépasser, dans l'état actuel de la technologie, les puissances de 1200 MW que nous avons atteintes. Pour tenter d'apporter un élément de réponse à cette question, regardons comment évolue le coût d'une centrale en fonction de sa taille.

.../...

Dimensionnement et coûts

Pour une filière donnée, un ensemble réduit de considérations permet de déterminer les paramètres fondamentaux notamment les températures et pressions des fluides.

On peut distinguer essentiellement :

- les données physiques : nature physique du réfrigérant, conductibilité, densité...
- les données technologiques (qui imposent des limitations) températures maximales admissibles, puissance des pompes...

Ceci étant, la même technologie permet de définir une série de centrales similaires et de puissances différentes (600 - 900 - 1200 MW chez Westinghouse, 700 - 850 - 1000 - 1250 - 1330 chez Général Electric).

La puissance fixe alors la taille de la cuve , celle des autres organes dépendant de leur nombre (qui reste le même dans les BWR et qui passe de 2 à 4 dans les PWR).

On peut alors essayer de voir comment varierait le coût de l'énergie en fonction de la taille.

On peut estimer à 10 % la diminution de la charge d'investissement qui correspondrait à un passage 900 - 1200 MW.

En extrapolant audacieusement cette tendance en sens inverse (900 ⟶ 600 MW) on aboutirait à une augmentation de 16 %. Une évaluation plus pessimiste et qui présente l'avantage de produire un chiffre plus sympathique, conduirait à + 20 %. Les prix seraient donc 133, 111, et 100 (base) pour 600, 900 et 1200 MW.

Si on admet maintenant que le marché français soit partagé en deux parts égales à l'image de son homologue américain ou que les marchés passés par les utilisateurs français à l'étranger compensent les exportations de nos constructeurs, on peut chercher à calculer la part qui revient à chacun d'entre eux. .../...

Les prévisions les plus récentes font état de 13000 MWe pour la durée du VIème plan, soit 2600 MWe par an.

Chaque constructeur recevrait donc commande de 2 centrales de 600 MWe ou d'une centrale de 1200 MWe chaque année.

Or, on cite les chiffres suivants pour les PWR (source FRAMATOME) :

En prenant comme base 100, les coûts de fabrication unitaires dans le cas d'une production annuelle de 2 centrales, on obtient pour la production d'une seule Centrale :

cuve : 175
générateurs de vapeur : 120 (3 GV au lieu de 6)
pompes : 120 (3 au lieu de 6).

<u>L'effet de nombre compenserait donc partiellement l'effet de taille</u>.

En évaluant à 20 % l'économie réalisée par la production en plus grande série, le rapport des charges d'investissement ne serait plus 1,33 mais 133/120 = 1,11 dans le passage 1200 ⟶ 600. On peut l'estimer à 104,5 pour le passage 1200 ⟶ 900. Pour en déduire le coût du kW, on peut essayer de partir de la pondération actuelle (pour des réacteurs de 900 MW) entre :

- frais d'investissement (dont nous venons de voir l'évolution) ;
- frais d'exploitation (qu'on peut considérer comme fixes)
- coût du combustible (qui est une charge proportionnelle à la production).

.../...

	900	1200	600
Investissement	50	47,85	53,1
Exploitation	17	12,75	25,5
Combustible	33	33	33
	100 (base)	93,6	111,6

Le doublement de la capacité se traduit en définitive par une réduction de coût de 16 % ... ce qui signifie que des investissements destinés à produire des centrales beaucoup plus importantes seront difficiles à amortir à court-terme.

EN CONCLUSION :

L'épargne nationale contribuant en dernier ressort au financement, il importera d'établir un équilibre dynamique entre le développement des centrales, celui de leur technologie, et celui de leur marché.

C'est une responsabilité de l'état qui va au delà de sa position traditionnelle d'assureur, chargé de répondre des dommages causés par l'explosion d'une cuve de centrale.

Les filières en cours de développement apporteront sans doute des solutions nouvelles qui permettront de faire avancer le problème.

Dans tous les cas, il nous apparaît que les limitations techniques, les arbitrages économiques et les doutes humains, devront contribuer à faire de la progression de l'industrie nucléaire un modèle de sagesse et d'équilibre.

.../...

BIBLIOGRAPHIE

I - Métaux et Alliages - H. de LEIRIS
Ecole Nationale Supérieure de Techniques Avancées Tomes I & II -MASSON

II - Réacteurs Nucléaires à Eau Pressurisée - J. de LADONCHAMPS & J.J. VERDEAU -
Ecole Nationale Supérieure de Techniques Avancées - MASSON

III - Critères d'Absence de Fragilité, Applications aux Appareils à Pression
C. GAILLARD & B. ROGY - Dossier long 1969
Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris

IV - Principales Caractéristiques des Equipements des Réacteurs PWR de TIHANGE et FESSENHEIM - M. COUDRAY
Etude FRAMATOME

V - BWR / 6 Nuclear System from General Electric - A Performance Description
E.D. FULLER & J.R. FINNEY & H.E. STREETER
Nedo - 10569 Classe I April 1972 Etude GENERAL ELECTRIC

Rapports du Commissariat à l'Energie Atomique
- -

VI - Une Méthode de Calcul Pratique et Générale pour la Prévision Numérique des Pollutions Véhiculées par l'Atmosphère - André DOURY
R - 4280 - 1972

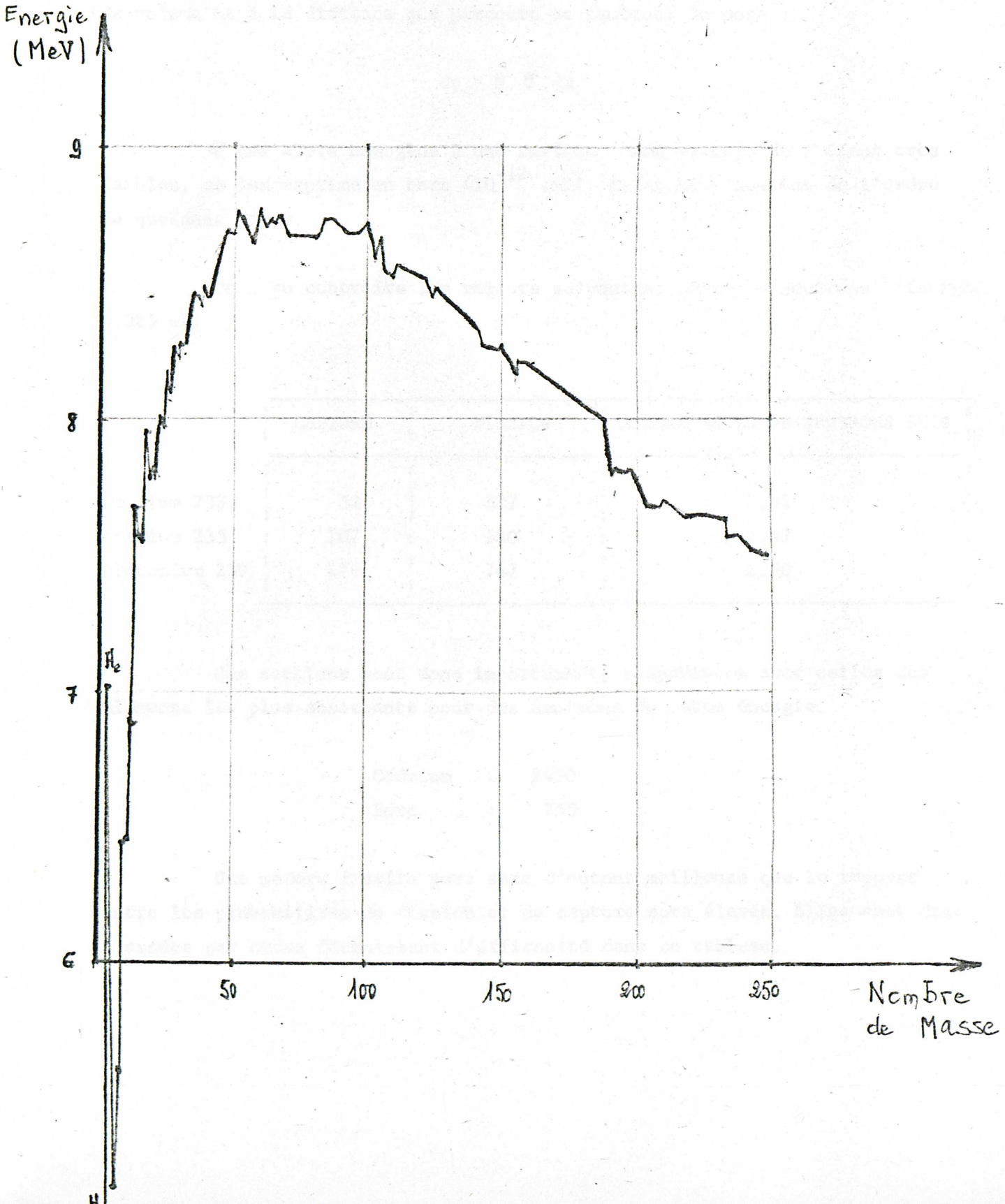
VII - Concentrations de Polluants Dûes à des Emissions Ponctuelles
R. Le QUINIO - SESR / GDA / 72 - 12 N - 16 - 7 février 1972

VIII - Gestion des Effluents Radioactifs Liquides et Gazeux - R. JAPAVAIRE
Service d'Etude de Sureté Radiologique - I.N.S.T.N. - 27 mars 1973

IX - Prévention de la Rupture Brutale des Enceintes de Pression pour les Réacteurs à Eau Type PWR ou BWR - A.DORE
Service d'Etude Techniques de Sûreté - 15 juin 1973. Rapport n° 15

TABLEAU I

Energie de liaison par nucléon des éléments
de la classification périodique



A N N E X E II

CARACTERISTIQUES DES ISOTOPES FISSILES DE DIVERS ELEMENTS

La probabilité pour qu'un neutron donne provoque la fission d'un élément est proportionnelle au nombre N de noyaux de cet élément dans l'unité de volume et à la distance que parcourt ce neutron. On pose :

$$dp = N . \sigma . dx$$

σ est alors homogène à une surface . Les valeurs de σ étant très faibles, on les exprime en barn (10^{-12} cm2). Elles sont souvent de l'ordre de quelques barns.

On a au contraire les valeurs suivantes, pour des neutrons d'énergie 0,025 eV.

	CAPTURE	FISSION	NOMBRE MOYEN DE NEUTRONS EMIS
Uranium 233	52	527	2,51
Uranium 235	107	580	2,47
Plutonium 239	276	747	2,90

Ces sections sont donc importantes, comparables avec celles des éléments les plus absorbants pour des neutrons de cette énergie.

Cadmium	2450
Bore	755

Une matière fissile pure sera d'autant meilleure que le rapport entre les probabilités de fission et de capture sera élevée. Elles sont donc classées par ordre décroissant d'éfficacité dans ce tableau.

A N N E X E III

Enrichissement

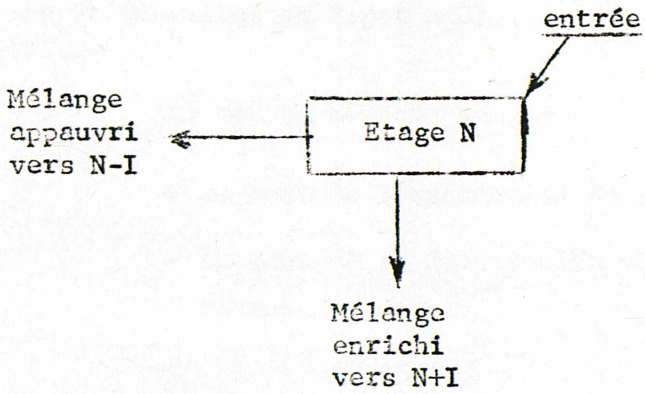
Son principe est lié à la différence des masses U^{235} et U^{238}. L'uranium est utilisé, sous forme d'hexafluorure (UF6) :

- dans la diffusion gazeuse, l'isotope 235 diffuse plus vite que l'isotope 238. Le rapport des vitesses de diffusion étant :

$$\sqrt{\frac{238 + 6 \times 19}{235 + 6 \times 19}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,0043$$

- dans l'ultra - centrifugation, l'isotope lourd est centrifugé plus vite, la différence étant d'autant plus sensible que la vitesse est grande.

Dans les deux cas, la faiblesse de l'enrichissement unitaire est telle qu'un grand nombre d'unité en série est nécessaire :



Les paramètres de fonctionnement de l'ensemble sont :

- la teneur d'entrée en U^{235} : 0,7 %
- la teneur de sortie : 2,4 % pour les BWR, 3,35 % pour les PW
- la teneur de rejet : 0,25 %

Ils déterminent le nombre d'étages à mettre en service et par là même la puissance totale consommée.

On l'exprime en unités de Travail de Séparation (U.T.S.).

..../...

Le coût de l'U.T.S. a évolué récemment comme suit :

1970	22 / 2 / 71	14 / 11 / 71
26 $	28,7 $	32 $

Il est fixé par la Commission à l'Energie Atomique américaine, seul producteur du monde occidental.

On peut estimer grossièrement la relation entre teneur et nombre d'unités comme suit :

Teneur %	0,7	1,5	2,4	3	3,35	95
UTS / kgU	0	1,1	2,7	4	5	550

Le coût de l'enrichissement s'en déduit par multiplication par 32 (résultat en $ par kgU).

Il est en moyenne comparable :

- au coût de l'extraction du minerai
- au coût de la fabrication ultérieure des éléments combustibles.

L'ensemble représente environ 36 % du coût estimé du kW l'enrichissement y entrant donc pour 10 à 15 %.

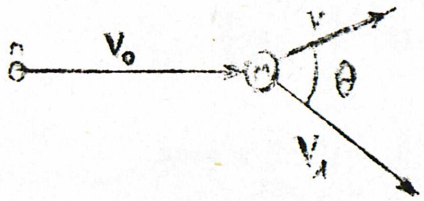
Supposons qu'on sache produire de l'énergie à partir d'uranium à 95 % U-235 et avec les rendements atteints par les réacteurs actuels. L'enrichissement coûterait 130 fois plus cher, c'est-à-dire plus de 4 fois plus cher si on rapporte le coût à la quantité U235 contenue.

Le coût de l'énergie en serait majoré de 40 %, ce qui est prohibitif.

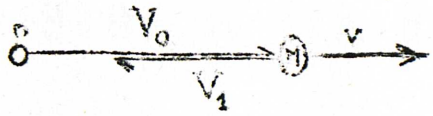
A N N E X E IV

Ralentissement par chocs élastiques ou diffusion

(Cas Général)



(Freinage Maximum)



Un neutron de masse 1 vient frapper un atome de masse M "au repos".

Il y a conservation de l'énergie :

$$Vo^2 = M.v^2 + V1^2$$

$$Vo^2 - V1^2 = M.v^2$$

Il y a conservation de la quantité de mouvement. Dans le cas du freinage maximum :

$$Vo = M.v - V1$$

$$(Vo + V1)^2 = M^2 v^2$$

On en déduit en éliminant v

$$Vo + V1 = M \ (Vo - VI)$$

Ce rapport de l'énergie après le choc à l'énergie initiale est :

$$\frac{W1}{Wo} = \left(\frac{V1}{Vo}\right)^2 = \left(\frac{M - 1}{M + 1}\right)^2 = k$$

On montre en fait que dans le cas général où l'angle est quelconque il vaut

$$\frac{1}{2} \ (1 + k + (1 - k) \cos \theta \ )$$

On retrouve k pour $\theta = \pi$

Toutes les directions de l'espace jouant le même role, l'angle sera compris entre θ et $\theta + d\theta$ avec une probabilité

$$\frac{d\Omega}{4\pi} = \frac{1}{2} \sin\theta . \quad d\theta$$

La valeur moyenne de l'énergie après choc sera

$$\frac{1}{4} W_o \int_0^{\pi} (1 + k) \sin\theta \, d\theta + \quad (1 - k) \sin\theta \cos\theta \, d\theta$$

soit :

$$W_o \quad \frac{1 + k}{2}$$

La perte moyenne d'énergie sera :

$$W1 - Wo = Wo \frac{1 - k}{2} = Wo \cdot \frac{2 M}{(1+M)^2}$$

M	Perte Moyenne	Nombre de chocs (1)
1 - Hydrogène	50 %	21
2 - Déutérium	44,5 %	31
12 - Carbone	14,2 %	119
235 - Uranium	0,85 %	2 150

(1) Il s'agit de ralentir des neutrons de 2 MeV à 0,025 eV.
On réduit donc 8.10^7 fois leur énergie.

A N N E X E V

NUISSANCE THERMIQUE

I - Le volume de l'eau de mer peut être évalué à :

$$361.10^6 \text{ km}^2 \quad \times \quad 3800 \text{ m} \quad = \quad 1,37,10^{18} \text{ m3}$$

(surface) (profondeur moyenne)

A un taux d'accroissement de 7 % par an, la consommation délectricité pendant les 30 prochaines années sera :

$$3200.10^9 \text{ kWh } (1 + 1,07 + \ldots\ldots + (1,07)^{30})$$

Soit environ 300.000 milliards de kWh (dont 24.400 milliards de kWh pendant la dernière année, ce qui correspond à une puissance de 1 kW par être humain).

Soit enfin : $0,26 \,.\, 10^{18}$ kcal

En admettant que la totalité de cette électricité soit produite sous forme nucléaire avec un rendement de 33 %, l'énergie à évacuer sera le double du chiffre précédent.

La capacité calorifique de l'eau étant 1 cal/g/°C = 10^3 kcal/m^3/°C, l'échauffement total serait donc en trente ans :

$$2 \times 0,26/1,37 \,.\, 10^{-3} \quad = \quad 3,8 \,.\, 10^{-4} \text{ degré}$$

2 - Le flux solaire étant de l'ordre du kilowatt par mètre carré, la puissance conservée par la terre est d'environ 70 W/m2

$$510 \,.\, 10^6 \text{ km}^2 \,.\, 70.10^6 \text{ kW/km}^2 = 35,7 \,.\, 10^{12} \text{ kW}$$

La puissance électrique dans trente ans :

$$24.400 \,.\, 10^9 \text{ kWh} \,/\, 8640 \text{ heures} = 2,8 \,.\, 10^9 \text{ kW.}$$

Elle est donc faible devant les énergies mises en oeuvre par les phénomènes naturels (un dix-millième)

A N N E X E VI

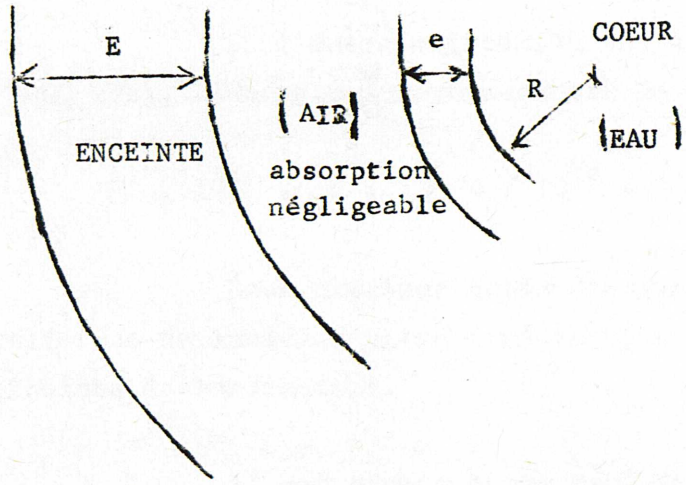
RAYONS - RADIOPROTECTION

MM. de LADONCHAMPS & VERDEAU (référence II) rapportent que sur les I90 MeV que représente l'énergie d'une fission atomique, II MeV sont émis sous forme de photons (rayons γ) d'énergie variable.

Cette énergie prend naissance dans le combustible. Elle doit donc traverser successivement:

- l'eau primaire;
- les parois de la cuve;
- celles de l'enceinte de confinement
- les écrans de protection éventuels, avant d'atteindre le milieu extérieur.

Pour évaluer l'absorption par ces divers éléments, on peut représenter un réacteur de la façon suivante:



Le trajet dans l'eau est voisin du rayon du Coeur (enfait: $36 / (9\pi) \cdot R = 170$ cm).

Le trajet moyen dans l'acier est voisin de l'épaisseur (en fait, l'incidence moyenne étant voisine à 30°, le trajet moyen vaut $2.e\sqrt{3} / 3 = 1,15.e = 34$cm).

Le trajet moyen dans le béton est égal à son épaisseur E = I50 cm (l'incidence est très faible).

On représente la décroissance par une loi exponentielle:

$$I = I_o \cdot e^{-\mu x}$$

où μ pourrait avoir les valeurs suivantes pour des photons de 2 MeV.

	Eau	Acier	Béton
Cm^{-I}	0,050	0,328	0,I
Facteur de décroissance	5000	7000	$3.I0^{6}$

Le facteur de décroissance total est donc: $I0^{I4}$

Si l'énergie produite est de 6000 MW (2 réacteurs de I000 MWe), l'énergie γ rayonnée hors de l'enceinte tombe à:

$$II / I90 \times 6 \cdot I0^{9} W / I0^{I4} = 3 \cdot I0^{-6} W$$

Pour exprimer cette énergie en termes de doses, considérons un individu situé immédiatement à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

Il est soumis à une part de flux que l'on peut estimer à $2,5 \cdot I0^{-3}$ (compte-tenu de l'éloignement au Coeur et de la surface qu'il présente aux radiations) soit en ergs / gramme / seconde:

$$3 \cdot I0^{-6} \cdot 2,5 \cdot I0^{-3} \cdot I0^{7} / 75 \cdot I0^{3} = I0^{-6}$$

Il absorbe environ 60 % de ce flux.

Pour 2000 heures d'exposition par an:

$$60\ \% \times 2000 \times 3600 \times 10^{-6} = 4{,}3 \text{ ergs / g}$$

soit environ 50 milliREMS ; ce qui est nettement inférieur aux doses admissibles.

Les radiations émises à l'intérieur du coeur sont donc facilement contrôlables.

Il en résulte que nous devrons par la suite nous penche plus particulièrement sur les radiations qui peuvent être émises à partir d'effluents extérieurs.

A N N E X E VII

DISPERSION DES EFFLUENTS NUCLEAIRES GAZEUX

Nous appliquerons ici un modèle général exposé par M. DOUR (Référence VI) en faisant un certain nombre d'hypothèses simplificatrices :

- la source des effluents (cheminée) peut être considéré comme ponctuelle ;
- les lâchers de gaz ont lieu une heure chaque jour ;
- les mouvements relatifs des effluents par rapport aux masses d'air sont négligeables quand on les compare aux mouvements propres de ces masses (vents) ;

Nous nous placerons enfin dans des conditions météorologiqu défavorables (conditions de nuit) et dans l'axe du vent.

La concentration radioactive maximale au sol χ exprimée en Curies/m3, dépend :

- de l'intensité de l'émission Q (Curies) ;
- de la vitesse du vent u(m/s) ;
- de la hauteur à laquelle se fait l'émission Z
- des paramètres de diffusion athmosphèrique horizontale et verticale (qui font l'objet de déterminations expérimentales).

$$\chi = \frac{Q \cdot A^h}{(2\pi)\, uz^k \cdot \left(\frac{e}{k}\right)^{K/2}}$$

où $A = \frac{A_v}{A_h}$ $\quad$ A_v, A_h, v et h donnant les écarts-types des distributions verticales et horizonatales des effluents.

$k = \frac{v}{v+h}$

.../...

On prendra :

$$Q = \frac{10^6 \text{ Curies/an}}{365 \text{ heures}} = 0{,}76 \text{ Curies / seconde}$$

$Z = 100$ m

$u = 2$ m/s (vent faible)

On trouve dans l'exposé de M. DOURY :

A_v	= 0,42	v	= 0,500
A_h	= 0,405	h	= 0,859
A	= 1,037	k	= 0,368
A^h	= 1,032	$(e/k)^{k/2}$	= 1,44

$\mathcal{X}$ = 0,008 Curie/m3

Le Curie est l'activité d'un corps qui produit $3{,}7 \cdot 10^{10}$ désintégrations par seconde.

Si chacune d'entre elles produit un photon γ d'énergie 2 MeV, $\mathcal{X}$ libère :

$$w = 2 \cdot 8.10^{-3} \cdot 3{,}7 \cdot 10^{10} \text{ MeV}$$

$$1 \text{ MeV} = 1{,}6 \cdot 10^{-13} \text{ J} = 1{,}6 \cdot 10^{-7} \text{ erg}$$

$$w = 100 \text{ ergs / m3}$$

Si les tissus placés dans cette activité absorbait la part correspondant à leur volume, l'énergie reçue serait :

10^{-4} ergs / g soit 0,1 milli RAD

.../...

L'efficacité biologique relative des rayons γ étant égale à 1, cette dose correspond également à 0,1 milli REM quotidiens soient moins de 40 milli REMS par an, ce qui est du même ordre que les variations locales de la radio activité naturelle.

Ajoutons enfin que les effluents n'atteignent pas instantanément le point de Concentration maximale.

Il est situé, dans le calcul qui précède, à une distance d'environ 600 mètres/soit à 300 secondes de la source.

Si l'on admet une décroissance moyenne en $t^{1,2}$, l'activité aura décru 374 fois !

Ceci prouve

- que le point de Concentration maximale se situe plus près de la cheminée ;
- que la dose annuelle de 40 milli REMS est largement pessimiste ;

En conclusion, une émission annuelle de 1 millions de Curies en effluents gazeux provoque des concentrations d'activité qui restent en tous points inférieures aux doses maximales d'exposition.

A N N E X E VIII

REJETS D'UN REACTEUR A EAU DE 1000 MWe EN SUPPOSANT 1 % DE RUPTURES DE GAINES

8

Tritium

Curies / an	PWR	BWR
Gazeux	-	20
Liquides	900	30

Autres Corps

Curies / an	PWR	BWR
Gazeux	5.500	1.000.000
Liquides	2	5 à 70

Les rejets gazeux des réacteurs à eau bouillante en gaz rares (Xe - 133, Kr - 85) ont été pris comme référence dans notre calcul de la dispertion (annexe VII).

Ils pourraient, moyennant le choix d'une ligne d'épuration plus coûteuse être divisés par un facteur 40 (de un million à vingt cinq mille curies).

A N N E X E IX

TRIAXIALITE ET EPAISSEUR

Nous avons présenté le comportement élastique d'un acier soumis à une contrainte uniaxiale σ: il y a écoulement plastique lorsque σ dépasse une limite σ_E.

La réalité est plus complexe, les contraintes en un point s'exercent simultanément dans toutes les directions.

Il est alors nécessaire de prendre en compte les contraintes dans trois directions pour décrire le comportement.

Deux critères ont été proposés :

TRESCA : $\sigma_a - \sigma_b < 2\tau_E$

τ_E est un cisaillement critique (qui diffère pour l'alliage du cisaillement du monocristal) σ_a désigne la plus grande contrainte et σ_b la plus faible (en valeur algébrique, c'est-à-dire qu'une compression étant négative, elle est toujours plus faible qu'une traction).

VON MISES : $(\sigma_x - \sigma_z)^2 + (\sigma_y - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_x)^2 <$

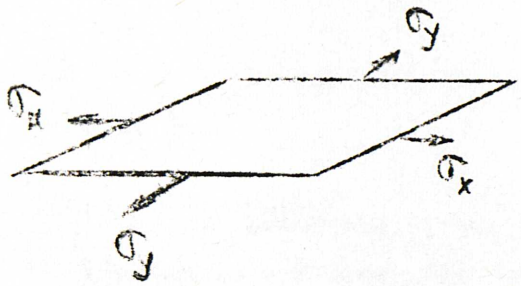
Le second critère est révélé plus propre à décrir le comportement des aciers.

Si les trois contraintes sont égales, elles peuvent augmenter sans qu'apparaisse d'écoulement plastique, jusqu'à la rupture brutale par décohésion.

.../...

La triaxialité favorise donc la rupture brutale.

Pour étudier l'influence de l'épaisseur, imaginons une plaque soumise à des contraintes le long de ses deux dimensions principales x et y



La contrainte suivant Oz est nulle sur les deux faces de la plaque. Si l'épaisseur est très faible, σ_z reste négligeable dans toute la plaque. Celle-ci est en état de contrainte plane.

Le premier membre de la condition de VON MISES s'écrit :

$(\sigma_x - \sigma_y)^2 + \sigma_x^2 + \sigma_y^2 = 2\sigma^2$ lorsque les contraintes sont égales.

Soit maintenant une plaque de forte épaisseur. Les contraintes au centre ne sont plus négligeables, par contre, par raison de symétrie le plan central de la plaque ne peut que se déformer parallèlement à lui-même

Dans toute la région voisine, les déformations parallèles à Oz sont également très faibles. Cette région est d'autant plus développée que l'épaisseur est grande. On y est à peu près dans un état de déformation plane.

On montre que dans ce cas, la contrainte σ_z est égale à :

$$\frac{\nu}{1-\nu}(\sigma_x + \sigma_y)$$

où ν est le coefficient de POISSON.

Le premier membre vaut alors :

.../...

$$(\sigma_x - \sigma_y)^2 + \sigma_x^2 + \sigma_y^2 + 2\sigma_z^2 - 2\sigma_z(\sigma_x + \sigma_y)$$

Soit encore

$$(\sigma_x - \sigma_y)^2 + \sigma_x^2 + \sigma_y^2 - 2(\sigma_x + \sigma_y)^2 \cdot \frac{\nu(1 - 2\nu)}{(1 - \nu)^2}$$

Le coefficient de POISSON est une grandeur comprise entre 0 et $\frac{1}{2}$.

Les trois premiers termes sont donc atténués par le quatrième. L'ensemble est donc plus faible dans le cas de la déformation plane que dans le premier cas.

<u>L'écoulement plastique sera donc atteint pour une contrainte plus forte.</u>

Pour $\sigma_x = \sigma_y$,

$$2\sigma^2 - 8\sigma^2 \cdot \frac{\nu(1 - 2\nu)}{(1 - \nu)^2}$$

La correction est nulle pour $\nu = 0$ ou $\frac{1}{2}$, mais pour les valeurs intermédiaires ($\nu = 1/3$) elle atteint 100 % de la valeur initiale.

Le premier membre est alors nul pour toute valeur de σ.

Tout ceci reste bien entendu qualitatif, le coefficient de POISSON étant par exemple une grandeur difficile à mettre en évidence.

Il n'en reste pas moins que l'épaisseur a un rôle néfaste dans la prévention des ruptures brutales.