

# LA GAZETTE

# NUCLEAIRE

# 28

révisé par des militants du groupement de Scientifiques pour l'information sur l'Énergie Nucléaire (GSIEN), des Amis de la Terre, du Syndicat National des Chercheurs Scientifiques (SNCS), FEIN) de la CFDT, du PS, du PSU, et quelques autres soutiens d'urgence que les officiers du nucléaire de transformer l'information en propagande. Les opinions exprimées n'engagent qu'eux-mêmes.

Juillet/Août 1979 — mensuel — abonnement annuel : 40 F — abonnement de soutien : 80 F

ISSN 0153-7431 - 3ème année - 4 F

## L'ESPOIR

### EDITORIAL

L'espoir qu'enfin le débat sur la politique énergétique s'ouvre en France. Depuis le début de sa parution nous le réclamons, considérant qu'il n'est pas tolérable que se poursuive la politique du secret et du fait accompli. Or voilà que neuf organisations, dont le GSIEN, éditeur de la Gazette, ont annoncé, le 27 juin dernier, qu'elles lançaient, ensemble une pétition nationale intitulée :

« Pour une autre politique de l'énergie, pour un débat démocratique sur l'énergie. »

Cela représente à nos yeux un pas décisif pour les objectifs que nous poursuivons : faire que chacun ait les éléments de jugement et puisse se décider, et non pas qu'un groupe restreint de « nucléotaries » choisisse l'avenir à notre place. Les signataires regroupent :

- Une Centrale syndicale : la Confédération Démocratique Française du Travail (CFDT) ;
- Trois partis politiques :
  - . le Parti Socialiste (PS) ;
  - . le Parti Socialiste Unifié (PSU) ;
  - . le Mouvement des Radicaux de Gauche (MRG) ;
- Un mouvement écologique : le Réseau des Amis de la Terre (RAT) ;
- Deux organisations du cadre de vie :
  - . la Confédération Syndicale du Cadre de Vie (CSCV)
  - . la Confédération Syndicale des Familles (CSF) ;
- Une association de consommateurs : l'Union Fédérale des Consommateurs (UFC) (Que choisir ?) ;
- Le Groupement Scientifique pour l'Information sur l'Énergie Nucléaire - (GSIEN).

Nous reproduisons en page 16 le texte de la pétition et nous appelons tous nos lecteurs à développer autour d'eux la campagne de signatures. Il est nécessaire, à notre sens, que se mette en place, par-

tout en France, des collectifs regroupant les organisations pour multiplier les initiatives afin de recueillir un nombre de signatures significatif pour exercer la pression permettant enfin d'obtenir le grand débat national.

Nous reviendrons sur ce sujet dans nos prochains numéros.

★

Ce numéro de vacances de la Gazette, se présente sous un aspect différent. Ainsi que nous l'avions annoncé, nous publions en effet maintenant les fiches techniques du Groupement des Scientifiques pour l'Information sur l'Énergie Nucléaire (GSIEN). Les informations données ici se rapportent à des sujets différents et ne représentent donc pas une étude thématique comme nous le faisons habituellement ; cependant, beaucoup de fiches se rapportent aux problèmes liés aux rayonnements ionisants. Dans un prochain numéro nous ferons une étude plus approfondie du problème des normes de radioprotection, origine, fondement, évolution...

Que nos lecteurs veuillent bien nous excuser pour le caractère un peu aride et technique de ce numéro mais, sans vouloir adopter la position de contre-experts, il nous semble important de marquer que la connaissance des problèmes est loin d'être aussi grande que l'affichent les tenants du programme. En fait, on verra à la lecture de ce numéro que beaucoup d'incertitudes sur l'avenir demeurent et qu'elles sont inquiétantes pour bon nombre d'entre elles.

Dans un proche avenir, nous republions dans la Gazette les précédentes fiches techniques (1 à 28), afin que tous les lecteurs aient l'ensemble de la collection (en nous excusant par avance auprès de ceux qui la possèdent déjà).

### SOMMAIRE

Éditorial .....	1
Fiche technique n° 28 : Limites physiques de la fission nucléaire en tant que source d'énergie .....	2
Fiche technique n° 29 : Analyse comparée de quelques études sur l'estimation des conséquences radiologiques d'un accident grave du réacteur nucléaire .....	3
Fiche technique n° 30 : La sûreté des réacteurs nucléaires de type américain (Rasmussen) ....	7
Fiche technique n° 31 : Irradiations dues aux L.W.R. plus fortes que celles prévues .....	9
Fiche technique n° 32 : Les accidents graves dans une usine de retraitement .....	13
Pour une autre politique de l'énergie, pour un débat démocratique sur l'énergie .....	16

la reproduction des articles  
(avec référence à la Gazette)  
est vivement encouragée

Pour vous abonner à « La Gazette Nucléaire », prière d'envoyer votre titre de paiement (CCP ou chèque bancaire) à l'ordre du GSIEN — 2, rue François Villon — 91400 Orsay, en n'oubliant pas de mentionner clairement vos nom et adresse.

Toute correspondance, ainsi que tout soutien financier sont à envoyer à la même adresse.

## limites physiques de la fission nucléaire en tant que source d'énergie

COLLOQUE « ÉNERGIE NUCLÉAIRE ET SOCIÉTÉ » DU GROUPE DE BELLERIVE 15/17.2.1979

Contribution, complétée par des notes et références, à la question n° 2 :

« Combien, de quel type et pour quelle durée ? »

de M. Pierre Sonderegger, physicien, Genève.

1. Par leur pouvoir calorifique, les réserves mondiales en uranium 235 équivalent à 50 % des réserves de pétrole (ce-la vaut aussi bien pour les ressources prouvées que pour les estimations plus globales (1, 2) ; voire à 15 % du pétrole s'il s'agit de substituer le mazout par le chauffage électrique.  
L'uranium 235, brûlé dans les réacteurs « à eau légère » (LWR), ne peut donc remplacer le pétrole.
  2. Si les réserves mondiales d'uranium atteignent un jour les 25 millions de tonnes préconisées par M. CRENON (2) (actuellement 4,5 millions de tonnes), alors elles permettront d'alimenter 4500 LWR de 1000 MWe (40 fois la puissance électro-nucléaire actuellement installée), pendant trente ans. L'électricité produite par un tel parc équivaldrait alors aux trois quarts des calories produites par le pétrole brûlé maintenant. (Il est vrai que les CANDU et les HTR tireraient un meilleur profit de l'uranium, mais leur part du marché est faible et n'augmente pas).
  3. L'option nucléaire implique donc l'introduction rapide des surgénérateurs, capables de valoriser l'uranium 238, abondant. Mais leur combustible, le plutonium, n'existe pas dans la nature. Il faut toute la production de plutonium d'un réacteur à eau légère de 1000 MWe pendant 30 ans pour démarrer un surgénérateur de 1500 MWe (3). La croissance du nucléaire sera donc lente, pendant la phase de mise en place des surgénérateurs. Dans le cas d'une surgénération optimale, le parc initial de surgénérateurs pourra ensuite croître à raison de 4,5 % par an.
  4. Au mieux, et en ayant complété la construction de 4500 LWR en 2010, on aurait, en 2040, 6.000 surgénérateurs de 1500 MWe dont la production d'électricité dépasserait de moitié la consommation actuelle de pétrole, et atteindrait le 10 % des besoins mondiaux d'alors (4) (on suppose un taux de croissance de 3 % par an (1) ), mais au prix d'un effort technique et financier gigantesque et disproportionné (5).
- En conclusion, il se peut que la fission nucléaire acquière une importance primordiale par ses effets biologiques (6), politiques (7) et sociaux (8) ; on sait en revanche que sa place en tant que ressource d'énergie restera secondaire, du moins dans un avenir prévisible.
- ### RÉFÉRENCES
1. Conférence mondiale de l'Énergie, 1977.
  2. Contribution de M. Michel CRENON à cette séance.
  3. Nous supposons la maîtrise de techniques du futur, dont l'étude vient de commencer : des surgénérateurs de 1500 MWe, à cœur inhomogène contenant 4 tonnes de plutonium, dont un tiers est renouvelé chaque année ; et un cycle du combustible réduit à une année, basé sur un procédé de retraitement qui récupère le 99 % du plutonium (on parle d'un procédé par voie sèche, basé sur la fluoration avec volatilisation sélective). Il serait instructif de refaire une étude comparative du coût et de la maturité des technologies solaires et nucléaires à ce stade.
  4. Nous comparons électricité nucléaire et besoin en énergie tout court — électricité et chaleur — car l'utilisation directe de la chaleur produite semble être envisagée, à plus ou moins longue échéance, pour toutes les sources d'électricité à l'exception des surgénérateurs.
  5. On pense maintenant que Superphénix coûtera trois fois plus cher qu'un réacteur à eau pressurisée de même puissance.
  6. Le « rapport Rasmussen » (Reactor Safety Study, WASH-1400), qui calculait et la probabilité et les conséquences d'un accident majeur de LWR, et les situait à un niveau très bas, vient d'être récusé par la même Nuclear Regulatory Commission qui l'avait commandité et, dans un premier temps, accepté. (*New-York Herald Tribune*, 23.1.1979).
- Quant aux effets cancérogènes des faibles doses d'irradiation, les valeurs officielles, biaisées par les conditions exceptionnelles des explosions de Hiroshima et Nagasaki, seraient sous-estimées d'un facteur 5 environ (articles de J. Rotblat et de K.Z. Morgan dans *Bulletin of Atomic Scientists*, numéro de septembre 1978).
7. L'administration Carter continue à s'opposer au retraitement et au développement des surgénérateurs, essentiellement dans le but de ne pas favoriser la prolifération ultérieure des armes atomiques.
  8. La société nucléaire sera-t-elle une société policière ? L'Angleterre, ce modèle de démocratie quotidienne, n'a jamais toléré que ses policiers soient armés. Mais l'utilisation civile du plutonium y est proche. En 1976, le Special Constable Act a institué une police spéciale chargée de la surveillance des installations et transports nucléaires, dotée d'armes automatiques et autorisée à tirer sans sommation, et qui dépend non pas d'un pouvoir politique élu, mais de la seule Atomic Energy Authority. (Rapport JUSTICE, « Plutonium and Liberty », Londres 1978, p. 6. Voir aussi W. Patterson, « The Fissile Society », Londres 1977).

## analyse comparée de quelques études sur l'estimation des conséquences radiologiques d'un accident grave de réacteur nucléaire

### INTRODUCTION, CONCLUSION ET RÉSUMÉ DES RÉSULTATS

#### INTRODUCTION

La présente étude trouve son origine dans les questions que se sont posés un certain nombre de scientifiques en constatant l'écart, parfois considérable, qui sépare des résultats de différents rapports ayant chacun pour objet l'estimation des conséquences d'un accident grave de réacteur nucléaire. Ces écarts sont d'autant plus surprenants que les auteurs de ces rapports s'étaient tous placés dans des hypothèses de départ identiques ou comparables : nature de l'accident, puissance du réacteur et durée de fonctionnement au moment de l'accident, conditions météorologiques pendant la dispersion des produits radioactifs dans l'atmosphère.

C'est ainsi que la zone mortelle, due au passage du nuage radioactif consécutif à la fusion complète du cœur et à la perte du confinement d'un réacteur de 3.200 MWth (environ 1.000 MWe) à la forme d'un ovoïde dont les dimensions sont, d'après le rapport de 1976 de l'Institut de Sécurité des Réacteurs de Cologne COL (2) de plus de 100 kilomètres de long et 12 kilomètres de large. Ces dimensions se réduisent dans le rapport Ramussen RSS (3) à 10 kilomètres de long et quelques centaines de mètres de large. On peut donc passer, suivant les rapports, d'une catastrophe apocalyptique, à un accident grave mais de dimension limitée.

Notre étude a pour objet l'analyse comparée d'un certain nombre de ces rapports, plus particulièrement les deux précédemment cités. Elle ne prétend pas démontrer que l'un ou l'autre est plus proche de la réalité mais se veut seulement un essai d'explication de leurs différences. Cependant nous avons pensé devoir souligner en plus, chemin faisant, certains choix des modèles de calcul et des valeurs des paramètres faits dans ces rapports. Certains de ces choix, relativement à ceux qu'on peut faire en l'état actuel de nos connaissances, apparaissent en effet comme étant optimistes, c'est-à-dire de nature à sous-estimer les conséquences de l'accident ; d'autres se déclarent, et parfois fausement, pessimistes (ou conservatifs selon le terme anglais). Il convient, de plus, de noter que ces connaissances se rédui-

sent à des données établies par des chercheurs, qui sont certes d'abord des scientifiques, mais n'en dépendent pas moins matériellement pour la plupart, de l'industrie nucléaire publique ou privée. Il ne nous appartient pas de juger ici si la tendance délibérée à l'optimisme dans un domaine qui concerne la vie des gens, est criminelle ou non ; si l'attitude qui consiste à présenter comme pessimistes des hypothèses en réalité optimistes est une hypocrisie dangereuse ou non. Nous nous sommes bornés à relever dans ces rapports toute sous-estimation relative des dangers et nous laissons au lecteur le soin de juger si cette sous-estimation était délibérée ou non.

Toutes les études écartent les effets mécaniques d'une explosion de nature nucléaire du réacteur, éventualité qui n'est pas à envisager (du moins pour les réacteurs à neutrons thermiques). Ces études fondent les conséquences de l'accident sur la seule nocivité du nuage radioactif s'échappant de l'enceinte. Les conséquences sont très diverses. L'une d'elles, sans équivalent dans aucun autre accident, serait la condamnation pour des décennies et même des siècles d'une vaste étendue de terre. (On peut avoir une idée de l'ampleur de la catastrophe si l'on sait qu'un réacteur peut contenir une quantité de produits de fission de longues périodes équivalente à celle que créerait l'explosion de deux à trois mille bombes de type Hiroshima). Nous nous sommes limités à l'étude des estimations concernant les seules conséquences sur la santé ou la vie des personnes touchées par le passage du nuage radioactif.

Nous avons comparé ces deux rapports COL et RSS, à une troisième étude GSIEN (1) effectuée à partir de données d'origines différentes de celles qui ont servi à ces rapports. Nous avons utilisé pour réaliser cette étude, exclusivement des données établies ou employées par le C.E.A. français, et publiées dans une documentation à la portée de tout le monde : le cours du génie atomique (7) et les rapports du CEA (8) à (13) qu'on peut consulter dans toute bibliothèque scientifique ou commander directement (Service de Documentation, CEN Saclay, BP 2, 91190, Gif-sur-Yvette). Ainsi chacun pourra, s'il le désire, vérifier nos calculs. Réf. (1).

## RÉSUMÉ DE L'ÉTUDE GSIEN

Notre propre étude (1) porte sur les conséquences de la fusion complète du cœur et de la perte de confinement d'un réacteur de 3.200 MWh à uranium qui a fonctionné trois ans. Elle repose sur les hypothèses suivantes :

— Un inventaire en curies des radioéléments présents dans le réacteur, conforme à celui que l'on peut déduire du cours du génie atomique.

— Des taux de relâchement dans l'atmosphère des produits radioactifs identiques à ceux du rapport COL.

— La dosimétrie interne (estimation de la dose reçue en reins pour une curie de radioélément inhalé) adoptée par la Commission des Radiations, Comité II (5), en modèle exponentiel (tables 5 et 12 de (5)).

— Une hypothèse de faible rugosité du sol.

— Une estimation de la vitesse de dépôt au sol des particules contenues dans le nuage radioactif nulle ou minimale.

— Des conditions météorologiques (pessimistes) de stabilité de l'atmosphère identiques à la fois au rapport RSS et au rapport COL, et le vent de 2 m/s du rapport RSS.

D'après cette étude, la zone où l'irradiation due à la seule inhalation de l'air contaminé lors du passage du nuage radioactif est supérieure à 500 rems (en dose cumulée, après inhalation, sur une durée de contamination interne de 50 ans) à la forme d'un ovoïde, sous le vent du réacteur, de plus de 100 km de long et de 3 km de large. On peut constater que dans ces hypothèses, les estimations du rapport COL sont confirmées en ordre de grandeur.

Nous avons fait varier certaines des hypothèses précédentes :

— Si on adopte une rugosité du sol comparable à celle du rapport RSS, et une estimation de la vitesse de dépôt au sol de la version préliminaire (4) de ce rapport, la longueur de cette zone est ramenée à 60 km.

— Si on adopte pour estimation de la vitesse de dépôt au sol celle de la version définitive du rapport RSS, cette longueur est ramenée à 20 km.

— Si de plus on utilise la dosimétrie RSS, elle est ramenée à moins de 10 km, c'est-à-dire à peu près la longueur de la zone mortelle du rapport RSS.

Pour chaque hypothèse, ces résultats, si on veut les considérer en valeur absolue, sont à prendre avec des réserves sur la validité des modèles de calcul et des paramètres utilisés, en particulier ceux de la dispersion dans l'atmosphère pour les grandes distances. Mais ces réserves pouvant être faites dans les deux sens, optimiste ou pessimiste, l'attitude prudente est d'estimer ces modèles et paramètres comme plutôt sous-estimatifs des dangers (le fait que nous les ayons utilisés pour un travail de comparaison ne signifie nullement que nous les accréditions en totalité, et sur certains points même, ils nous sont apparus comme fortement criticables).

## CONCLUSION

Nous pensons pouvoir dire que les différences entre les rapports Ramussen et de Cologne proviennent

— pour une part assez importante de l'estimation de l'inventaire en curies et des taux de libération,

— pour une part plus importante de la dosimétrie,

— pour une part encore plus importante du choix des paramètres de dispersion dans l'environnement.

Notre étude GSIEN, établie à partir des documents CEA et de la dosimétrie CIPR 2 :

— confirme l'ordre de grandeur des valeurs d'irradiation du rapport de Cologne COL ;

— fait apparaître que l'estimation de la vitesse de dépôt au sol, vitesse qui est très mal connue d'après ce que reconnaît le rapport RSS lui-même (réf. 3, p. B-2) influe fortement sur l'estimation de la dispersion à moyenne et grande distance, et que la valeur choisie par RSS est fortement optimiste.

En résumé, le rapport Ramussen apparaît comme fortement sous-estimatif des dangers relativement au rapport de Cologne, tant par les hypothèses retenues que par la valeur des paramètres, sur tous les points.

Il est même fortement sous-estimatif, sur certains points des plus importants, relativement à sa propre version préliminaire.

Nota : le remplacement sans justification dans la version définitive du rapport Ramussen de certaines valeurs de paramètres (à première vue anodine mais ayant en fait une grande incidence sur les résultats) par des valeurs plus optimistes ne semble pas avoir été noté par la commission américaine (14) chargée du reexamen de ce rapport.

## BIBLIOGRAPHIE

- G.S.I.E.N. Analyse comparée de quelques études sur l'estimation des conséquences radiologiques d'un accident grave de réacteur nucléaire - II Données, calculs et résultats. GSIEN-Provence - 3, place Victor Hugo, 13003 Marseille, mars 1979.
- Études comparatives des conséquences des accidents les plus graves susceptibles de se produire dans un centre de retraitement ou une centrale nucléaire. Paru dans Ecologie-Hebdo, suppl. au numéro 264, nov. 1977.
- KFK 1800 - Nuklearschadstoffe in der nachunfallatmosphäre eines leichtwasser - reactor LXR containments. Kernforschungszentrum Karlsruhe. Juin 1973.
- WASH 1400. Annexe VI (Rapport Ramussen version définitive) US Nuclear Regulatory Commission Reactor Safety Study. An assessment of accident risks in US Commercial Nuclear Power Plants. Oct. 1975.
- Draft-WASH 1400 (Rapport Ramussen version préliminaire) voir par exemple Rev. of Modern Phys. 47, Suppl. n° 1. Summer 1975, p. 1-111.
- Recommandations de la Commission Internationale sur la Protection contre les Radiations. Publication CIPR2 (1959), Paris Gauthier-Villars 1963.
- Protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants. Journal Officiel n° 1420 (1976).
- Cours du Génie Atomique, Tome 1 - PUF 1963.
- R. Le Quinio. Evaluation de la diffusion d'effluents gazeux en atmosphère libre à partir d'une source ponctuelle continue. Abaques et commentaires Rapport CEA R 3945 1970.
- J. Bessis. Calcul des conséquences radiologiques d'un accident de pile. CEA, R 4136, 1971.
- A. Doury. Une méthode de calcul pratique et générale pour les prévisions numériques des pollutions atmosphériques CEA R 4280, 1972.
- A. Garnier. Méthodologie d'évaluation des doses à la population résultant des rejets radioactifs dans l'atmosphère CEA R 4781, 1976.
- J.M. Quinault. Cartographie prévisionnelle des moyennes à court terme de pollution atmosphérique. CEA R 4837, 1977.
- M. Grandin. Irradiation externe pendant et après le passage du nuage radioactif CEA R 4844, 1977.
- NUREG/CR. 0400
- Risk assessment review group report to the US Nuclear Regulatory Commission. Sept. 1978.
- Pasquill. Atmospheric Diffusion 1962.
- Sutra-Fourcade. L'Énergie nucléaire Accidents et incidents. CEA. B1B. 164, 1969.

TABLEAU 1

Accident d'un réacteur à uranium de 3200 MWth, ayant fonctionné au moins trois ans.

Situation météorologique : très stable, vent de 2m/s.

Irradiation en remis d'une personne se trouvant sous le vent du réacteur, sur la ligne de vent passant sous le réacteur.

Organe - RSS : moelle osseuse - COL et GSIEN : corps

HYPOTHESE					
		Vol. air inhalé $10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$	Type irradiation	Rugosité du sol	Vitesse de dépôt cm/s
	RSS (3)	2,66	1 <sub>1</sub> + 1 <sub>2</sub> + 1 <sub>3</sub>	Moyenne	1
	COL (2)	3,47	1 <sub>1</sub> + 1 <sub>2</sub> + 1 <sub>3</sub>	Faible	0
G S I E N	a	3,47	1 <sub>1</sub>	Faible	0
	b	3,47	1 <sub>1</sub>	Moyenne	0
	c	3,47	1 <sub>1</sub>	Moyenne	0,2
	d	3,47	1 <sub>1</sub>	Moyenne	1

IRRADIATION (en Rems)					
Distance (km)	1	10	30	100	
RSS (3)	$3.10^4$	$6.5.10^2$	50	—	
COL (2)	$1.3.10^6$	$4.7.10^4$	$1.3.10^4$	$4.6.10^3$	
G S I E N	a	$4.4.10^5$	$1.8.10^4$	$4.4.10^3$	$1.1.10^3$
	b	$2.2.10^5$	$9.1.10^3$	$1.8.10^3$	$5.5.10^2$
	c	$1.9.10^5$	$7.9.10^3$	$1.8.10^3$	$2.3.10^2$
	d	$1.6.10^5$	$2.2.10^3$	$1.8.10^2$	8

## Taux de libération

	Kr-Xe	I	Cs-Rh	Te-Sb	Be-Sr	Ru (1)	La (2)	Pu
RSS	0,9	0,7	0,5	0,3	0,06	0,02	0,004	0,004
COL GSIEN	1	1	0,9	0,25	0,2	0,05	0,01	0,01

- (1) Ru, Rh, Co, Mo, Te  
(2) La, Y, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd.

## Notes sur le tableau 1

## Durée du fonctionnement du réacteur

— RSS et GSIEN : 3 ans, le combustible étant renouvelé annuellement par tiers.

— COL : 4 ans, apparemment sans renouvellement du combustible. Pour faire une comparaison cohérente avec RSS et GSIEN, il faut en gros, diviser par 2 les résultats de la colonne COL, pour tenir compte des différences dans l'irradiation du combustible.

## Volume d'air inhalé par unité de temps

—  $2,66.10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  : homme moyen presque au repos.  
—  $3,47.10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  : travailleur standard en activité. Ce dernier volume respiratoire peut être encore très sous-estimatif des dangers, si on l'applique à une personne non standard et dans un état d'effolement provoqué par l'accident.

## Types d'irradiation

1<sub>1</sub> : Irradiation par inhalation de l'air contaminé du nuage. Dans RSS, la dose est calculée pour un temps d'action des radioéléments dans l'organisme, pour la moelle osseuse, de quelques semaines. Le critère de mortalité dans les jours qui suivent l'irradiation est estimé par RSS à 600 rem.

Dans COL et GSIEN, la dose est calculée pour le corps, jusqu'à élimination des radioéléments dans l'organisme, ou au maximum 50 ans. On estime à une forte probabilité la mort, immédiate ou différée, consécutive à une irradiation supérieure à 600 rems.

f<sub>2</sub>: Irradiation externe due au rayonnement du nuage.

f<sub>3</sub>: Irradiation externe due au rayonnement du sol contaminé, pour un certain temps de séjour sur celui-ci. Ce temps est de 24 heures dans RSS. On ignore si les deux dernières irradiations sont prises en compte dans COL, mais s'il en est ainsi, le calcul montre que ce temps ne doit pas excéder 24 heures.

#### Dispersion atmosphérique - Rugosité du sol, vitesse de dépôt

Le modèle de diffusion atmosphérique (gaussien) est le même dans les trois études, ainsi que les paramètres de dispersion. Les différences proviennent des hypothèses faites sur la nature de l'environnement (rugosité du sol), la présence de bâtiments ou de taillis ayant pour effet d'augmenter la dispersion, donc de diminuer la concentration du nuage, et surtout de la vitesse de dépôt au sol des particules radioactives contenues dans le nuage : une vitesse élevée aurait pour conséquence d'augmenter la contamination du sol à courte distance (dans une zone de toute façon mortelle par la seule inhalation de l'air contaminé lors du passage du nuage radioactif), mais aussi de diminuer considérablement la concentration du nuage à moyennes et grandes distances. Une estimation élevée de cette vitesse est donc une hypothèse sous-estimatrice des dangers. Elle est d'autant plus optimiste que cette vitesse est mal connue et qu'on peut même se demander si on est en droit de la prendre en compte, les expériences de mesure de dépôt ayant été faites sur des particules électriquement neutres, alors que celles du nuage radioactif sont ionisées, ce qui doit contribuer notablement à leur suspension dans l'air.

Nota : les valeurs d'irradiation indiquées dans la colonne COL sont celles du rapport de Cologne divisées par 2 pour passer de la vitesse de vent de 1m/s adoptée dans ce rapport, à la vitesse (plus optimiste) de 2m/s du rapport Rasmussen.

#### Hauteur de libération : 0 mètre

Les résultats des différentes études présentées ici correspondent à une hauteur de rejet hors de l'enceinte au niveau du sol. Une hypothèse de hauteur non nulle n'entraînerait une diminution significative de la concentration du nuage qu'à des distances inférieures à 10 km, c'est-à-dire dans une zone de toute façon mortelle, et aurait même pour effet d'augmenter, dans le cas de vitesse de dépôt au sol non nulle, la concentration au-delà de cette distance. L'hypothèse de la nullité n'est donc pas sur-estimatrice du danger.

Remarque : A durée d'irradiation du combustible égale et compte tenu de ce que le rapport de COL a pu prendre en compte les irradiations externes, il y a une bonne concordance entre les résultats de COL et GSIEN.

#### Notes sur le tableau 2

La dosimétrie interne pour le corps n'est mentionnée que pour la version préliminaire (4) du RSS. La comparaison directe entre RSS (3) et COL et GSIEN n'est pas possible, RSS abandonnant dans la version définitive le corps comme organe de référence au profit de la moelle osseuse. Cependant la dosimétrie de tous les autres organes ayant été revue en baisse entre les deux versions RSS (surtout ce qui est troublant, pour les radioéléments les plus nocifs), il

est probable que RSS est encore plus optimiste pour la dosimétrie de la moelle osseuse dans sa version définitive, qu'il ne l'était pour la dosimétrie du corps dans sa version préliminaire.

Le fait que l'estimation de la dose <sup>90</sup>Sr pour le corps est dix fois plus faible dans RSS que la dose CIPR2 ne peut s'expliquer que, soit par le choix en modèle dosimétrique exponentiel d'une énergie efficace du <sup>90</sup>Sr, et de <sup>90</sup>Y et d'une période d'élimination biologique du Sr plus optimistes que celles indiquées par la CIPR2, soit par le recours à un autre modèle dosimétrique, dit d'une fonction puissance, plus optimiste que le premier et sur lequel la CIPR2 avait formulé les réserves les plus nettes.

On notera de plus que <sup>137</sup>Cs, <sup>89</sup>Sr, <sup>90</sup>Sr, <sup>140</sup>Ba sont les éléments estimés comme étant les plus nocifs pour le poumon en dosimétrie CIPR2, et qu'ils sont parmi les éléments dont la dose Poumon a été le plus diminuée entre la version préliminaire et la version définitive du rapport Rasmussen.

Tableau 2

Optimisme du rapport RSS relativement au COL

Estimation ou hypothèse	Conséquences
L'activité du réacteur à égalité d'irradiation du combustible, est pour le <sup>90</sup> Sr 2 fois plus faible dans RSS.	L'irradiation interne est, en dosimétrie CIPR2 pratiquement divisée par 2.
Le taux de libération des alcalino-terreux (dont le <sup>90</sup> Sr) est 3, trois fois plus faible dans RSS.	L'irradiation interne est pratiquement divisée par 3.
Le volume d'air inhalé par unité de temps est 1, 3 fois plus faible dans RSS.	L'irradiation interne est exactement divisée par 1,3.
La dosimétrie interne pour le corps est, pour <sup>90</sup> Sr, 10 fois plus faible dans RSS.	L'irradiation interne est pratiquement divisée par 10.
Présence de bâtiments sur le parcours du nuage (rugosité du sol).	Cela réduit dans GSIEN la long. de la zone des 600 rems, de plus de 100 à 90 km.
La vitesse de dépôt au sol des particules radioactives est de 1 cm/s dans RSS au lieu de 0.	Cela réduit dans GSIEN cette longueur de 90 à 20 km.

Optimisme du rapport RSS version définitive (3) relativement au RSS version préliminaire (4)

Estimation ou hypothèse	Conséquences
La teneur en <sup>90</sup> Sr du réacteur est 1,4 plus faible dans la version définitive.	L'irradiation interne est en dosimétrie CIPR2 pratiquement divisée par 1,4.
La dose interne Poumon, est divisée par 4 pour le <sup>137</sup> Cs par 10 pour <sup>89</sup> et <sup>90</sup> Sr, 20 pour le <sup>140</sup> Ba.	L'organe Poumon n'entre pas en cpte avec la moelle osseuse comme organe critique.
La vitesse de dépôt au sol est multipliée par 5 (1 cm/s au lieu de 0,2 cm/s).	Cela réduit dans GSIEN la long. de la zone des 600 rems de 60 à 20 km.

# la sécurité des réacteurs nucléaires de type américain\* (Rasmussen)

## 1. LE RAPPORT RASMUSSEN OU L'INFORMATION TRUQUÉE

La publication d'une étude allemande de sûreté des réacteurs à eau légère, très sérieuse et très complète est donnée pour imminente. Mais la pièce maîtresse des études de sûreté nucléaire reste le rapport Rasmussen (RSS = Reactor Safety Study, WASH-1400, oct. 1975 (3)) avec ses 300 pages, fruit de trois ans et demi de travail, et qui a coûté 4 M. Sa conclusion la plus citée est condensée dans le célèbre graphique qui montre que les accidents des réacteurs à eau légère sont comparables, en fréquence et en gravité des conséquences, aux chutes météorites. L'objectivité scientifique y a été invoquée pour ne comparer que ce qui est comparable : la mortalité par effet immédiat. On n'y a pas tenu compte, notamment, de la mortalité différée, sous prétexte qu'elle est peu étudiée pour les autres types d'accidents, tout en montrant ailleurs dans le même rapport que, pour le cas des réacteurs à eau légère, elle peut être supérieure d'un facteur 700 à la mortalité « immédiate ». Cet exemple classique de truquage de l'information fait l'objet de la fiche technique n° 20 (4). Parmi les nombreuses critiques du RSS (5) et d'autres études de sûreté, les plus fouillées proviennent de l'UCS (Union of Concerned Scientists (6)) qui se sert d'un outil de travail récent et très américain, le Freedom of Information Act, qui permet aux citoyens américains l'accès à tout document officiel non soumis au secret militaire. Est-il bien vrai que l'Europe suit les USA à cinq ans de distance ? L'UCS analyse (7) les dessous de l'étude Brookhaven de 1957 (WASH-740) (8) et de sa mise à jour jamais publiée, ainsi que les 50.000 pages de documents de travail du RSS. On y trouve une multitude d'informations croissantes sur les imbrications avec l'industrie et la Commission de l'Énergie Atomique (AEC) d'un groupe de travail dont l'indépendance était vantée, et les meilleures critiques techniques, celles des experts de l'AEC, dont le rapport final ne tint pas compte. Nous allons résumer cette analyse, et la compléter parfois sur des points de détail.

## 2. LE RAPPORT DE BROOKHAVEN (WASH-740)

En mars 1957, l'AEC soumit au Congrès Américain l'étude WASH-740 qui ne chiffrait pas encore la probabilité d'un accident grave, mais qui donnait ses conséquences possibles : 3400 morts, 43.000 blessés, 7 milliards de dollars de dommages matériels, pour un réacteur de 500 MWth (150 MWe), situé à 50 km d'une grande ville. Il faut se rappeler le climat particulier de l'époque. Après le premier succès de Westinghouse, qui avait, dès 1954, équipé le Nautilus d'un PWR, le gouvernement américain, conseillé par ses scientifiques, faisait de gros efforts pour inciter l'industrie et les producteurs d'électricité à s'engager dans le nucléaire civil. L'AEC commandait et cofinancait les premières centrales électronucléaires. Le rapport WASH-740 atteignit son but, qui était de convaincre le Congrès à voter le Price-Anderson Act, proposé par l'AEC. Cette loi était destinée à vaincre les réticences des producteurs d'électricité en limitant, pour la première fois dans l'histoire des pays industrialisés, leur responsabilité civile à 80 millions de dollars, et ceci pour une période de « lancement » de dix ans. En cas d'accident grave, le gouvernement devait intervenir avec des indemnisations supplémentaires limitées à 500 millions de dollars.

Les principaux pays européens imitèrent rapidement les USA en tout ceci.

## 3. LA MISE A JOUR DE WASH-740 (WASH 740 UPDATE)

En 1964/65, à l'approche de la date d'échéance du Price Anderson, l'AEC entreprit de mettre à jour l'étude de WASH-740, en espérant démontrer la maturité maintenant acquise par l'industrie électronucléaire. Hélas, on dut constater qu'on ne savait toujours pas garantir le confinement des gaz radioactifs en cas de fusion du cœur, et que la gravité des accidents augmentait avec la puissance des réacteurs. C'était la période d'expansion de l'industrie nucléaire, et l'AEC décida de ne pas publier un rapport qui ne pouvait qu'alarmer le public. Le Price Anderson Act fut prorogé de dix ans.

## 4. LA FIABILITÉ DU ECCS (Emergency Core Cooling System)

En revanche, l'AEC se rendit compte de l'importance cruciale du ECCS (Système d'Urgence de Refroidissement du Cœur) qui devait empêcher toute fusion du cœur, à tel point qu'il se résolut à entreprendre des tests expérimentaux. Jusqu'alors, on s'était borné à prouver l'infailibilité du ECCS par le calcul. Mais les tests effectués à Idaho en 1970/71 sur une maquette de réacteur chauffée électriquement, montrèrent qu'en cas d'un accident par perte de refroidissement (LOCA), l'eau du ECCS, plutôt que de refroidir le cœur s'en allait par le même chemin, par où l'eau du circuit primaire s'était échappée. L'AEC était désormais en crise, et devait le rester jusqu'à son éclatement fin 1974. Une politique sommaire et volontariste d'homologation du ECCS et d'autorisation de nouvelles centrales s'accompagna d'une autocensure stricte face au désarroi croissant des scientifiques de l'AEC.

## 5. LE RAPPORT RASMUSSEN (WASH-1400)

Devant les premiers remous dans l'opinion publique peu encline à s'en remettre à un système de sécurité aussi aléatoire, une évidence s'imposa : il fallait à la fois calculer la probabilité d'un accident grave, et montrer qu'elle était négligeable. Plusieurs documents attestent que c'est bien cette double tâche qui fut confiée, en mars 1972, au groupe présidé par le professeur N. RASMUSSEN, du MIT (Institut de Technologie du Massachusetts), personnalité indépendante. Il ne reste plus rien de l'indépendance de M. RASMUSSEN vis-à-vis de l'industrie nucléaire. Quand il avait encore la charge du RSS, il était déjà conseiller de la Reddy Communications, firme spécialisée dans les relations publiques et l'industrie nucléaire.

Le rapport préliminaire fut publié en août 1974, le rapport final à la fin octobre 1975, juste à temps pour le troisième débat parlementaire sur le Price Anderson Act. A la fin de 1975, la validité de la loi fut prorogée jusqu'en

\* Le lecteur européen (et a fortiori japonais) n'omettra pas de multiplier ultérieurement par le rapport entre la densité de la population locale et celle autour de Surry et Peach Bottom, les deux réacteurs qui font l'objet du RSS.

1987, cette fois-ci avec la clause que la part de garantie assumée par le gouvernement devait progressivement être prise en charge collectivement par tous les détenteurs de licences de centrales nucléaires. Quant à la limitation globale de la garantie à 560 millions de dollars, elle a résisté vaillamment à la dépréciation du dollar et à la multiplication par huit de la puissance des réacteurs. L'amendement du Sénateur M. GRAVEL, visant à supprimer la limitation de la responsabilité civile, fut rejeté à une écrasante majorité (9). Quant au RSS, dont la publication fut patronnée par la NRC qui avait pris la suite de l'AEC, le rapport de l'UCS dévoile un certain nombre d'irrégularités et d'incongruités : nous allons en citer deux.

## 6. QUALITY ASSURANCE / QUALITY CONTROL

La conformité et le contrôle de la qualité des matériaux constituent le problème dominant de la sûreté nucléaire. Le Dr. E. GILBERT était chargé du chapitre correspondant du RSS. Deux notes à ses collaborateurs, d'octobre et novembre 1973, font étalage de ses perplexités devant l'énormité de la tâche qui lui est assignée : obtenir de manière scientifique et crédible, et en un temps limité, un résultat établi d'avance. Il voit deux solutions possibles :

a) Analyser l'ensemble de la question pour les deux réacteurs-témoins analysés par le RSS, mais le travail est énorme, il faudrait aller voir tous les sous-terrains, etc., trop de défauts pourraient apparaître et enfin, « les faits pourraient ne pas appuyer nos conclusions prédéterminées » ; ou bien,

b) Se limiter aux tests effectivement conduits par l'AEC : les dossiers sont dans ce cas faciles d'accès, mais la confiance du public risquerait d'être ébranlée au cas où ces inspections très incomplètes auraient révélé des défauts majeurs. Une solution de compromis est élaborée en détail dans le deuxième memorandum de M. Gilbert. La stupéfiante conclusion de ce débat, dont on ignore la suite, est que le rapport Rasmussen ne contient pas de chapitre sur la conformité et le contrôle de qualité.

## 7. LES AUDITIONS INTERNES D'EXPERTS

Deux mois avant la publication du rapport préliminaire WASH-1400 Draft, les parties déjà prêtes furent examinées pendant deux semaines, en juin 1974, par douze experts de l'AEC et indépendants. Le ton général des commentaires était favorable pour le calcul des probabilités, et défavorable pour le modèle des conséquences, qui fut complètement refait pour le rapport définitif... cette fois sans audition interne d'experts. Parmi les critiques formulées par ces experts, le rapport de l'UCS reproduit celles qui remettaient en cause la méthode ou les hypothèses utilisées, et qui furent donc écartées. D. KLEITMAN, du MIT, qui est spécialiste en statistique et probabilités, ce qui n'est pas le cas pour son collègue N. RASMUSSEN, relève le traitement incorrect des probabilités de probabilités, et conseille de multiplier toutes les probabilités d'accidents par 2,5. Il obtenait ainsi une probabilité de fusion du cœur de 1/7000 par réacteur et par an, contre 1/17000 des rapports (préliminaire et final). L'UCS souligne, ici et ailleurs, la manière publicitaire dont l'AEC, et ensuite la NRC utilisaient le RSS. Dès janvier 1974, la fouguese présidente de l'AEC, Dixy Lee Ray, avait annoncé devant le National Press Club, la publication imminente du RSS, et relevé une probabilité quasi nulle de fusion du cœur, de 10<sup>-6</sup>... Aussi bien, S.H. HANAUER que R. DE YOUNG soulignent la prédominance des « common mode », pannes simultanées et corrélées de plusieurs systèmes dans une situation où la probabilité de panne des systèmes individuels est très faible (< 10<sup>-3</sup>), et ils déplorent l'absence d'analyse des pannes

multiples corrélées qui ont effectivement eu lieu, ainsi que des « near misses » (des accidents évités de justesse). R. de Young dresse une liste impressionnante de pannes possibles dont le RSS ne parle pas, alors qu'il se dit exhaustif. R. de Young qualifie comme « totalement inacceptable » le fait que la possibilité de sabotage ne soit pas considérée dans le rapport.

Dès la parution du rapport préliminaire, l'AEC organisa une deuxième étude critique qui dura deux mois et révéla que le rapport tenait insuffisamment compte des tremblements de terre et ne considérait ni la perte de la salle de contrôle, ni l'abandon du réacteur, ni la possibilité d'incendies majeurs (sept mois après la publication du rapport final, l'incendie dans les galeries du réacteur de Browns Ferry faillit provoquer une fusion du cœur). Enfin, la généralisation des résultats à l'ensemble des PWR et BWR était problématique. Mais S.H. HANAUER, qui avait dirigé cette étude, rassura N. Rasmussen, le 5 décembre 1974: elle n'entraînerait « aucune difficulté » pour le rapport final. En février 1975, le nouveau président de la NRC nouvellement créée, fit part à la Commission du Congrès de son intention de passer en revue, et le rapport final et les commentaires du public avant de le publier. Mais, pressé par le débat sur la prolongation du Price-Anderson Act, il autorisa la publication du rapport final, le 30 octobre 1975, et l'endossa sans autre effort critique.

## 8. LE PROGRAMME LOFT

Après les essais infructueux du ECCS de 1970/71, l'AEC ne s'était pas bornée à commander le RSS, mais avait décidé de construire un vrai réacteur expérimental de 55 MWth (LOFT) pour y faire des tests de ECCS plus réalistes. Ce programme a connu des difficultés budgétaires et techniques. Les rares informations qui filtrent dans la presse spécialisée (10) donnent à penser que seuls des tests non nucléaires ont été effectués avec succès, à partir de 1976.

Actuellement, en 1978, il semble qu'on ait jugulé un LOFT sans trop de problèmes, simplement il reste à prouver qu'il est possible de l'étendre aux réacteurs de puissance où la configuration est difficile et où les puissances développées sont beaucoup plus considérables.

## RÉFÉRENCES

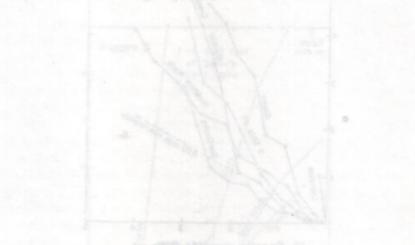
- « Les conséquences graves dans les Centres de retraitement et dans les Centrales nucléaires ». Rapport et interprétation de deux études confidentielles d'août et novembre 1976 de l'Institut de Cologne pour la Sûreté des Réacteurs, dans *Écologie-Hebdo* n° 264.
- M. SENÉ : « Analyse critique du Rapport de l'Institut de Sûreté des Réacteurs de Cologne », GSIEN, fiche n° 24 (janvier 1978).
- WASH-1400 (NUREG 75/014), octobre 1975.
- D. LALANNE, Fiche technique GSIEN n° 20, avril 1977.
- L'étude APS : Rev. of Mods Physics 47, Suppl. n° 1, été 1975. Commentaires et résumés : Science, Vol. 192, p. 1312, juin 1976. Le numéro de septembre 1975 du Bulletin of the Atomic Scientists.
- H.W. KENDALL et al., Preliminary Review of AEC Reactor Safety Study (UCS, Cambridge, Mass. Déc. 1974). H.W. KENDALL, Nuclear Power Risks (UCS, Cambridge, Mass, June 1975).
- D.F. FORD, A History of Federal Nuclear Safety Assessment (UCS, avril 1977, env. 140 p., disponible au GSIEN).

## GSNI — FICHE TECHNIQUE N° 31

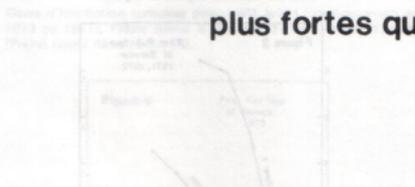
Les irradiations dues aux L.W.R. plus fortes que celles prévues\*  
 Les problèmes des irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. ont été étudiés avec une attention croissante ces dernières années (1-3). Selon le rapport GESMO (4), publié par la Commission de contrôle nucléaire américaine (NCR) en 1976, cette irradiation devait être la seule contribution importante à la dose reçue par le corps entier pendant tout le cycle du combustible nucléaire. Pour les 40 années de dose nécessitées par le programme nucléaire américain, une moyenne sur 25 années de fonctionnement (1975-2000) avait été estimée à environ 2000 hommes rem/GW(e) an. Environ la moitié de cette dose n'est pas professionnellement programmée. Environ un quart de la dose, soit 750 h rem/GW(e) an est due à une irradiation professionnelle programmée dans les L.W.R.

Les moyennes annuelles actuelles des irradiations dans les L.W.R. obtenues à partir des documents recueillis par la

Commission de contrôle nucléaire américaine (NCR) en 1976, sont présentées dans le tableau 1. On voit que les irradiations actuelles sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs. Les irradiations actuelles sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.



Commission de contrôle nucléaire américaine (NCR) en 1976, sont présentées dans le tableau 1. On voit que les irradiations actuelles sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.



Les problèmes des irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. ont été étudiés avec une attention croissante ces dernières années (1-3). Selon le rapport GESMO (4), publié par la Commission de contrôle nucléaire américaine (NCR) en 1976, cette irradiation devait être la seule contribution importante à la dose reçue par le corps entier pendant tout le cycle du combustible nucléaire. Pour les 40 années de dose nécessitées par le programme nucléaire américain, une moyenne sur 25 années de fonctionnement (1975-2000) avait été estimée à environ 2000 hommes rem/GW(e) an. Environ la moitié de cette dose n'est pas professionnellement programmée. Environ un quart de la dose, soit 750 h rem/GW(e) an est due à une irradiation professionnelle programmée dans les L.W.R.

Les moyennes annuelles actuelles des irradiations dans les L.W.R. obtenues à partir des documents recueillis par la

Commission de contrôle nucléaire américaine (NCR) en 1976, sont présentées dans le tableau 1. On voit que les irradiations actuelles sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Actuellement, les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

Les irradiations professionnelles programmées dans les L.W.R. sont en moyenne supérieures à celles prévues. Cette situation est due à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs, à l'augmentation de la puissance et à l'augmentation de la durée de vie des réacteurs.

NRC depuis 1969 (5-7) montrent un excès de 1000 h rem/GW(e) an (table 1 extraite de la réf. 7).

A cause de l'activation des matériaux, l'irradiation professionnelle programmée dans les réacteurs s'accroît avec le vieillissement du réacteur ; ceci indique que les moyennes d'irradiation s'accroîtront davantage dans une industrie nucléaire comportant relativement plus qu'actuellement de réacteurs ayant déjà un certain temps de fonctionnement (1-2). Il est utile de souligner avec force que tout accroissement de l'irradiation à partir des niveaux actuels devrait être évité.

\* Robert O POHL Nuclear Engineering International (Fev. 79) (Traduction Monique SENE).

\*\* LWR : Light Water Reactor : réacteurs à eau légère (PWR et BWR).

Les Instituts de protection contre les radiations des cinq pays scandinaves ont essayé de limiter l'irradiation professionnelle programmée dans les réacteurs, à 200 h rem/GW(e) et récemment cette limite a été reprise pour les programmes nucléaires en cours de réalisation (9).

Actuellement, les connaissances sont trop limitées pour faire des prédictions valables sur les performances futures des réacteurs, à partir de ceux existants, sans parler de ceux en cours de construction ou de ceux qui seront construits avec, comme objectif, une irradiation immédiate.

Mais l'étude complète des LWR actuellement en fonctionnement peut se révéler très utile pour réaliser correctement les futurs réacteurs.

Les résultats rassemblés dans les figures 1 à 5 sont extraits de la réf. 7. C'est une publication de Charles HINSON et Barbara BROOKS faite avec la documentation de la NRC ; elle doit être considérée comme préliminaire.

Dans le tableau 2 sont rassemblées les informations sur les LWR étudiés. Les données portées sur les courbes se rapportent aux irradiations professionnelles cumulées en homme rem, données en fonction de l'énergie électrique produite, mesurée en Giga Watts/an. Chaque point correspond à une année calendaire de fonctionnement.

Sur les figures 1 à 4 les données sont rassemblées de façon à pouvoir comparer des réacteurs ayant les mêmes années de fonctionnement.

La figure 1 donne les LWR dont la première année de plein fonctionnement est 1969 et 1970.

La figure 2, ceux de 1971 et 1972 (sauf pour POINT BEACH).

La figure 3, ceux de 1973 et 1974 et la figure 4, ceux de 1975.

Les réalisations les plus récentes ne sont pas montrées puisque leur histoire est trop courte.

Sur la figure 5 sont montrés les analyses d'INDIAN POINT et DRESDEN : deux centrales avec chacune deux réacteurs mais ayant démarré à des dates différentes. Si on se basait sur les dates de démarrage, OCONEC devrait figurer sur les figures 3 ou 4. Mais comme la production dépasse 5 GW(e) an, il est plus facile de le porter sur la figure 5. Finalement sur la figure 6 se trouvent trois centrales ayant démarré en 1969. Notons que la comparaison est impossible entre ces trois centrales ainsi qu'entre IDIAN POINT, DESDEN et les autres réacteurs, parce que leurs données ne sont pas extraites du rapport de la NRC. Cependant, leur fonctionnement est montré pour avoir un aperçu complet de la situation.

Quoique l'irradiation relevée sur chaque site varie d'un réacteur à l'autre, trois conclusions générales se dégagent :

### 1. Figures 1 à 3 :

Toutes les courbes montrent un accroissement des doses d'irradiation (irradiation par unité d'énergie produite). Cet accroissement est fonction du vieillissement de l'installation. Cette tendance est particulièrement évidente sur la figure 1 mais également claire sur les figures 2 et 3. Pour pouvoir comparer les différentes courbes, une ligne en pointillés représente les 570 h rem/GW(e) an sur chaque graphique. Rappelons que c'est la moyenne que la NRC recommandait pour le fonctionnement entre maintenant et l'an 2000.

L'irradiation actuelle relevée pour chaque site est nettement au-dessus de cette valeur après quelques années de fonctionnement.

Sur la figure 1, tous les réacteurs sont déjà en phase d'accroissement de dose. Sur la figure 2, un site se maintient juste au-dessus de la limite (POINT BEACH). Parmi les réacteurs dont le plein fonctionnement se situe entre 73-74 (figure 3), quatre centrales sont entrées plus vite dans leur période d'accroissement, tandis que parmi les réacteurs démarrés en 1975 (fig. 4), un seul centre semble aussi avoir

un fort accroissement des doses (PEACH BOTTOM).

Pour les sites les plus anciens une irradiation moyenne entre 1500 et 2500 h rem/GW(e) an apparaît raisonnable après les premières années. De même sur la figure 3 ces valeurs ne semblent pas déraisonnables.

Pour les sites les plus anciens une irradiation moyenne entre 1500 et 2500 h rem/GW(e) an apparaît raisonnable après les premières années. De même sur la figure 3 ces valeurs ne semblent pas déraisonnables.

Cette observation appuie les arguments mis en avant par MARTIN et GARRETT et souligne le besoin de prévenir l'augmentation des doses (voir à ce sujet GARRETT et ANDERSON (3)).

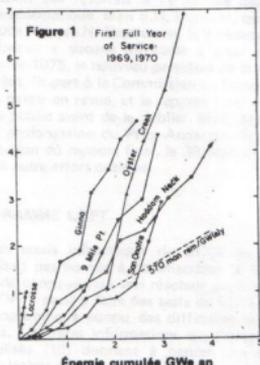


Figure 1  
First Full Year of Service 1969, 1970

Doses d'irradiation cumulées pour les LWR dont le plein fonctionnement est entre 1969 et 1970. Le dernier point est en 1977 (Ginno démarré en mars 70, n'est pas en plein fonctionnement en 70). La ligne en pointillés donne les 570 h x rem/GW(e) an et est donnée comme référence sur toutes les figures (2 à 6). C'est la limite que la NRC avait estimée pour les LWR entre 1975 et 2000 (IGESMO 1976).

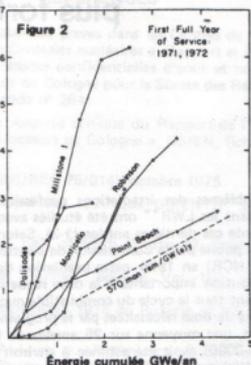


Figure 2  
First Full Year of Service 1971, 1972

Doses d'irradiation cumulées pour les LWR dont le plein fonctionnement est entre 1971 et 1972 (dernier point 1977). Le second réacteur à Point Beach a démarré en 1973 et devrait être sur la fig. 3. Cependant comme le rapport de la NRC donne les doses cumulées pour 2 unités, ils sont portés sur cette figure même s'ils ont démarré après.

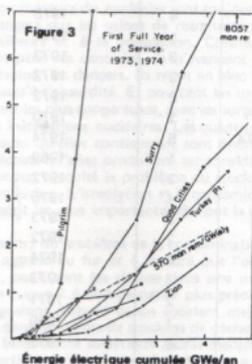
2) La dose pour les centrales les plus vieilles n'approche pas encore une valeur constante quoique la dispersion des données puisse masquer l'effet.

De la même façon, il est encore trop tôt pour expliquer pourquoi la dose croît plus vite pour les sites d'âge intermédiaire que pour les sites les plus récents. Il n'y aura pas de changement dramatique.

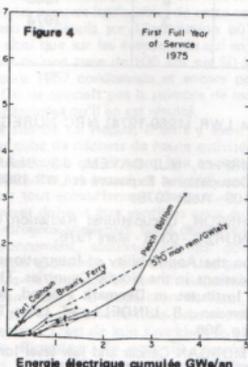
3) Après de différents LWR il a été relevé des différences surprenantes dans les doses mesurées même pour des réacteurs de même génération. Ceci ne permet pas de faire une analyse soignée.

En effet, si c'est lié à des différences entre les réacteurs plutôt qu'à des causes plus ou moins accidentelles, on pourrait trouver le meilleur réacteur.

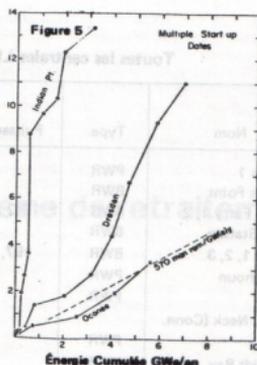
En conclusion, avec le vieillissement des réacteurs on révèle un accroissement marqué des doses d'irradiation dans les LWR américains. Sauf si cette tendance peut disparaître, les prédictions actuelles et les limitations recommandées de moyenne d'irradiation seront largement dépassées. Une étude de l'origine de ce large dépassement de dose relevé auprès des LWR d'âge équivalent est recommandée.



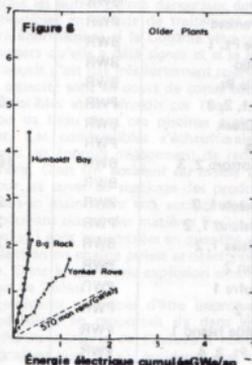
Doses d'irradiation cumulées pour LWR (plein fonctionnement en 1973 ou 1971). Praine Island X Vermont Yankee - Maine Yankee (Paine Island démarré fin 74).



Doses d'irradiation cumulée (plein fonctionnement 1975) Cooper Station Kewanee Arkansas ; X Three Mile Island.



Doses d'irradiation cumulée pour deux centrales avec des réacteurs ayant démarré à différents moments. On a ajouté Oconee parce que les unités sont compatibles.



Doses d'irradiation cumulée pour les LWR démarrés avant 1969.

Table 1  
Moyenne annuelle de l'irradiation dans les LWR américains

	Nombre de réacteurs	Moyenne annuelle h rem/GWe/an
1969	7	1100
1970	9	1700
1971	11	1200
1972	17	1200
1973	23	1800
1974	32	1300
1975	44	1100
1976	53	1200

Table 2

## Toutes les centrales LWR américaines démarrées avant 1975 (réf. 7)

Nom	Type	Puissance (MWe)	Démarrage	Figure	1ère année des données
Arkansas 1	PWR	836	12/74	4	1975
Big Rock Point	BWR	71	3/63	6	1969
Brown's Ferry 1, 2	BWR	2 x 1065	8/74-3/75	4	1975
Cooper Station	BWR	764	7/74	4	1975
Dresden 1, 2, 3	BWR	197, 722, 773	7/60-6/72-11/71	5	1969
Fort Calhoun	PWR	443	6/74	4	1975
GINNA	PWR	470	3/70	1	1970
Haddam Neck (Conn. Yankee)	PWR	550	1/68	1	1969
Humboldt Bay	BWR	63	2/63	6	1969
Indian Point 1, 2	PWR	265-864	10/62-8/73	5	1969
Kewaunee	PWR	515	6/74	4	1975
Lacrosse	BWR	48	9/69	1	1971
Maine Yankee	PWR	760	12/72	3	1973
Millstone Pt. 1	BWR	647	3/71	2	1972
Monticello	BWR	536	6/71	2	1972
Mine Mile Pt.	BWR	610	12/69	1	1970
Oconee 1, 2, 3	PWR	3 x 871	7/73-9/74-12/74	5	1974
Oyster Creek	BWR	620	12/69	1	1969
Palisades	PWR	684	12/71	2	1972
Peach Bottom 2, 3	BWR	1051-1035	12/74	4	1975
Pilgrim	BWR	670	12/72	3	1973
Point Beach 1, 2	PWR	2 x 495	12/70-4/73	2	1972
Prairie Island 1, 2	PWR	2 x 520	12/73-12/74	3	1974
Quad Cities 1, 2	BWR	2 x 769	2/73-3/73	3	1973
Robinson 2	PWR	665	3/71	2	1971
San Onofre 1	PWR	430	1/68	1	1969
Surry 1, 2	PWR	2 x 788	12/72-3/73	3	1973
Three Mile Island 1	PWR	792	9/74	4	1975
Turkey Pt. 3, 4	PWR	2 x 666	12/72-9/73	3	1972
Vermont Yankee	BWR	504	11/72	3	1973
Yankee Rowe	PWR	175	7/61	6	1969
Zion 1, 2	PWR	2 x 1015	12/73-9/74	3	1974

## BIBLIOGRAPHIE

- ALAM MARTIN Occupational Radiation Exposure in LWR's Increasing Nuclear Engineering International, Janv. 1977 (p. 32-34).
- Philip M. GARRET Current Trends in occupational Radiation Exposures at US Commercial Power Reactors, Nuclear Engineering International Avril 77 (pp. 51-54).
- R.C. ANDERSON et S.W.W. Schor-Coordinated Design Reviews to Improve Access and Reduce Radiation Exposure, Nuclear Engineering International, Mars 78 (p. 45).
- US Nuclear Regulatory Commission, Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel LWR (GESMO Report) NUREG - 002 - Aout 1976.
- T.D. MURPHY et G.S. HINSON, Occupational Radiation

Exposure at LWR (1969-1974) NRC NUREG 75 : 103 - Juin 1975.

- T.D. MURPHY, N.J. DAYEM, J.S. BLAND et W.J. PASCIAK Occupational Exposure at LWR 1969-1975 NRC NUREG-0 109 - Aout 1976.
- L.A. JOHNSON, Occupational Radiation Exposure at LWR NRS NUREG - 0323 - Mars 1978.
- Report on the Applicability of International Protection Recommendations in the Nordic Countries. The Radiation Protection Institutes in Denmark Finland, Iceland, Norway and Sweden ; B. LINDELL, ed. Liber Tryck Stockholm 1975, p. 306.
- Karl Z. MORGAN Cancer and low level Ionizing Radiation Bull. Atomic Sci. 34, 30, Sept. 1978.
- C.S. HINSON et B. BROOKS NRS Private Communication 1978.

## les accidents graves dans une usine de retraitement

Les promoteurs du nucléaire sont toujours très discrets sur les dangers que les usines de retraitement font courir aux travailleurs et à la population. Contrairement à ce qu'ils font pour les centrales, ils n'avancent aucun chiffre pour évaluer les dangers. Ils nient en bloc ces dangers et parfois jusqu'à l'absurdité. Et pourtant les usines de retraitement sont les plus dangereuses, avec les surgénérateurs, de toutes les installations nucléaires. Les quantités de produits radiotoxiques qu'elles contiennent sont énormes. Le volume des déchets qu'elles produisent est considérable, posant avec beaucoup d'acuité le problème du stockage et ses risques de pollution. L'irradiation et la contamination du personnel y sont les plus importantes de tout le cycle du combustible.

En dehors du problème de la contamination du personnel qui s'aggrave au fur et à mesure que l'usine vieillit et s'agrandit, quels sont les risques dans une usine telle que celle de la Hague ? Avant de parler plus précisément de La Hague, signalons d'abord qu'un accident majeur s'est produit déjà dans un centre de stockage de déchets radioactifs. Quand le biochimiste soviétique Jaurès Medjedev publia en 1976 un article sur la catastrophe survenue sur une aire de stockage de déchets en URSS à la fin de 1957, les milieux nucléaires français et britanniques nièrent la réalité de cet événement qu'ils déclaraient impossible. Maintenant, ces mêmes milieux ne disent plus rien car Medvedev a apporté récemment les preuves irréfutables de cette catastrophe. On n'a que peu de détails sur l'installation où s'est produit l'accident ainsi que sur les événements qui en sont la cause. Mais on sait qu'une zone de 100 km sur 50 km dans l'Oural est depuis 1957 condamnée et encore pour un temps très long. On ne connaît pas le nombre de morts et de personnes contaminées qu'il en est résulté.

Sur le site de La Hague, il doit y avoir actuellement 500 mètres cube de déchets de haute activité. Ces produits sont dans des cuves qui doivent être surveillées en permanence. Le liquide est brassé et refroidi continuellement, afin d'éviter tout échauffement résultant de leur radioactivité. Les cuves doivent être ventilées pour éviter l'accumulation d'hydrogène provenant de la décomposition de l'eau par le rayonnement, accumulation qui pourrait amener une explosion spontanée de la cuve. Une panne prolongée des systèmes de brassage et de refroidissement conduirait à l'ébullition puis à la disparition de l'eau, suivies de la fusion des sels et la libération des produits de fission dans l'environnement. C'est de loin l'accident le plus grave qu'il est possible d'imaginer. On nous dit : accident hautement improbable car le mécanisme de son déclenchement est assez long (trois jours environ) et qu'une intervention est toujours possible. Nous verrons plus loin un type de scénar-

rio dont la probabilité n'est pas négligeable et qui pourrait conduire à ce type d'accident.

Voyons les autres points dangereux de l'usine. Il y a des combustibles en attente de traitement et leur nombre va croître énormément si la Cogéma veut remplir les contrats étrangers qu'elle a déjà signés et si le programme nucléaire français n'est pas très fortement ralenti. Des piscines de forte capacité sont en cours de construction sur le site. Les combustibles sont refroidis par l'eau des piscines. La disparition de l'eau dans ces piscines arrêterait le refroidissement. Les combustibles s'échaufferaient jusqu'à la fusion avec un énorme dégagement de radioactivité dans l'atmosphère. C'est un accident du même type que celui décrit pour les cuves de stockage des produits de fission.

Venons-en maintenant aux accidents dits de criticité. Ils se produisent quand des matières fissiles (Uranium 235 ou Plutonium) sont rassemblées en quantité suffisante pour qu'une réaction en chaîne puisse se développer d'une façon explosive. Dans le cas d'une explosion simple, l'équivalent en TNT est de 7 kilos.

Ces accidents sont loin d'être improbables. La littérature spécialisée en rapportait six dans les usines américaines depuis l'origine de l'industrie nucléaire jusqu'en 1967. Signalons que ces six accidents sont tous dus à des erreurs humaines, dans des installations où les informations de sécurité étaient largement répandues. Citons un passage du traité de chimie minérale de Pascal, le livre de référence pour tous les chimistes : « un accident de criticité demeure toujours dans le domaine du possible en tous lieux où des quantités potentiellement critiques de matière fissile sont manipulées. Un accident de criticité peut se présenter sous la forme soit d'une seule excursion critique d'une durée inférieure à une fraction de seconde, soit d'une réaction auto-entretenue d'une durée indéfinie, soit encore en une succession d'excursions par oscillations entre un état sous-critique et un état critique ».

Où y a-t-il danger de criticité dans l'usine ? Partout. Par exemple, on peut lire dans un document du CEA intitulé « Règles et consignes particulières de radioprotection du bâtiment Haute Activité Oxyde » : « Les risques de criticité sont dus à la présence d'éléments combustibles dans les piscines de stockage et de déchargement et à la possibilité d'accumulation de matière fissile en divers points de l'installation (filtre et cuves d'effluents) ».

Pour le Plutonium, le volume limite de sécurité absolue (ou, quoi qu'il arrive la criticité n'est pas possible), pour les solutions, est de 3,4 litres avec une masse correspondante de 220 grammes. On voit que dans une installation industrielle de retraitement, il n'est pas possible de respecter la sécurité absolue. La sécurité relative est obtenue en étudiant soi-

Lieu de l'accident	ORNL Oak Ridge	LAST Los Alamos	NRTS Idaho Falls	NRTS Idaho Falls	HAPO Hanford	UNC Wood River Junct.
Date de l'accident	16.6.1958	30.12.1958	16.10.1959	25.1.1961	7.4.1962	24.7.1964
Matière fissile	U à 90 %	Pu	U à 90 %	U à 90 %	Pu	U à 90 %
Nombre d'événements ayant conduit à la criticité	Erreur de venne. Introduction d'un fût de géométrie non sûre. Non identification d'une solution d'uranium.	Erreur de transfert. Non contrôle de la concentration.	Pression appliquée trop forte. Non isolement d'un circuit géométriquement sûr.	Application pression excessive. Non isolement d'un circuit géométriquement sûr.	Modification d'une installation primitivement en géométrie sûre. Fuite par trop plein, non identifiée. Présence d'un tube d'aspiration. Vanne ouverte inconsciemment.	Non respect d'un ordre. Non séparation des solutions riches et pauvres. Changement de géométrie
Masse de matière fissile mise en jeu	2100 g dans 56 l	3270 g dans 160 l	34000 g dans 800 l	8000 g dans 40 l	1360 g dans 46 l	2800 g dans 52 l

On peut remarquer que ces six accidents sont dus à ce qu'on appelle des erreurs humaines (non vérification de la géométrie avant manipulations) dans des usines où, en principe, les précautions nécessaires avaient été prises. Il n'est pas rapporté les conséquences sur les travailleurs ou sur la population du voisinage.

#### TRAITEMENT DES EFFLUENTS DE LA HAGUE

Le groupe de travail n° 3 du Comité d'Hygiène et de Sécurité élargi de La Hague fournit quelques indications concernant les boues radioactives résultant du traitement des effluents. Ce CHS élargi avait été mis en place à la suite de la longue grève de 1976. Il avait pour but d'analyser les conditions de sécurité pour les travailleurs de l'usine. Depuis, aucune mesure sérieuse n'a été prise, malgré les conclusions assez précises des groupes de travail qui ont participé à l'enquête. Nous indiquons ici quelques conclusions particulièrement inquiétantes du groupe de travail n° 3, concernant la situation dans l'usine en 1976 :

« Si le traitement des effluents se traduit par le rejet d'environ 2 à 3 % de l'activité traitée, cela signifie que 97 % de l'activité reste dans les « boues ». Des informations recueillies par le groupe de travail montrent qu'il n'y a pas de solution arrêtée pour le devenir de ces boues, alors que de nombreux problèmes se posent :

a) Le traitement moyen de 500 tonnes/an de combustible graphite-gaz se traduit par une addition d'environ un million de curies par an dans les boues ( $\beta$  et  $\gamma$ ) et de 40 kg/an de plutonium.

b) La charge de plutonium dans les boues stockées, 113 kg en 1975 dans 1300 m<sup>3</sup> environ, mérite d'être examinée avec attention, compte tenu des risques de criticité. Il n'a pas été effectué de « carottage » dans les boues pour vérifier si la charge en Pu est homogène, aussi que celle de l'uranium.

c) La tenue des cuves bétonnées n'est pas connue avec précision (l'effet de l'irradiation sur l'étanchéité du béton, importance des gaz formés par radiolyse, etc.).

Il est urgent de définir une politique rationnelle du stockage des boues en examinant tout particulièrement le cas des transuraniens (la masse de Pu étant 3,5 fois plus importante à tonnage traité égal pour les combustibles à eau légère).

Il serait hasardeux de traiter plus de 100 à 105 tonnes/

an de combustible « eau légère », si l'on veut garder la maîtrise de l'ensemble ».

Ces conclusions sont extraites du rapport rédigé par le groupe de travail n° 3 (Annexe 5, mai-juin 1977). Des informations que nous avons recueillies récemment montrent qu'aucune solution « rationnelle » n'a jusqu'à présent été proposée et que le volume de ces boues augmentant, il a été décidé de construire de nouvelles cuves identiques à celles déjà existantes, malgré les critiques faites par le groupe de travail du CHS quant à leur bonne tenue. Il y a là un risque de criticité qui augmente avec les quantités de combustible retraité.

#### BIBLIOGRAPHIE

- Pour l'accident survenu en 1957 dans le centre de stockage de déchets de Kyshtym (URSS) : 3 articles de Zhores Medvedev :
  - « Two decades of dissidence » (20 ans de dissidence). New Scientist, 4 nov. 1976.
  - « Facts behind the soviet nuclear disaster » (les faits concernant le désastre nucléaire soviétique). New Scientist, 30 juin 1977.
  - « Winged messengers of disaster » (les messagers ailés du désastre). New Scientist, 10 nov. 1977.
- Pour les conséquences de l'accident majeur :
  - « Les conséquences des accidents graves dans les centres de retraitement et dans les centrales nucléaires ». Rapport et interprétation de deux études confidentielles d'août et novembre 1976, de l'Institut pour la sûreté des réacteurs (Cologne), dans Ecologie-Hebdo n° 264.
  - « Analyse critique du rapport de l'Institut de sûreté des réacteurs de Cologne », GSIEN, Fiche n° 24, janvier 1978, par Monique SENE.
- Pour les accidents de criticité :
  - « Guide de Criticité », Rapport CEAR-R 3114, févr. 1967.
  - « Paul Pascal, Nouveau traité de Chimie Minérale », T. XV, 4ème fascicule : URANIUM, pp. 1104-1117.
- Pour la situation à La Hague :
  - Rapport du CHS élargi de La Hague.
  - Rapport du groupe de travail, GT3, mai-juin 1977.
  - Rapport de la CFDT au CHS élargi.
- Gazette Nucléaire n° 12 et 24.

gneusement le dimensionnement des récipients et la géométrie des conduits où circulent les solutions, en introduisant des écrans absorbants, etc. Des éléments non critiques peuvent le devenir quand on les rapproche, ou cours d'un transport par exemple. Un élément non critique peut le devenir quand il se trouve immergé dans de l'eau, au cours d'une inondation. Dans une installation industrielle, le nombre de configurations accidentelles où la criticité peut se produire est considérable. Signalons enfin qu'en 1975 il y avait 115 kilos de Plutonium dans les cuves de stockage des boues de faible activité, résidus du traitement. Depuis cette date, la quantité de Plutonium dans ces cuves n'a pu que croître. Il pourrait y avoir dans ces cuves des points de concentration du Plutonium, soit dans les sédiments au fond des cuves, soit à la surface, plus riche en solvants. Il est impossible de surveiller l'homogénéité de concentration en Plutonium, à cause de la texture en « confiture » de ces boues. Des dépôts de Plutonium peuvent se produire le long des canalisations. Des vérifications trop fréquentes seraient incompatibles avec un fonctionnement industriel à forte cadence.

Une explosion de criticité isolée libère 100 millions de curies et un rayonnement énorme au voisinage immédiat : de 24.000 à 40.000 rad à un mètre suivant le système. Ceci concerne les travailleurs. Au cas où les produits libérés ne seraient pas confinés dans le bâtiment où se produirait l'explosion, ils se répandraient dans le voisinage environnant. Relâchés à faible hauteur, leur dispersion serait assez faible et la contamination des populations du voisinage serait très rapide et très grave.

En cas d'explosions répétées, les effets seraient encore amplifiés.

Ces accidents de criticité pourraient, en plus de leurs effets immédiats, déclencher une suite d'événements dont le résultat final pourrait être l'accident majeur décrit pour les cuves de stockage des produits de fission. Par exemple : destruction de certaines installations à proximité de l'explosion (tuyauteries, pompes, systèmes de ventilation). La radioactivité libérée serait alors considérable et pourrait se propager rapidement dans les bâtiments et sur l'ensemble du site. L'intervention humaine ne serait plus possible et l'évacuation du centre aurait lieu, soit d'une façon concertée, soit par la panique du personnel. Les installations du centre seraient alors sans surveillance et tout incident sur les cuves de stockage des produits de fission conduirait à la catastrophe.

D'autres accidents, moins graves en apparence que des explosions par criticité, pourraient conduire à la même situation. En voici quelques exemples :

- explosion de nappes dérivantes de solvants avec destruction de certaines parties des installations,
- arrêt de la ventilation d'un élément de combustible en cours de cisailage avec panne sur la cisaille et impossibilité de reprise par les pinces de télémanipulation. Il pourrait y avoir fusion de l'élément et de très forts dégagements de produits radioactifs,
- mauvais fonctionnement de la ventilation conduisant à l'évacuation de certains bâtiments laissés alors sans surveillance, avec une cascade d'accidents possibles de plus en plus graves,
- mauvais fonctionnement du répartiteur sous la cisaille et envoi des rondelles de combustible découpé dans un dissolvant vide, échauffement du combustible jusqu'à la fusion avec dégagement de radioactivité dans le bâtiment,
- etc.

Ces scénarios peuvent s'imaginer à partir d'incidents qui se sont déjà produits dans l'usine. Compte tenu des conséquences des accidents majeurs, on voit que le retraitement des combustibles irradiés exige une fiabilité « absolue » des installations, qui n'existe dans aucune usine, et la dernière campagne de traitement des combustibles oxydés à La Hague n'en a pas fait la preuve, bien au contraire. La mise en exploitation d'UP3 ne peut qu'aggraver la situation

existant actuellement.

Quelle serait l'ampleur des dégâts d'un accident majeur ? Elle est difficile à chiffrer avec précision. Mais est-il bien nécessaire d'avoir une grande précision dans ce genre d'évaluation ? Des documents issus de l'Institut de Cologne pour la sûreté des réacteurs nous fournissent quelques indications. Ces études sont critiquables quant aux hypothèses faites et quant à la présentation des résultats, mais les critiques n'affectent en rien l'ampleur des dégâts. Elles soulignent au contraire l'impossibilité de calculer exactement les effets d'un tel événement, compte tenu de l'énorme complexité des mécanismes : conditions atmosphériques, dispersion des produits radioactifs dans l'atmosphère sur des distances atteignant plusieurs centaines de km, mécanismes d'absorption de ces produits radioactifs par les organismes vivants, etc.

Sans avancer de chiffres précis, on peut prédire avec certitude que les doses d'irradiation seraient considérables sur des distances d'une centaine de km sous le vent, rendant ces régions inhabitables. Les doses d'irradiation et de contamination seraient certainement mortelles à court terme sur des distances de quelques dizaines de km. Que pourrait faire un plan ORSEC-RAD dans ces conditions ? On comprend bien pourquoi de tels plans sont tenus secrets. L'évacuation d'un vaste territoire serait obligatoire. Les personnes fortement contaminées ayant survécu à l'accident devraient être mises sous surveillance médicale, et même peut-être sous surveillance policière, isolées du reste de la population afin d'éviter une propagation de la contamination vers les zones non touchées par la catastrophe.

La question de l'accident maximum fut posée au Comité d'Hygiène et de Sécurité de La Hague à la séance du 27 avril 1978 par un délégué du personnel. Nous reproduisons ici un extrait du compte rendu de cette séance :

« 11.6 — Quel est l'accident maximal envisageable à l'échelle du centre de La Hague ? Quel débit de dose à la source ? Au niveau des grillages du Centre, à 1 km, 10, 20, 50, 100 ; il a été prévu un abri anti-nucléaire à l'échelle du Centre. Combien de personnes peut-il accueillir ? Qu'est-il prévu pour les travailleurs ? Qu'est-il prévu pour les populations ? Pour les travailleurs assurant la maintenance ?

L'accident de référence retenu pour l'Établissement de La Hague correspond à l'hypothèse de mise en ébullition d'une ou plusieurs cuves de stockage de produits de fission qui conduirait à une émission vers l'extérieur des cuves, de vésicules chargées en PF (produits de fission). Cette étude est menée par les spécialistes du groupe CEA et devrait aboutir en 1980.

Le président tient à faire remarquer qu'il n'existe pas d'abri antinucléaire sur le site de l'établissement (cf. point 1.7.). »

L'usine de La Hague a été développée sans que les conséquences d'accidents graves aient été évaluées, la nouvelle extension en projet se fait sans que cette évaluation soit effectuée.

L'accident catastrophique que nous décrivons est POSSIBLE. L'accident de 1957 en fait la preuve. Les promoteurs du nucléaire, avec la complicité des pouvoirs publics, dans tous les pays du monde, ont réussi à étouffer l'information pendant vingt ans afin que les populations ne s'inquiètent pas de la mise en place de leurs plans de développement industriel du nucléaire.

## ANALYSE DE SIX ACCIDENTS DE CRITICITÉ

Dans le traité de Chimie Minérale de Pascal, on trouve l'analyse de six accidents de criticité qui se sont produits de 1958 à 1964. Les six accidents rapportés ont eu lieu au cours d'opérations « exceptionnelles » sur des solutions contenant des matières fissiles.

# pour une autre politique de l'énergie, pour un débat démocratique sur l'énergie

« Je m'oppose au choix du tout-nucléaire fait par le gouvernement.

« J'exige la levée du secret qui entoure toutes les décisions concernant l'énergie, la mise en place de moyens d'information décentralisés et indépendants, et le renforcement des mesures de sécurité pour les travailleurs et la population.

« J'affirme que pour faire face à la crise, il faut un nouveau type de développement fondé sur les besoins des travailleurs et des populations, et sur les réalités régionales. Il s'agit d'imposer une politique qui économise les ressources non renouvelables, utilise toutes les ressources

non exploitées en France et s'appuie sur un vaste plan de développement des énergies nouvelles. Cette politique alternative est susceptible de créer, à terme, des centaines de milliers d'emplois nouveaux.

« Je demande l'organisation d'un vaste débat public et contradictoire sur la politique de notre pays, ce qui implique :

- des consultations et des décisions démocratiques sur les grands choix énergétiques aux niveaux régional et national ;
- la suppression du programme électronucléaire actuel tant que le débat démocratique n'aura pas été conduit à son terme. »

## A NOS LECTEURS

Pour couvrir les frais de composition, d'impression, de papier et d'expédition, la *Gazette Nucléaire* ne dispose que du montant des abonnements de ses lecteurs. Rappelons de plus que, rédaction, tenue de fichier et diffusion sont l'œuvre des bénévoles du collectif.

Afin de nous permettre de disposer d'une marge financière suffisante pour assurer la poursuite de la publication, nous demandons à nos lecteurs :  
— de s'abonner s'ils ne le sont pas,  
— de renouveler leur abonnement si celui-ci arrive à expiration (dans ce cas, la mention apparaît sur la bande adresse d'envoi),  
— et enfin de susciter autour d'eux les abonnements.

### Bulletin d'abonnement

à découper ou à recopier et à renvoyer avec le titre de paiement (CCP ou chèque bancaire à l'ordre du GSIEN) :

2, rue François Villon — 91400 Orsay

PS — N'envoyez pas directement les chèques postaux au Centre, cela complique beaucoup notre « suivi » du fichier.

NOM (en majuscules) .....

Adresse .....

Code postal ..... Ville .....

— Abonnement normal 40 F  de soutien 80 F   
pour dix numéros, à compter du numéro :

— Commande de numéros anciens : numéro..... Nbre d'exemplaires.....  
4 F le numéro simple — 8 F le numéro double.

N° de Commission paritaire : 58 888

Directeur de publication : Monique SENE, Composition : Germinal tél. 272.71.13  
Imprimerie Syros, 9 rue Borromée — 75015 Paris

### Sommaire des précédents numéros

1. épilé
2. EDF, groupe de pression
3. L'uranium et son approvisionnement
4. Le retraitement
5. Nucléaire : maladie de jeunesse ou sénescence précoce
6. Questions pour les municipales
7. Prolifération de l'arme nucléaire
- 8./9. Rappel de l'argumentaire officiel
10. EDF
11. Faibles doses
12. Situation de La Hague
13. La géothermie
14. 40 questions pour les législatives
- 15./16. Rapport Schloesing
17. Le Pellerin
18. La Biomasse
19. Le Solaire
20. De l'eau à la puce
21. Situation internationale, le désenchement
- 22./23. Le mouvement
24. Le retraitement
25. L'utopie surgénérateur
- 26./27. Three Mile Island