Evolution des doses reçues par les travailleurs dans les centrales nucléaires PWR* d'Electricité de France

L. AYE**

(Manuscrit reçu le 21 décembre 1982)

RÉSUMÉ

L'auteur dresse le bilan des doses reçues par les travailleurs dans les centrales PWR d'Electricité de France et établit des prévisions à l'horizon 1990. L'analyse des doses collectives par opération, sur un ensemble de plusieurs réacteurs identiques, permet de connaître de manière précise et exhaustive l'origine des doses, d'orienter les choix vers les mesures les plus appropriées pour les réduire et d'apprécier *a posteriori* le bénéfice tiré des dispositions prises : c'est l'optimisation au sens de la CIPR, telle que la pratique journalièrement l'exploitant dont le champ d'action est nécessairement restreint.

L'article est donc volontairement limité aux doses des travailleurs et à la filière PWR, les évaluations des doses populations et les comparaisons coût/bénéfice entre filières relevant d'autres considérations.

ABSTRACT

Occupational exposures at Electricité de France PWR power plants are reported and predicted till 1990. An analysis of the collective doses per operation on a set of several identical reactors gives an accurate and exhaustive knowledge of the exposure origins, allows to select the measures most appropriate to reduce doses and *a posteriori* appreciate the benefit derived from the provisions taken : such an optimisation as meant by ICRP is practised daily by the operator whose field of action is necessarily limited.

This paper is therefore restricted to occupational exposures and PWRs, the assessment of population doses and cost-benefit comparisons between the various reactor types being relevant to other considerations.

INTRODUCTION

La réalisation du programme nucléaire français, composé essentiellement de réacteurs de la filière à eau légère pressurisée (PWR), s'est traduite par un regain d'intérêt pour les problèmes liés à la protection des travailleurs vis-à-vis des rayonnements ionisants ; jusqu'à l'avènement du PWR à

* PWR (Pressurized water reactor) : Réacteur à eau sous pression.

** Electricité de France, 32, rue de Monceau, 75384 Paris Cedex 08.

l'échelle industrielle, les doses des travailleurs ne posaient pas de gros problèmes de surveillance et de gestion : EdF exploitait alors un parc restreint de centrales de type graphite-gaz, où les doses reçues se situaient largement en-deçà des normes fixées par la réglementation.

Avec la mise en service, en l'espace de quelques années, de 23 tranches nucléaires PWR du palier 900 MWe (fig. 1), faisant suite à l'expérience fructueuse acquise sur les deux unités franco-belges de Chooz (320 MWe) et Tihange 1 (870 MWe), le problème a pris une autre dimension : la sensibilisation des travailleurs et l'amélioration des techniques sont désormais indispensables au maintien des doses dans des limites acceptables.

Fig. 1. - Sites nucléaires PWR (25 août 1982).

Qu'en est-il aujourd'hui ? Six ans après la mise en service de Fessenheim 1, première tranche du palier, avons-nous progressé ? Les efforts consentis dans le domaine de la radioprotection ont-ils été à la mesure du problème ?

SPÉCIFICITÉ DU PWR

Avant d'examiner les résultats des doses obtenus sur nos réacteurs, il convient de rappeler quelques traits caractéristiques de la filière PWR qui ont des répercussions importantes sur la radioprotection du personnel :

1) L'exploitation d'un réacteur s'effectue de *manière cyclique* ; le cycle, d'une durée variable de 12 à 16 mois, est la période comprise entre deux rechargements du réacteur. Le rechargement, c'est-à-dire le renouvellement d'un tiers environ des assemblages combustibles, nécessite l'arrêt du réacteur pendant une durée minimale de 5 à 6 semaines ; en réalité, l'importance des travaux d'inspection et d'entretien effectués parallèlement conduit à des arrêts de 2, voire 3 mois.

Hormis quelques interventions fortuites, il n'y a que *très peu d'opérations effectuées en milieu irradiant durant le fonctionnement du réacteur* : l'accès dans l'enceinte de confinement, renfermant le circuit primaire, est limité à des interventions exceptionnelles, et l'essentiel des doses du personnel est délivré sur les installations auxiliaires (circuits de traitement d'effluents, circuits d'échantillonnage, etc.).

Par contre, durant l'arrêt, la quasi-totalité des locaux est accessible ; toutes les interventions se trouvent donc concentrées durant cette période, avec les conséquences suivantes :

- un *appel aux entreprises extérieures* constituant un renfort indispensable à nos équipes ;
- la *présence du personnel à proximité des circuits irradiants* (essentiellement le réacteur et le circuit primaire).

La majeure partie des doses du personnel est, de fait, reçue durant la période d'arrêt, et ce déséquilibre important entre les phases de marche et d'arrêt rend d'autant plus difficiles la distribution des doses individuelles et le respect des limites.

2) L'eau pressurisée, utilisée comme fluide modérateur et caloporteur, véhicule en permanence des *produits de corrosion* (issus des aciers ou alliages constitutifs de la chaudière nucléaire) ; ces particules, activées sous le flux neutronique du réacteur, se déposent sur les surfaces du circuit primaire et des circuits auxiliaires, entraînant des *débits d'équivalent de dose importants* (de quelques millisieverts par heure à quelques dizaines de millisieverts par heure) *dans les zones de travail*, à proximité des composants (pompes, échangeurs) faisant l'objet des interventions. Les produits de corrosion (essentiellement les deux isotopes ^{60}Co et ^{58}Co) sont à l'origine de 85 % environ des doses du personnel.

L'activité résultant de ces phénomènes d'érosion/corrosion/dépôt augmente au fur et à mesure du vieillissement du réacteur (fig. 2) ; la courbe d'évolution dépend d'un certain nombre de facteurs (nature des aciers,

conditionnement chimique du circuit primaire, etc.), mais, d'une manière générale, on constate, après six ans environ d'exploitation, une *relative stabilisation des niveaux d'activités*.

Débit de dose moyen au
contact des tuyauteries
primaires principales

Fig. 2. - Evolution moyenne de l'activité déposée sur le circuit primaire (C : Chooz - F : Fessenheim - B : Bugey - T : Tihange).

Toute présentation de données en matière de résultats de doses doit donc faire nécessairement référence, entre autres paramètres, à l'âge du réacteur (exprimé en nombre de cycles), au risque de tomber dans un excès d'optimisme au vu des résultats des premières années de fonctionnement.

3) Enfin, il faut souligner l'originalité du programme français de réacteurs PWR, qui repose sur la *standardisation des équipements* : les 34 tranches du palier 900 MWe actuellement en exploitation, en construction, ou en démarrage sont, si l'on fait abstraction des différences minimales sur les 6 premières tranches (Fessenheim, Bugey), rigoureusement identiques pour la partie nucléaire.

Cette standardisation offre un double avantage :

- le grand nombre de données collectées en matière de doses et de débits de dose apporte *une crédibilité certaine à l'analyse et à l'interprétation des résultats*, surtout en matière de prévisions ;
- les enseignements tirés sont valables pour l'ensemble du parc, et les solutions à mettre en œuvre sont reproductibles ; en outre, l'effet d'une quelconque modification visant à réduire les doses peut être appréciée rapidement de manière comparative. A l'inverse, il ne faut rien attendre de

particulièrement significatif du côté de la conception des équipements entre la première et la dernière tranche du palier 900 MW ; si, dans le domaine des méthodes de travail, des outillages, etc. *le retour d'expérience* est relativement bref, en matière de conception la "constante de temps" est de l'ordre de 5 à 8 ans. L'expérience acquise sur les premières tranches du palier 900 MW ne peut jouer, au mieux, qu'à partir de la première tranche de Paluel (palier 1300 MWe - démarrage prévu fin 1983). Par ailleurs, les modifications possibles sur les tranches en exploitation sont nécessairement limitées, et ne sont bien souvent réalisables qu'au prix de doses supplémentaires pour le personnel, qu'il s'agisse de modifications en vue d'améliorer la sûreté (1), la radioprotection ou la disponibilité des installations.

DOSE COLLECTIVE ANNUELLE ET DOSE COLLECTIVE D'ARRÊT

1. Son intérêt - Ses limites

La dose collective, c'est-à-dire la somme des doses individuelles reçues par l'ensemble des travailleurs d'un *site donné*, soit pendant l'année calendaire, soit pendant l'arrêt annuel pour rechargement, donne, de manière tout à fait indicative, le "coût" dosimétrique global associé à un réacteur ou à un ensemble de réacteurs. Comme toute dose collective, elle ne peut refléter le degré de protection individuelle des travailleurs.

- *La dose collective totale annuelle* est, en fait, totalement insuffisante pour permettre une quelconque analyse, essentiellement pour deux raisons :
 - elle se rapporte à *un ensemble de 2 ou 4 réacteurs par site* dont les mises en service sont échelonnées à plusieurs mois d'intervalle ;
 - elle englobe des *doses reçues sur des installations communes* de paires de tranches (bâtiments des auxiliaires nucléaires, ateliers et magasins chauds, etc.).
- *La dose collective de l'arrêt annuel pour rechargement présente, par contre, un intérêt évident* :
 - elle se rapporte à *un seul réacteur* ;
 - elle couvre à elle seule plus de 70 % des doses totales annuelles ;
 - elle correspond à une série d'opérations généralement répétitives et identiques sur l'ensemble des réacteurs.

2. Ses résultats

- *La dose collective totale annuelle*, exprimée en homme-sievert (h.Sv) figure sur le tableau I ; elle est donnée annuellement, pour chaque site en exploitation, à partir de la mise en service du premier réacteur du site. Elle inclut, pour le site de Bugey, en plus des 4 unités PWR, la dose correspondant au réacteur graphite-gaz.

(1) En particulier, les dispositions prévues pour faire face à un accident de type "Three Mile Island".

TABLEAU I

Doses collectives (Sv) par année de fonctionnement - Sites PWR
(Agents EdF + travailleurs d'entreprises extérieures)

Site et année de couplage de la première unité PWR	Année de fonctionnement				
	1 ^{re}	2 ^e	3 ^e	4 ^e	5 ^e
Fessenheim (2 × 900) (1977)	0,03	0,31	7,47	4,34	4,79
Bugey (4 × 900) (1978) (1)		0,89	7,72	9,08	
Tricastin (4 × 900) (1980)	0,13	3,19			
Gravelines (4 × 900) (1980)	0,22	1,86			
Dampierre (4 × 900) (1980)		2,76			

(1) Y compris les doses intégrées sur le réacteur UNGG Bugey 1.

Nota : - Le site de Fessenheim a vu 2 rechargements à partir de la 3^e année de fonctionnement, dont 2 inspections complètes lors de la 3^e année.

- Le site de Bugey a vu 2 rechargements dont 2 inspections complètes lors de la 3^e année, puis 4 rechargements dont 2 inspections complètes lors de la 4^e année.

- Les sites de Tricastin, Gravelines et Dampierre ont vu le rechargement et l'inspection complète de leur tranche 1 lors de la 2^e année de fonctionnement.

- *La dose collective correspondant à l'arrêt annuel, figure au tableau II pour chacun des réacteurs.*

TABLEAU II

Doses collectives (Sv) associées à l'arrêt annuel pour rechargement
(Agents EdF + travailleurs d'entreprises extérieures)

Réacteur	Arrêt en fin de cycle n°									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Chooz A	1,35	1,38	2,60	9,02	3,10	6,56	3,61	4,39	3,35	2,27
Fessenheim 1	3,59	2,34	2,18							
Fessenheim 2	3,68	1,65	1,80							
Bugey 2	2,26	1,70	1,30							
Bugey 3	0,78*	2,27*	1,14							
Bugey 4	2,06	1,06								
Bugey 5	1,71	1,15								
Tricastin 1	2,55									
Tricastin 2	1,46									
Tricastin 3	1,27									
Gravelines 1	1,60									
Dampierre 1	1,99									
Dampierre 2	1,70									

* La révision n° 1 de Bugey 3 ne comprend que le renouvellement du combustible ; la première visite complète a été effectuée au deuxième arrêt.

3. Commentaires

Si, compte tenu des remarques faites précédemment, les résultats figurant au tableau I sont purement indicatifs, par contre, le tableau II met en évidence plusieurs phénomènes :

- a) *La dose correspondant au premier arrêt annuel est plus élevée qu'aux arrêts suivants* ; en fait, le premier arrêt est mis à profit pour effectuer une visite dite "décennale", véritable "check-up" de l'installation, qui comprend, en plus des opérations normales de rechargement, des contrôles et inspections sur la cuve, les générateurs de vapeur et le circuit primaire, grévant lourdement le bilan total.
- b) On observe une *stabilisation relative des doses délivrées sur les cycles suivants*, malgré l'augmentation du niveau d'activité des circuits.
- c) Au fur et à mesure de l'avancement du programme, *les doses diminuent sensiblement pour des arrêts identiques* ; ainsi, si sur Fessenheim 1 et 2 la dose globale était de l'ordre de 3,6 h.Sv lors du premier arrêt, elle n'est plus que de 1,5 h.Sv sur Tricastin 2 ; l'effet est particulièrement sensible sur les tranches d'un même site, et peut être mis en partie sur le compte d'une meilleure expérience.

REMARQUE

Il est d'usage de rapporter la dose globale annuelle à la production d'électricité ; le rapport obtenu, exprimé en h.Sv/GWh, pourrait alors, théoriquement, être assimilé à un rapport coût/bénéfice et permettrait d'apprécier le niveau du "détriment radiologique" associé à la production d'énergie électrique.

En fait, si cette notion présente un certain intérêt dans les études théoriques d'optimisation, qu'il s'agisse d'études comparatives entre filières ou entre diverses "chaines énergétiques", elle n'a, pour le concepteur comme pour l'exploitant d'une centrale PWR, aucune signification. Elle ne permet en aucun cas d'apprécier la qualité de la radioprotection sur une installation donnée, pour deux raisons fort simples :

- d'une part, *les centrales PWR, comme nous l'avons dit, engendrent des doses essentiellement lorsqu'elles sont à l'arrêt* : un faible rapport h.Sv/GWh ne reflète tout au plus qu'une bonne disponibilité ;
- d'autre part, au vu des observations faites tant en France qu'à l'étranger, *les doses collectives sont quasiment indépendantes de la puissance du réacteur* ; une bonne "optimisation" conduirait, en toute rigueur, à augmenter la puissance spécifique des unités... A cet égard, l'introduction des tranches PWR de grande puissance a effectivement contribué à diminuer le "coût dosimétrique" moyen du kWh nucléaire.

DOSES D'INTERVENTION

1. Leur intérêt

Dès les premières années de fonctionnement des réacteurs PWR de Chooz et Tihange 1, il s'est avéré indispensable de relier les doses reçues

aux différentes interventions effectuées pendant l'arrêt de tranches ; en effet, la sommation " brute " des doses individuelles, sans affectation spéciale, donnait des renseignements par trop imprécis pour être utilisés concrètement en vue de réduire les doses.

L'affectation systématique des doses reçues pour une activité donnée est aujourd'hui mise en œuvre sur l'ensemble des tranches PWR ; la " dosimétrie d'intervention " est *l'outil indispensable à la base de toute action de prévention* ; elle permet essentiellement :

- de détecter les " interventions-clés ", dont la contribution est la plus lourde dans le bilan total, et sur lesquelles l'effort de radioprotection doit porter en priorité ;
- de suivre, cycle par cycle, l'évolution du " coût dosimétrique " associé à une opération donnée, et d'apprécier ainsi l'effet bénéfique de telle ou telle disposition " correctrice " ;
- en outre, de par la standardisation des équipements, il a été possible de fixer, au plan national, un répertoire unique d'interventions ; la distribution des doses entre les différentes activités est ainsi obtenue sous forme standardisée pour l'ensemble des tranches, ce qui permet, par comparaison, de détecter les anomalies et d'orienter les recherches, ou encore d'établir des prévisions de coût dosimétrique fondées sur une large expérience.

2. La mise en œuvre

L'ensemble de cette " dosimétrie " d'intervention est mis en œuvre de manière totalement dissociée de la dosimétrie réglementaire, le dosimètre individuel utilisé venant en complément du film photographique développé soit par le SCPRI (1) soit par le laboratoire agréé par le DSRE (2).

La collecte des doses s'effectue sélectivement, par lecture automatisée du dosimètre électronique complémentaire, en sortie de zone contrôlée ; l'affectation du code correspondant à l'opération se fait par l'intermédiaire d'un clavier. Les données sont gérées en temps réel au moyen d'un ordinateur central propre au site.

3. Les limites du système

La validité des résultats obtenus repose, bien entendu, sur l'affectation correcte du " code activité " à la dose lue sur le dosimètre individuel ; toutefois, la précision recherchée n'est pas telle qu'une erreur de 10 % sur l'ensemble fausse l'interprétation des résultats, qui est essentiellement qualitative. Le découpage actuel des opérations effectuées pendant l'arrêt (en une cinquantaine d'activités répertoriées) constitue la limite généralement admise pour la mise en œuvre correcte d'un tel système ; il est encore trop grossier pour permettre une analyse vraiment précise des doses

(1) Service central de protection contre les rayonnements ionisants.

(2) Département Sécurité-radioprotection-environnement du Service de la Production thermique d'EdF.

en liaison avec les conditions d'intervention, pouvant déboucher sur des mesures concrètes : une deuxième étape consiste à *collecter in situ les doses (et les temps d'intervention)*, au stade de l'opération élémentaire.

4. Les résultats

Le tableau III donne les doses collectives moyennes associées aux opérations principales, observées lors des arrêts des tranches 900 MW en fin de 1^{er} ou 2^e cycle. Les résultats mettent en évidence les opérations dont la contribution est la plus lourde dans le bilan total :

- les travaux de nettoyage et décontamination des chantiers (25 à 30 % des doses d'entretien);
- les travaux et inspections sur les générateurs de vapeur (20 à 25 %) ;
- l'ouverture et la fermeture de la cuve du réacteur et les opérations liées au rechargement proprement dit (15 à 20 %).

TABLEAU III

Doses collectives (mSv) associées aux opérations effectuées au cours des deux premiers arrêts

(Valeurs extrapolées des résultats d'expérience)

Operations principales	Rechargement et visite complète		Arrêt normal	
	1 ^{er} cycle		2 ^e cycle	
	(mSv)	(%) doses entretien	(mSv)	(%) doses entretien
Ouverture/fermeture du réacteur	160	8	160	12
Autres opérations sur le réacteur (dont manutention du combustible)	140	7	100	7
Générateur de vapeur	440	21	320	24
Circuit primaire principal (pompes - robinetterie)	190	9	120	9
Circuits de refroidissement à l'arrêt (RRA) et de contrôle volumétrique (RCV)	260	13	90	7
Autres circuits	160	8	120	9
Inspections (hors GV)	150	7	50	4
Nettoyage et décontamination des chantiers	560	27	400	29
TOTAL DOSES ENTRETIEN	2060	100	1360	100
(Exploitation)	(130)		(220)	
(TOTAL ARRET ANNUEL)	(2190)		(1580)	

Rappel : 100 mSv = 10 rem.

5. Commentaires

Les tâches d'« intendance », visant essentiellement à maintenir la « propreté nucléaire » à l'intérieur de la zone contrôlée, sont à l'origine de près d'un tiers des doses intégrées pendant l'arrêt ; cette simple constatation devrait ramener les problèmes de radioprotection dans les centrales nucléaires à leur vraie dimension : il ne s'agit pas de savoir s'il faut surépaissir de 3 ou 4 cm un voile de béton de 40 cm d'épaisseur, mais bien de s'interroger sur l'art et la manière d'installer ou de démonter rapidement un sas d'habillage, ou encore de nettoyer un fond de réservoir ou un plancher contaminé.

En outre, il apparaît clairement que les problèmes *d'intervention pendant l'arrêt* priment les problèmes d'exploitation en fonctionnement : la réduction des doses passe par la réduction des temps d'intervention, c'est-à-dire par une meilleure *accessibilité* aux composants, une meilleure *démontabilité* et *l'utilisation d'outillages adaptés*, en plus des bénéfices que l'on peut attendre d'une meilleure *fiabilité* des organes. Si les problèmes de radioprotection lors des opérations normales d'exploitation ont été, dans l'ensemble, bien pressentis au stade de la conception, des progrès restent à faire en matière de maintenance pendant les arrêts.

PERSPECTIVES D'EVOLUTION DES DOSES COLLECTIVES

1. Prévisions à partir des résultats d'expérience

Les prévisions de dosimétrie collective « à l'équilibre » sont données au tableau IV, pour les différentes opérations effectuées soit lors d'un arrêt normal pour rechargement, soit lors d'une visite décennale. Les valeurs sont extrapolées directement des résultats obtenus sur les réacteurs en exploitation, en tenant compte de l'évolution probable de l'activité suivant la figure 2.

TABLEAU IV
Prévision de doses collectives (mSv) associées aux arrêts annuels
en situation d'équilibre (après 10 années de fonctionnement)

Opérations principales	Visite complète (décennale)	Arrêt normal
	(mSv)	(mSv)
Ouverture/fermeture du réacteur	500	330
Autres opérations sur le réacteur (dont manutention du combustible)	450	210
Générateur de vapeur	1400	640
Circuit primaire principal (pompes - robinetterie)	600	240
Circuits de refroidissement à l'arrêt (RRA) et de contrôle volumétrique (RCV)	820	170
Autres circuits	500	250
Inspections (hors GV)	480	90
Nettoyage et décontamination des chantiers	1770	800
TOTAL DOSES ENTRETIEN	6520	2730
(TOTAL ARRET ANNUEL)	(6950)	(3170)

Rappel : 100 mSv = 10 rem.

Elles conduisent à *une charge dosimétrique annuelle moyenne de l'ordre de 4,5 h.Sv par réacteur*, après 10 ans de fonctionnement (en prenant l'hypothèse d'une visite complète tous les dix ans.)

2. Valeur de l'estimation

Différents facteurs sont susceptibles de contrarier cette estimation, dans un sens ou dans l'autre.

A. Les facteurs favorables

- a) *L'expérience acquise par les opérateurs* est probablement un facteur de tout premier ordre, bien que difficile à apprécier de manière quantitative ; il est certain que, quels que soient les niveaux de formation et d'entraînement du personnel, rien ne remplace l'expérience acquise *in situ*.
- b) *Une amélioration des techniques et des outillages*, quoique dans ce domaine, les investissements les plus " rentables " aient déjà été réalisés.
- c) *L'augmentation de la durée des cycles* : le passage à des cycles de 18 mois réduirait les doses annuelles de 30 à 40 %.
- d) La poursuite des efforts en cours visant à réduire le niveau de contamination des installations, soit en limitant les transferts de particules actives, soit en décontaminant les parois internes des circuits.
- e) *Une réduction des programmes d'inspections et de contrôles* sur certains composants irradiants, compte tenu de leur comportement satisfaisant : il est bien certain que la multiplication des inspections et des contrôles s'est traduite par une diminution de la disponibilité des installations et par un accroissement concomitant des doses des travailleurs. Il est vraisemblable qu'à terme, le souci de réduire les doses devra peser dans l'établissement des fréquences d'inspections et de contrôles : malheureusement, cette éventualité n'est pas encore d'actualité.

B. Les facteurs défavorables

- a) *Des incidents importants affectant des gros composants* (tels que générateurs de vapeur, pompes primaires ou cuve) pourraient nécessiter des réparations de longue durée en milieu actif ; la standardisation des équipements jouerait alors, dans un premier temps du moins, un rôle d'amplificateur, par suite des incidents génériques affectant l'ensemble d'un palier ; toutefois, comme le montrent les récentes réparations effectuées sur les structures internes des cuves de certaines tranches de 900 MWe, des modes opératoires et des outillages " standards " peuvent être rapidement mis en œuvre ; là encore, l'expérience acquise sur les premiers réacteurs affectés par l'incident profite directement aux réacteurs suivants.
- b) *Un vieillissement prématuré des installations*, conduisant à une multiplication des interventions fortuites, notamment sur la robinetterie.
- c) *Un régime de fonctionnement des installations* entraînant des valeurs d'activités déposées plus élevées que les valeurs prévisionnelles ; par exemple, la généralisation du fonctionnement en " suivi de charge " pourrait, sous certaines hypothèses, conduire soit à une augmentation sensible des transferts de produits de corrosion, soit à des ruptures de gaine

plus fréquentes ; toutefois, les campagnes effectuées jusqu'à présent nous permettent d'être optimistes.

d) *Le risque d'un renforcement des contrôles et des inspections.*

DOSES INDIVIDUELLES

La figure 3 donne l'évolution, au cours des dernières années, de la dose annuelle moyenne par agent EdF de la catégorie DATR (1) ; la baisse sensible constatée entre 1979 et 1980 traduit la forte croissance du nombre d'agents DATR inscrits au fichier du DSRE, affectés pour la plupart à des centrales nucléaires en cours de démarrage.

Fig. 3. - Doses moyennes par agent EdF - Effectif DATR

- Tous les agents DATR (prévision 1982 = 161 mrem/agent)
- Centrales en exploitation, dont 1 tranche a été couplée depuis plus d'1 an
- +++++++ Effectifs DATR : cette courbe représente l'évolution des effectifs inscrits au fichier DATR du DSRE du 31/12 de l'année concernée (prévision 1982 = 8000)

En fait, ces valeurs moyennes, par trop dépendantes de la définition de l'effectif pris en compte, n'ont pas grande signification ; en outre, jusqu'en

(1) Directement affectés aux travaux sous rayonnements.

1981, les sites PWR en exploitation étaient encore trop peu nombreux pour apprécier véritablement, dans une perspective à moyen terme, l'impact du PWR sur les doses individuelles des travailleurs.

Il semble plus intéressant, à cet effet, d'analyser le cas du site du Bugey, seul site ayant vécu en 1981 un arrêt annuel pour rechargement sur chacun des quatre réacteurs PWR ; deux chiffres sont particulièrement significatifs :

- les services "matériel", chargés de l'ensemble des opérations de contrôle et de maintenance, *absorbent à eux-seuls 58 % de la dose annuelle totale*, conduisant à une dose moyenne (par agent EdF) de 430 mrem (4,3 mSv) (la section Sécurité-Radioprotection est, en fait, le groupe le plus exposé, avec une dose moyenne de 570 mrem - 5,7 mSv) ;
- les entreprises extérieures supportent les 3/4 de la dose totale annuelle.

Ces profondes disparités ne font, en fait, que refléter la disproportion dont nous avons parlé entre le volume des travaux effectués pendant l'arrêt et les opérations normales d'exploitation.

En plus, à l'intérieur même des "services matériels" ou parmi les travailleurs d'entreprises extérieures, on observe des écarts importants entre les divers corps de métier ; la charge dosimétrique est inégalement distribuée : particulièrement lourde pour les mécaniciens, décalorifugeurs et décontamineurs, elle l'est beaucoup moins pour les agents d'exploitation et les services techniques.

Une certaine polyvalence des agents, permettant leur rotation entre les postes de travail situés en zones "froides" et "chaudes", pourrait être une solution satisfaisante ; mais, quoi qu'on en dise, elle est difficilement compatible avec le souci constant de disposer, dans chaque spécialité, d'agents parfaitement formés et entraînés.

Tout porte à croire qu'à moins de changements radicaux dans la répartition des tâches, les déséquilibres observés dans la distribution des doses individuelles ne s'amenuiseront pas dans les années qui viennent ; en clair, toutes choses égales par ailleurs, il est vraisemblable qu'à l'horizon 1990 certains groupes de travailleurs devront supporter annuellement des doses de 30, 40 voire 50 mSv si nous n'y prêtons pas attention.

Le problème n'est donc pas seulement de limiter la dose globale collective qui, selon les prévisions actuelles et sous réserve des aléas exposés au paragraphe précédent, se situera dans la fourchette de 200 à 250 h.Sv/an en 1990* pour l'ensemble du parc PWR, mais aussi de *veiller particulièrement à limiter les doses des groupes les plus exposés.*

CONCLUSION

Les doses collectives reçues sur les réacteurs PWR français au cours des premières années d'exploitation évoluent en restant comprises à l'in-

* 4 à 4,5 h.Sv par réacteur et par an, sur un parc d'environ 50 réacteurs PWR en exploitation. La part des réacteurs graphite-gaz et surgénérateur sera tout à fait négligeable.

térieur des limites généralement admises pour des réacteurs de ce type tant en France qu'à l'étranger. A titre d'illustration, la dose annuelle moyenne par tranche était, aux USA de 4,5 h.Sv en 1981 pour un par comportant des centrales jeunes et vieilles, ce qui nous place en position favorable. En Europe, les centrales PWR de Ringhals (Suède) et Loviisa (Finlande) continuent à retenir notre attention.

Nous pouvons aujourd'hui confirmer le bien-fondé des options que nous avons prises tant dans le domaine de la *prévention* que celui de la *protection*. Toutefois, l'effort de réduction des doses doit être poursuivi sans relâche car, à terme, nous risquons d'être confrontés à un réel problème de distribution des doses individuelles ; même si la "charge" totale est supportable par l'ensemble des travailleurs DATR, il faudra faire en sorte que la nuisance supportée par chacun d'eux, située certes en-deçà des limites réglementaires, reste à un niveau "aussi bas que raisonnablement possible".