

# ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION

RADIOPROTECTION ET MAINTENANCE  
DES CENTRALES NUCLEAIRES  
A L'HORIZON 1992

Colloque organisé conjointement par  
l'Association belge de Radioprotection  
et la Société Française de Radioprotection  
avec l'appui du Commissariat Général pour  
la Promotion du Travail et de la Commission  
des Communautés Economiques Européennes

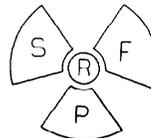
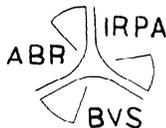
Bruxelles, 24 - 26 mai 1990

---

---

VOL. 15, N° 1-2

1990



Driemaandelijkse  
periodiek  
1050 Brussel 5

Périodique  
trimestriel  
1050 Bruxelles 5

---

---

RADIOPROTECTIE EN ONDERHOUD  
VAN KERNCENTRALES  
IN HET VOORUITZICHT VAN 1992

Colloquium georganiseerd door de  
Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming  
in samenwerking met de Société Française  
de Radioprotection en met de steun van  
het Commissariaat-Generaal voor de Promotie  
van de Arbeid en van de Commissie van  
de Europese Economische Gemeenschap

Brussel, 24 - 26 mei 1990

ANNALEN VAN DE BELGISCHE VERENIGING  
VOOR STRALINGSBESCHERMING

Hoofdredacteur

Dr M.H. FAES  
Fazantendreef, 13  
3140 Keerbergen

Rédacteur en chef

Redactiesecretariaat

Mme Cl. STIEVENART  
14, rue Juliette Wytsmanstraat  
1050 Bruxelles - Brussel

Secrétaire de rédaction

Publikatie van teksten in de Annalen gebeurt onder volledige verantwoordelijkheid van de auteurs.

Nadruk, zelfs gedeeltelijk uit deze teksten, mag enkel met schriftelijke toestemming van de auteurs en van de Redactie.

Les textes publiés dans les Annales le sont sous l'entière responsabilité des auteurs.

Toute reproduction, même partielle, ne se fera qu'avec l'autorisation écrite des auteurs et de la Rédaction.

Dit nummer bevat teksten van uiteenzettingen gedaan tijdens het Colloquium gezamenlijk georganiseerd in Brussel van 24 tot 26 mei 1989 door de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming en de Société Française de Radioprotection en gewijd aan :

RADIOPROTECTIE EN ONDERHOUD VAN KERNCENTRALES IN HET VOORUITZICHT VAN 1992.

Ce numéro contient les textes d'exposés présentés lors d'un Colloque organisé à Bruxelles du 24 au 26 mai 1989 par l'Association Belge de Radioprotection et la Société Française de Radioprotection et consacré à :

RADIOPROTECTION ET MAINTENANCE DES CENTRALES NUCLEAIRES A L'HORIZON 1992.

OPENINGSZITTING - SEANCE D'OUVERTURE

- J. DELHOVE - J. PRADEL  
Allocutions d'ouverture 5 - 12
- L.J. BRINKHORST  
La radioprotection à l'échelle de l'Europe 1992 13 - 24

SESSIE 1 - SESSION 1

- Huidige organisatie van de radioprotectie in verband met het onderhoud en voorstelling van enkele grote werven. 25
- Organisation actuelle de la radioprotection pour la maintenance et présentation de grands chantiers.
- Y. LECORRE, B. MAINBOURG  
Les perspectives de la maintenance nucléaire en Europe. 27 - 52
- R. GODIN, L. STRICKER  
Maintenance et radioprotection dans le parc électronucléaire français. 53 - 68
- P. DOUMONT  
Organisation de la radioprotection dans le cadre de la maintenance à la Centrale de Tihange. 69 - 88
- O. MEEUWIS  
De rol van Westinghouse in de voorbereiding van service activiteiten. 89 - 102
- B. BREGEON  
Une grande opération de maintenance : la microbillage de tubes de générateur de vapeur. 103 - 122
- M. BACOT  
La préparation des chantiers : remplacement de GV. 123 - 130
- BESPREKING - DISCUSSION 131 - 134

SESSIE 2 - SESSION 2

Tien jaar Tihange 1.	La décennale de Tihange 1.	135
- H. DRYMAEL		
Approche méthodologique de la décennale de Tihange 1.		137 - 158
- J.M. ALLENE		
La décennale de Tihange 1 : analyse des opérations de préparation, déroulement de l'arrêt de tranche décennal.		159 - 168
- G. PIRONET, G. FOUREZ		
La dosimétrie de la visite décennale.		169 - 186
- P. HEBRANT, G. DE SAEDELEER		
Les sous-produits des interventions sur site - décontamination et recyclage.		187 - 194
	BESPREKING - DISCUSSION	195 - 196

SESSIE 3 - SESSION 3

Evolutie van interventietechnieken.	Evolution des techniques d'intervention.	197
- G. FERRIOLE, J. SEGUY, R. HILMOINE		
Les perspectives offertes par la robotique - le programme ISIS.		199 - 228
- L. VAN HULLE, J.L. GAUTHIER, J. ALAERTS		
La robotique appliquée aux interventions sur générateur de vapeur Application : le manchonnage par soudage laser.		229 - 252
- J. LOCHARD, A. COURCOUX, J. LOUIS-JOSEPH-DOGUE		
Gestion de doses : préparation et suivi des chantiers - Analyse du retour d'expérience.		253 - 270
- A. BRISSAUD, Ph. RIDOUX		
Les outils de la prévision des débits de dose.		271 - 272
- G. RICHEUX, G. ROY		
Préparation du personnel aux interventions : le CETIC.		273 - 314
	BESPREKING - DISCUSSION	315 - 318
		319 - 406

SESSIE 4 - SESSION 4

De eenmaking van de Europese Markt en de praktische gevolgen in verband met de stralingsbescherming van de werknemers.	L'ouverture du marché unique européen et ses conséquences pratiques pour la radioprotection des travailleurs.	
	<u>SLUITINGSZITTING - SEANCE DE CLOTURE</u>	407 - 414
	<u>LIJST DER DEELNEMERS - LISTE DES PARTICIPANTS</u>	415 - 432

ALLOCUTION DE MONSIEUR J. DELHOVE

PRESIDENT DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION

Monsieur le Directeur - Général,

Monsieur le Président de l'Association Internationale de Radioprotection.

Monsieur le Président de la Société Française de Radioprotection.

Messieurs les Présidents et Délégués des Sociétés Européennes de Radioprotection.

Mes Chers Collègues,

C'est un honneur tout particulier qui m'échoit d'accueillir au nom de l'association belge de radioprotection, les nombreux participants - nous sommes plus de 160 participants - à ce colloque consacré à la radioprotection et à la maintenance dans les centrales nucléaires à l'horizon 1992.

Ce colloque est organisé conjointement par notre association et la société française de Radioprotection et je ne saurais assez dire à son président, Monsieur PRADEL, aux membres français du Comité des Programmes, Messieurs BOIRON, HOUPIN, LOCHARD et UZZAN, qui nous ont secondé tout au long de la préparation du colloque et à tous nos collègues français combien ces rencontres nous comblent à la fois par la chaleur des contacts humains et par l'enrichissement des idées et de l'expérience qu'ils nous apportent.

Je voudrais également remercier Monsieur le Directeur - Général BRINKHORT et ses principaux collaborateurs, en particulier Messieurs ERISKAT, CIBRIAN et LELLIG, pour l'enthousiasme qu'ils ont témoigné à notre projet et le soutien matériel qu'ils nous ont apporté à la réalisation de ce colloque.

Grâce à l'appui des communautés européennes, notre plaisir est multiplié puisque nous avons la joie de voir participer à nos travaux une délégation de chacune des sociétés européennes de radioprotection.

Je salue ici la présence des présidents de ces sociétés ou de leur représentants :

Madame et Messieurs

BECKER - ALLEMAGNE

GIBSON - GRANDE BRETAGNE

FRANCISCO GONZALES TARDIU et EDUARDO SOLLET SAUDO - ESPAGNE

HENTELA - FINLANDE

PROUKAKIS, GEORGIU et MALAMITSI - GRECE

BUSUOLI - ITALIE

BEENTJES - PAYS-BAS

MALMQVIST - SUEDE

WIEDERKER - SUISSE

Enfin une personne qu'il n'est plus besoin de présenter, Monsieur John LAKEY Président de l'Association Internationale de Radioprotection, nous a fait le grand honneur d'être présent parmi nous.

L'A.I.R.P. est d'ailleurs bien représentée puisque nous avons le plaisir de saluer la présence de son Secrétaire Général, Monsieur Chris HUISKENS.

Je voudrais encore remercier Madame MARQUEGNIES, Commissaire Général à la promotion du travail, pour le soutien fidèle qu'elle a toujours témoigné à notre association.

Elle n'a pu malheureusement se libérer pour assister à nos travaux.

Le professeur LAFONTAINE en mission à l'étranger a également demandé à être excusé.

Le maintien des centrales nucléaires à un niveau élevé de fiabilité et de sécurité exige des travaux importants de vérification et d'entretien qui entraînent à leur tour un risque d'exposition des travailleurs.

L'exploitant se trouve ainsi confronté avec des problèmes de formation et d'encadrement en radioprotection ainsi que d'une gestion rigoureuse des doses individuelles et collectives afin d'assurer la protection des travailleurs et respecter des dispositions légales.

Le caractère répétitif de ce travaux se prête d'autre part à l'analyse, à la réflexion et stimule de nouveaux efforts pour réduire le coût dosimétrique des arrêts de tranche. L'éventualité d'une nouvelle révision des limites de dose pourrait donner encore plus d'actualité à cette démarche

Je souhaite à tous les participants un fructueux congrès et un agréable séjour à Bruxelles que vous avez le privilège de voir sous un soleil éclatant.

Avant d'ouvrir officiellement les travaux et d'entendre les communications de nos collègues, il me reste l'agréable tâche de donner la parole à Monsieur PRADEL, Président de la Société Française de Radioprotection.

TOESPRAAK VAN DE HEER J. DELHOVEVOORZITTER VAN DE BELGISCHE VERENIGING VOOR STRALINGSBESCHERMING.

Mijnheer de Directeur Generaal,

Mijnheer de Voorzitter van de Internationale Vereniging voor Stralingsbescherming,

Mijnheer de Voorzitter van de Franse Vereniging voor Stralingsbescherming,

De Heren Voorzitters en Afgevaardigden van Europese Verenigingen voor Stralingsbescherming.

Beste Collega's,

Het is een bijzondere eer die mij te beurt valt om in naam van de belgische vereniging voor stralingsbescherming, de talrijke deelnemers - wij zijn met meer dan 160 - te mogen begroeten op dit colloquium gewijdt aan de Radio-protectie en onderhoud van kerncentrales in het vooruitzicht van 1992.

Dit colloquium wordt georganiseerd door onze vereniging in samenwerking met de "Société Française de Radioprotection" en ik kan aan zijn Voorzitter, de Heer PRADEL en aan de leden van het programmakomitee, de Heren BOIRON, HOUPIN, LOCHARD en UZZAN, welke ons bijgestaan hebben gedurende de voorbereiding van dit colloquium en aan al onze franse collega's, niet genoeg zeggen in welke mate deze bijeenkomsten ons bevredigen zowel op menselijk gebied als op het gebied van de verrijking der ideeën en de ondervinding die zij ons bijbrengen.

Ik zou eveneens de directeur-generaal BRINKHORST en zijn bijzonderste medewerkers, vooral de Heren ERISKAT, CIBRIAN en LELLIG willen bedanken voor de geestdrift die ze betuigd hebben voor ons projekt en de materiele steun die ze ons gegeven hebben voor het verwezenlijken van dit colloquium.

Dank zij de steun ons verleend door de Europese gemeenschappen, werd ons genoegzaam vermenigvuldigd gezien wij het plezier hadden om een delegatie van elke Europese gemeenschap voor stralingsbescherming te zien deelnemen aan onze werken.

Ik begroet hier de aanwezigheid van de voorzitters van deze verenigingen of van hun vertegenwoordigers.

Mevrouw en Mijne Heren,

BECKER - DUITSLAND

GIBSON - GROOT-BRITTANIE

FRANCISCO GONZALES TARDIU et EDUARDO SOLLET SAUDO - SPANJE

HENTELA - FINLAND

PROUKAKIS, GEORGIU et MALAMITSI - GRIEKENLAND

BUSUOLI - ITALIE

BEENTJES - NEDERLAND

MALMQVIST - ZWEDEN

WIEDERKER - ZWITSERLAND

Tenslotte een persoon waarvan het niet meer nodig is hem voor te stellen, de Heer John LAKEY, Voorzitter van de Internationale Vereniging voor Stralingsbescherming, die ons de grote eer bewijst onder ons aanwezig te zijn. Deze vereniging is trouwens goed vertegenwoordigd daar wij het genoeg hebben de aanwezigheid te begroeten van de Heer Chris HUISKENS, Sekretaris Generaal.

Ik zou nog Mevrouw MARQUEGNIES, Algemeen Komissaris voor de bevordering van de Arbeid, willen bedanken voor de trouwe steun die ze altijd brengt aan onze vereniging. Ze kon zich spijtig genoeg niet vrijmaken om onze werken bij te wonen.

Professor LAFONTAINE, in opdracht in het buitenland, vroeg eveneens om hem te verontschuldigen.

Het onderhoud van de kerncentrales op een hoog niveau van betrouwbaarheid en veiligheid eisen belangrijke werken van nazicht en onderhoud welke op hun beurt een blootstellingsrisico van de werknemer met zich brengt.

De uitbater wordt dusdanig geconfronteerd met vormings- en omgevingsproblemen in stralingsbescherming evenals met het strikte beheer van de individuele en collectieve doses teneinde de bescherming van de werknemers en de wettelijke schikkingen te eerbiedigen.

Het herhaaldelijk voorkomen van deze werken leent zich ten andere aan de ontleding, aan de opmerkingen en stimuleert nieuwe inspanningen om de kostprijs van de dosimetrie bij stilleggen te verminderen. De eventualiteit van een nieuwe revisie van de dosislimieten zou nog meer aktualiteit kunnen geven aan deze handelingen.

Ik wens aan alle deelnemers een goed congres en een aangenaam verblijf te Brussel die U het voorrecht heeft onder een blakende zon te zien.

Alvorens officieel de werken te openen en uit te breiden over de mededelingen van onze collega's, blijft er mij de aangename taak over het woord te geven aan de Heer PRADEL, Voorzitter van de "Société Française de Radioprotection".

ALLOCUTION DE MONSIEUR PRADELPRESIDENT DE L'ASSOCIATION FRANCAISE DE RADIOPROTECTION

Monsieur le Directeur Général,  
Monsieur le Président,  
Mesdames, Messieurs,

Au nom de la Société Française de Radioprotection, je remercie l'Association Belge de Radioprotection de nous avoir associés à l'organisation de ces journées. Ce n'est pas la première fois que nous travaillons ensemble, et comme vient de le dire son Président, M. DELHOVE, c'est toujours dans d'excellentes conditions que se déroule l'organisation de ces manifestations

Je rappellerai simplement la réunion tenue il y a 4 ans ici même dans des conditions semblables. Le sujet était un peu plus vaste puisqu'il traitait de la radioprotection dans l'ensemble des installations nucléaires et non pas comme aujourd'hui seulement dans les réacteurs. Une autre différence vient aussi du fait qu'à cette époque l'horizon 92 était nettement plus loin et que les problèmes communautaires étaient moins d'actualité, bien que la Commission des Communautés Européennes ait déjà apporté son appui à cette manifestation. Je crois donc que le sujet retenu pour ces journées devrait vous intéresser tant sur le plan technique que réglementaire.

Je profite aussi de l'occasion qui m'est donnée de m'adresser à vous pour vous dire combien je crois qu'il y a pour nos Sociétés Scientifiques un rôle à jouer pour faire prévaloir un point de vue raisonnable sur les grands problèmes de radioprotection qui sont posés aux responsables du développement de l'énergie nucléaire.

L'enquête menée par l'A.I.R.P. à l'initiative de son Président, John LAKEY, auprès des Sociétés Nationales, pour connaître leur point de vue sur l'importante question de l'abaissement des limites de dose, constitue un premier pas dans une voie que nous devons poursuivre.

Il nous faut trouver le moyen de faire entendre la voix des techniciens compétents en radioprotection qui constituent une majorité un peu trop silencieuse dans la cacophonie médiatique actuelle. La S.F.R.P. a fait des efforts dans ce sens et la résolution que nous avons diffusée sur le problème du radon dans les habitations est, à notre avis, un exemple de ce qui peut être fait au niveau national, puis dans un deuxième stade au niveau européen, voire mondial, avec l'A.I.R.P.

J'espère que cette réunion nous permettra de dégager des consensus que les organisateurs et l'ensemble des participants devront ensuite promouvoir. C'est le vœu que je formule pour le succès de notre réunion.

LA RADIOPROTECTION A L'ECHELLE DE L'EUROPE 1992

Discours d'ouverture

L.J. Brinkhorst

Directeur Général

Environnement, Sécurité Nucléaire

et Protection Civile

Commission des Communautés européennes

Mesdames et Messieurs,

C'est un plaisir pour moi de m'adresser à vous à l'occasion de ce colloque, et d'avoir l'opportunité de vous présenter la dimension européenne de la radioprotection dans le cadre du marché unique de 1992.

Les actions de la Communauté européenne dans le domaine nucléaire se basent sur le Traité Euratom de 1957. L'objectif principal de ce Traité vise à créer les conditions nécessaires à la croissance des industries nucléaires. A son entrée en vigueur en 1958, un de ses buts primordiaux était de favoriser un programme ambitieux de recherche et de

développement. L'industrie de l'énergie nucléaire en était à ses débuts. Depuis lors, la production d'énergie nucléaire a connu un développement tel, qu'en 1988, cent trente neuf centrales nucléaires étaient en service dans la Communauté. De plus, depuis 1958, le parc des installations nucléaires et la gamme des applications du nucléaire se sont développés d'année en année, si bien qu'aujourd'hui près d'un million de travailleurs communautaires sont régulièrement contrôlés en raison de leur exposition aux rayonnements ionisants, auxquels ils sont soumis dans le cadre de leur activité professionnelle. Celle-ci, dans 80% des cas, concerne des domaines autre que l'industrie nucléaire.

L'industrie nucléaire de la Communauté a contribué, dans ces dernières années, à réduire notre dépendance vis-à-vis des importations de pétrole, et de façon plus générale, à diminuer la pression sur les ressources pétrolières mondiales. L'expansion du nucléaire a également aidé dans une certaine mesure, à ralentir la dégradation de l'atmosphère de notre planète et de notre environnement, provoquée par les résidus de combustion des combustibles fossiles.

Les applications des techniques nucléaires autres que la production d'électricité, ont eu aussi un développement remarquable. Dans les hopitaux des pays communautaires, un patient sur quatre, profite des techniques nucléaires, soit pour le diagnostic, soit pour la thérapie. Ces techniques nucléaires contribuent également de façon importante, à l'évolution de l'agriculture et sont devenues des pratiques courantes dans l'industrie classique.

L'accident survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl en avril 1986, a de nouveau posé la question de la sécurité nucléaire. Il a montré que l'exposition potentielle à la radioactivité, concerne toute la population de la Communauté, car elle vit effectivement dans le voisinage plus ou moins large d'une centrale nucléaire. Tchernobyl a été de loin l'accident le plus grave de l'industrie nucléaire, et le seul qui ait produit des conséquences sérieuses sur l'environnement. Il a montré qu'il n'est plus possible de considérer les centrales nucléaires dans un contexte exclusivement national.

Parallèlement au développement de l'industrie nucléaire, la protection de la santé et de l'environnement revêt une importance essentielle aux yeux des citoyens européens. Il existe en eux, une inquiétude accrue des risques d'exposition aux rayonnements. Celle-ci a affecté à son tour le développement de l'industrie nucléaire. Des sondages d'opinion montrent qu'il existe dans plusieurs Etats membres, une opposition importante de l'opinion publique au développement ou à l'existence même de l'énergie nucléaire. Cette opposition est souvent associée à une information déficiente sur l'utilisation des techniques nucléaires, sur les risques dérivés de cette utilisation, et sur les mesures qui existent pour réduire ces risques. Le contraste à cet égard avec d'autres domaines industriels, par exemple celui de l'industrie chimique, est significatif. C'est pourquoi la sécurité nucléaire, la protection radiologique, ainsi que l'information du public, ont, sur ce sujet, un rôle de la plus grande importance.

Mais quel rôle doit jouer la Communauté européenne, en particulier la Commission, dans le domaine de la radioprotection?

Parmi les tâches principales, assignées à la Communauté par le Traité Euratom, figurent l'élaboration des normes de sécurité uniformes pour la radioprotection de la population et des travailleurs et la surveillance de leur application.

Le cadre réglementaire pour accomplir cette tâche prévoit un certain nombre de missions incombant aux institutions communautaires et aux Etats membres.

Dépuis ses débuts, la Communauté s'est efforcée de fonder son approche de la radioprotection sur des principes scientifiques irréfutables. Cette position a toujours été considérée comme la plus claire et la seule qui puisse garantir le maintien de la conformité entre les Directives normes de base Euratom et les dispositions de protection radiologique prises par les pays non membres de la Communauté.

Le chapitre III du Traité Euratom est spécifiquement consacré à la radioprotection, et c'est en vertu de ces dispositions que, depuis 1959, le Conseil des ministres de la Communauté a arrêté des directives successives fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs, contre les risques résultants des rayonnements ionisants. Les normes de base actuellement en vigueur datent de 1980 et 1984.

Dans le souci d'une protection optimale de ses citoyens, la Communauté a procédé, chaque fois que l'évolution des connaissances scientifiques le réclamait, à une adaptation des Directives normes de base. Avant même d'envisager une nouvelle révision, la Commission insiste sur l'importance de maintenir le consensus international dans ce domaine, et sur la nécessité d'une concertation des organisations internationales concernées. Ce consensus est particulièrement important dans le contexte de la réalisation du Marché unique prévu pour 1992, afin d'éviter que des règles de radioprotection différentes ne créent des entraves aux échanges.

Dans beaucoup de secteurs où la Commission a déjà des responsabilités réglementaires, l'arrivée du Marché Unique en 1992, avec les perspectives de concurrence, de croissance et de spécialisation qui en résulteront, va introduire de nouveaux défis et problèmes. J'estime que si le consensus que je viens d'évoquer est préservé, la situation dans le domaine de la radioprotection va pouvoir se développer sans trop de difficultés.

Avec l'entrée en vigueur du Marché Unique, il est certain que les actions de coopération et les échanges de personnel entre pays vont augmenter. C'est pourquoi, il faut se préoccuper dès maintenant du problème posé par le suivi dosimétrique des travailleurs exposés de catégorie A, en particulier celui des travailleurs d'entreprise de sous-traitance ou d'intérim.

Afin d'assurer une protection efficace de cette catégorie de travailleurs j'ai donc demandé à mes services de préparer un projet de directive sur la protection opérationnelle des travailleurs extérieurs, intervenant dans des installations utilisant des rayonnements ionisants. Pour obtenir une protection efficace de ces travailleurs, le projet de directive prévoit l'utilisation d'une attestation individualisée d'intervention.

Nous pourrions aller plus loin et envisager une éventuelle liaison au niveau communautaire des différents systèmes régionaux et nationaux d'enregistrement de doses. Mais avant d'y parvenir, il faudrait mettre en oeuvre une harmonisation préalable des systèmes de suivi dosimétrique et obtenir la reconnaissance et l'approbation mutuelle des services de dosimétrie. Le projet de directive que j'ai évoqué représentera aussi un premier pas dans l'objectif d'une harmonisation européenne.

Les Etats membres de la Communauté ont le devoir de prendre des dispositions législatives, réglementaires et administratives pour adapter leur propre législation aux normes de base. La responsabilité de la mise en oeuvre de cette législation incombe bien, dans chaque Etat membre, aux spécialistes en radioprotection. Ceux-ci doivent se consacrer à éviter des pratiques dangereuses et prévenir, si besoin, des risques non nécessaires. Mais en même temps, les spécialistes en radioprotection devraient s'engager plus activement dans des efforts d'information du public afin d'expliquer en termes compréhensibles les avantages des applications judicieuses des rayonnements ionisants, ainsi que les mesures de protection associées qui garantissent la sécurité de ces applications.

Après l'accident de Chernobyl la Commission a établi en 1986 un programme de travail en vue d'adapter, voir développer, ses actions en vertu des dispositions du Chapitre III du Traité Euratom qui concerne la radioprotection des travailleurs et de la population. C'est ainsi qu'elle a, entre autres, multiplié ses propres efforts d'information parmi lesquels je cite notamment la proposition de directive du Conseil concernant l'information de la population sur les mesures de protection sanitaires applicables et sur le comportement à adopter en cas d'urgence radiologique. Je suis convaincu que l'adoption de cette directive par le Conseil contribuera de façon significative à l'amélioration de l'information du public. Dans ce context je mentionne également la création d'une Conférence permanente sur la santé et la sécurité à l'ère nucléaire. Par ailleurs, la Commission a entamé l'élaboration de modules audiovisuels sur la radioprotection et l'élaboration de brochures destinées au public. Elle poursuivra aussi ses initiatives en vue de l'information et de la formation des travailleurs dans le domaine du nucléaire.

L'amélioration de l'information du public est devenue une condition indispensable pour obtenir une certaine objectivité dans le débat sur le nucléaire. Dans le cadre d'un débat objectif, les avantages relatifs présentés par un nucléaire bien géré, comme la compétitivité, l'indépendance économique ou l'impact environnemental, pourraient être dûment appréciés par le public.

Même si l'attention de celui-ci continue à être focalisée sur la sûreté des centrales nucléaires, on a constaté par le passé, l'accident de Goiânia en 1987 en est un exemple, qu'un accident dans des applications médicales et industrielles du nucléaire peut avoir aussi de graves conséquences sur le public et influencer sa confiance dans tout ce qui touche le nucléaire. L'application rigoureuse des mesures de radioprotection dans ces applications revêt la même importance que dans la production d'électricité.

Dans le cadre de ce programme de travail, nous avons développé une réglementation communautaire fixant les niveaux maximaux admissibles de radioactivité dans les denrées alimentaires ; d'autre part, un système d'échange rapide d'information en cas d'urgence radiologique a été mis en place.

La Commission a développé également des mesures importantes liées au suivi et à l'évaluation de l'impact de la radioactivité dans l'environnement. D'ailleurs, l'article 35 du Traité Euratom donne à la Commission le droit d'inspection des installations nationales de surveillance de la radioactivité dans l'environnement, et la Commission étudie actuellement les conditions dans lesquelles ce droit pourrait être appliqué.

En matière de recherche et développement la Commission gère des programmes importants à la fois directement dans ses installations du Centre Commun de Recherche (CCR) et à frais partagés en collaboration avec les institutions scientifiques des Etats membres. Ces programmes concernent notamment la radioprotection et la sûreté des réacteurs.

Un problème soulevé par l'affaire "TRANSNUKLEAR", lequel a notamment amené le Parlement européen à instituer, en janvier 1988, une commission d'enquête sur le manutention et le transport de matières nucléaires, est celui du renforcement du suivi administratif des transferts de déchets radioactifs, à l'instar de ce qui est imposé par une Directive du Conseil relative aux déchets dangereux. Le programme de travail de la Commission prévoit qu'une proposition à cet effet, basée sur l'Article 31 du Traité Euratom soit soumise dans les prochains mois aux institutions communautaires concernées.

Tous ces actions sont de la plus grande importance parce que la Commission est d'avis que le nucléaire ne pourra continuer à jouer un rôle important en Europe que si les citoyens ont la conviction d'avoir leur sécurité et leur santé assurées. Dans ce contexte, une réglementation claire en radioprotection, s'appuyant sur des bases scientifiques confirmées, et son application rigoureuse constituent des conditions nécessaires pour la meilleure protection possible.

Je considère qu'il est du plus grand intérêt pour la Communauté et pour chaque Etat membre, de faire un effort dans l'application des dispositions du Chapitre III du Traité Euratom, afin d'améliorer la protection de la santé des citoyens européens.

La convocation de ce colloque se situe dans un moment opportun, et j'espère que les objectifs qui ont été fixés par les organisateurs seront atteints. Le colloque doit servir, comme je l'entend, de lieu de rencontre pour un échange d'opinions au niveau européen, sur les fruits

de l'expérience acquise et puisse-t-il être pour vous en tant que spécialistes en radioprotection une occasion de réfléchir sur les solutions possibles aux problèmes posés et sur l'influence du Marché unique de 1992 à cet égard.

La radioprotection à l'échelle de l'Europe de 1992 est un véritable défi pour tous ceux qui ont des responsabilités réelles dans ce domaine. En vous exprimant mes meilleurs voeux pour une pleine réussite de votre réunion, je voudrais assurer les membres de vos associations, que la Commission continuera à assumer les responsabilités qui lui ont été attribuées par le Traité Euratom, en particulier dans le domaine de la radioprotection. Mais, comme par le passé, elle compte sur une collaboration constructive avec les service nationaux chargés de la radioprotection, et aussi, sur celle des associations nationales de radioprotection que vous représentez ici.

## Résumé

Les actions de la Communauté Européenne dans le domaine nucléaire se basent sur le Traité Euratom 1957. Depuis son entrée en vigueur les applications nucléaires de tout type ont connu dans la Communauté un développement remarquable. Parallèlement, la protection de la santé et de l'environnement ont acquis une importance essentielle aux yeux des citoyens européens. Dans ce contexte la sécurité nucléaire, la radioprotection et l'information du public ont un rôle de la plus grande importance.

La Communauté s'est toujours efforcée de fonder son approche de la radioprotection sur des principes scientifiques inspirés des recommandations de la CIPR. Cette position prudente du point de vue scientifique est la seule qui peut garantir le maintien du consensus international en radioprotection. Si ce consensus est préservé, le Marché Unique de 1992 ne posera de problèmes significatifs dans le domaine de la radioprotection, car la Communauté dispose déjà d'un système réglementaire très poussé qui est régulièrement adapté aux nouvelles données scientifiques de base et aux nouvelles recommandations de la CIPR et du UNSCEAR. Cette adaptation et le maintien du consensus communautaire et international sont les deux lignes directrices qui guideront les actions de la Commission d'ici à 1992.

## Samenvatting

De akties van de Europese Gemeenschap op nucleair gebied zijn gebaseerd op het Euratom verdrag van 1957. Sinds zijn in voege treden hebben de nucleaire toepassingen op alle gebied een merkwaardige ontwikkeling gekend. Gelijklopend hebben de gezondheidszorg en de bescherming van het milieu een essentieel belang gekregen in de ogen van de Europese burger. In dit verband hebben de nucleaire veiligheid, de radioprotectie en de voorlichting van het publiek een rol die van het grootste belang is.

De Gemeenschap heeft zich altijd ingespannen om haar benadering van de radioprotectie op de aanbevelingen van de ICRP te baseren. Deze voorzichtige houding vanuit wetenschappelijk oogpunt is de enige die een internationale consensus op gebied van radioprotectie kan blijven waarborgen. Als deze consensus behouden blijft zal de gemeenschappelijk markt van 1992 geen noemenswaardige problemen stellen op het gebied van de radioprotectie, want de Gemeenschap beschikt nu reeds over een goed uitgewerkt reglementair systeem dat regelmatig aangepast wordt aan de nieuwe wetenschappelijke basisgegevens en aan de aanbevelingen van de ICRP en de UNSCEAR. Deze aanpassing en handhaving van de communautaire en internationale consensus zijn de leidraden van de akties van de commissie tot 1992.

SESSION 1 : ORGANISATION ACTUELLE DE LA RADIOPROTECTION  
POUR LA MAINTENANCE ET PRESENTATION DES GRANDS CHANTIERS

SESSIE 1 : HUIDIGE ORGANISATIE VAN DE RADIOPROTECTIE IN VERBAND  
MET HET ONDERHOUD EN VOORSTELLING VAN ENKELE GROTE WERVEN

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n° 1-2 (1990)

LES PERSPECTIVES DE LA MAINTENANCE NUCLEAIRE EN EUROPE

Y. LE CORRE et B. MAINBOURG  
Direction des Services Nucléaires  
FRAMATOME

Résumé

La maintenance nucléaire constitue, compte tenu de ses enjeux et de son poids économique, l'une des préoccupations stratégiques des exploitants des centrales nucléaires.

La maintenance, partie intégrante de l'activité des exploitants conditionne:

- . la production
- . les conditions de cette production
- . la sûreté mais aussi la sécurité
- . enfin, et non des moindres, la durabilité.

Il conviendra tout d'abord de définir en quoi consiste la maintenance, quels sont ses concepts de base, quels sont les niveaux de maintenance et quels sont les opérateurs.

La maintenance s'exprime enfin en terme de perspectives avec les phénomènes de vieillissement et de dégradation, les constantes de temps technologiques, les tissus industriels des pays, etc..., ces paramètres constituant, aussi, les grands rendez-vous de la maintenance nucléaire européenne.

SOMMAIRE

1. LES NOUVELLES TENDANCES DE LA MAINTENANCE INDUSTRIELLE.
2. LES NORMES DE LA MAINTENANCE.
3. APPLICATION AU SECTEUR NUCLEAIRE
4. GENERALITES SUR LA MAINTENANCE DES CENTRALES NUCLEAIRES.
5. LES ACTIVITES DE MAINTENANCE NUCLEAIRE.
  - 5.1. Le cas de la France.
  - 5.2. Le cas des autres pays Européens.
6. LES FACTEURS D'INFLUENCE DE LA MAINTENANCE DES CENTRALES NUCLEAIRES.
  - 6.1. L'acceptation nucléaire.
  - 6.2. Les autorités administratives.
  - 6.3. Les conditions d'exploitation.
  - 6.4. Les relations exploitants - industriels de la maintenance.
7. LES PERSPECTIVES.
  - 7.1. Le vieillissement naturel du parc.
  - 7.2. Les échéances constituées par les visites réglementaires.
  - 7.3. Les phénomènes de corrosion.
  - 7.4 L'obsolescence technologique.
  - 7.5 Les accidents.
8. LE CONTEXTE ET LES PERSPECTIVES DANS CHAQUE PAYS.
9. CONCLUSION.

## LES PERSPECTIVES DE LA MAINTENANCE NUCLEAIRE EN EUROPE

### 1. LES NOUVELLES TENDANCES DE LA MAINTENANCE INDUSTRIELLE :

La maintenance industrielle est en pleine évolution, tout particulièrement pour les installations à marche continue ou celles qui le deviennent, comme les usines d'automobiles, les unités dites à feu continu et bien sûr dans notre secteur, les centrales nucléaires.

Il faut rechercher les causes majeures de cette évolution dans le souci des Exploitants :

- d'augmenter la fiabilité et la disponibilité de leurs installations,
- de les automatiser pour réaliser des économies de main-d'oeuvre, de fabrication ou de production,
- de confier davantage de responsabilités spécialisées à des Entreprises de service pour pouvoir concentrer leurs efforts vers leur activité principale.

Il en résulte à la fois une augmentation de la complexité des installations, la naissance de politique de maintenance et un déplacement progressif de l'interface Société d'Exploitation/Entreprise de Maintenance.

Cette évolution dépend étroitement des capacités d'adaptation et de dialogue des partenaires telles que :

- l'existence d'une politique à long terme et des moyens financiers correspondants,
- l'organisation du retour d'expérience,
- l'établissement de bases contractuelles adaptées.

Pour répondre à la demande des Exploitants, l'Entreprise de Maintenance doit pouvoir faire la preuve d'une connaissance approfondie du contexte et de la maîtrise des différentes activités qui concourent à la fiabilité et la disponibilité des installations.

Ces quelques mots constituaient les conclusions d'un récent colloque sur la maintenance industrielle réunissant grands donneurs d'ordres et industriels, professionnels de la maintenance.

Je me propose au cours de cet exposé de vous montrer que la maintenance nucléaire répond à la même approche que la nouvelle maintenance industrielle et d'en situer les perspectives pour les prochaines années en Europe.

## 2. LES NORMES DE LA MAINTENANCE (voir annexe 1)

La norme NFX 60-010 et NFX 50-501 définit pour la France, les principaux concepts de maintenance d'une part et les niveaux de maintenance d'autre part.

### La Maintenance :

C'est "l'Ensemble des actions permettant de maintenir ou de rétablir un bien dans un état spécifié ou en mesure d'assurer un service déterminé."

### La Maintenance préventive :

"Maintenance effectuée selon des critères prédéterminés, dans l'intention de réduire la probabilité de défaillance d'un bien ou la dégradation d'un service rendu."

### La Maintenance systématique :

"Maintenance préventive effectuée d'après un échancier établi selon le temps ou le nombre d'unités d'usage."

### La Maintenance conditionnelle :

"Maintenance préventive subordonnée à un type d'événement prédéterminé (autodiagnostic, information d'un capteur, mesure d'une usure, etc.) révélateur de l'état de dégradation du bien."

### La Maintenance corrective :

"Maintenance effectuée après défaillance."

### Le Dépannage :

"Action sur un bien en panne en vue de le remettre en état de fonctionnement au moins provisoirement."

### La Réparation :

"Intervention définitive et limitée de maintenance corrective après défaillance."

### La Révision :

"Ensemble des actions d'examen, de contrôles et des interventions effectuées en vue d'assurer le bien contre toute défaillance majeure ou critique, pendant un temps ou pour un nombre d'unités d'usage donné".

Il est d'usage de distinguer suivant l'étendue de cette opération, les révisions partielles des révisions générales.

Dans les deux cas, cette opération implique la dépose de différents sous-ensembles.

Ainsi, le terme révision ne doit en aucun cas être confondu avec les termes visites, contrôles, inspections, etc.

Les deux types d'opération définis (révision partielle ou générale) relèvent du 4e niveau de maintenance.

**La Rénovation :**

"Inspection complète de tous les organes, reprise dimensionnelle complète ou remplacement des pièces déformées, vérification des caractéristiques et éventuellement réparation des pièces et sous-ensembles défailants, conservation des pièces bonnes".

La rénovation apparaît donc comme l'une des suites possibles d'une révision générale au sens strict de sa définition.

**La Reconstruction :**

"Remise en l'état défini par le cahier des charges initial, qui impose le remplacement de pièces vitales par des pièces d'origine ou des pièces neuves équivalentes.

La reconstruction peut être assortie d'une modernisation ou de modifications".

Note : Les modifications apportées peuvent concerner, en plus de la maintenance et de la durabilité, la capacité de production, l'efficacité, la sécurité, etc.

**La Modernisation :**

"Remplacement d'équipements, accessoires et appareils ou éventuellement de logiciels apportant, grâce à des perfectionnements techniques n'existant pas sur le bien d'origine, une amélioration de l'aptitude à l'emploi du bien".

Note : Cette opération peut aussi bien être exécutée dans le cas d'une rénovation, que dans celui d'une reconstruction.

La rénovation ou la reconstruction d'un bien durable peut donner lieu - pour certains de ses sous-ensembles ou organes -, à la pratique d'un échange standard.

**L'échange standard :**

"Reprise d'une pièce, d'un organe ou d'un sous-ensemble usagé, et vente au même client d'une pièce, d'un organe ou d'un sous-ensemble identique, neuf ou remis en état conformément aux spécifications de constructeur, moyennant le paiement d'une soulte dont le montant est déterminé d'après le coût de remise en état".

Les termes précédemment définis, révision, rénovation, reconstruction, modernisation, semblent couvrir l'ensemble des interventions pour la remise à un état satisfaisant d'aptitude à l'emploi d'un bien grand public ou à usage industriel et professionnel.

Dans certains secteurs particuliers de l'activité économique, d'autres termes sont également utilisés, et il serait préférable, afin de ne pas créer d'ambiguïté, de les prohiber à propos d'opérations concernant des biens à usage industriel et professionnel. Ces termes sont : réfection, relevage, ravalement, reconditionnement, restauration, réhabilitation...

**Les cinq niveaux de maintenance** (voir annexe 2) :

Ces niveaux sont donnés à titre indicatif et leur utilisation pratique n'est concevable qu'entre des parties qui sont convenues de leur définition précise, selon le type de bien à maintenir.

**1er niveau :**

Réglages simples prévus par le constructeur au moyen d'organes accessibles sans aucun démontage ou ouverture de l'équipement, ou échanges d'éléments consommables accessibles en toute sécurité, tels que voyants ou certains fusibles, etc.

**2e niveau :**

Dépannage par échange standard des éléments prévus à cet effet et opérations mineures de maintenance préventive, telles que graissage ou contrôle de bon fonctionnement.

**3e niveau :**

Identification et diagnostic des pannes, réparations par échange de composants ou d'éléments fonctionnels, réparations mécaniques mineures, et toutes opérations courantes de maintenance préventive telles que réglage général ou réaligement des appareils de mesure.

**4e niveau :**

Tous les travaux importants de maintenance corrective ou préventive à l'exception de la rénovation et de la reconstruction. Ce niveau comprend aussi le réglage des appareils de mesure utilisés pour la maintenance, et éventuellement la vérification des étalons de travail par les organismes spécialisés.

Commentaire : Ce type d'intervention peut être effectué par une équipe comprenant un encadrement technique très spécialisé, dans un atelier spécialisé doté d'un outillage général (moyens mécaniques, de câblage, de nettoyage, etc.) et éventuellement des bancs de mesure et des étalons de travail nécessaires, à l'aide de toutes documentations générales ou particulières.

**5e niveau :**

Rénovation, reconstruction ou exécution des réparations importantes confiées à un atelier central ou à une unité extérieure.

Commentaire : Par définition, ce type de travaux est donc effectué par le constructeur, ou par le reconstruteur, avec des moyens définis par le constructeur et donc proches de la fabrication.

**3. APPLICATION AU SECTEUR NUCLEAIRE**

La norme définie ci-dessus trouve la totalité de son application dans la maintenance des installations nucléaires où se cotoient plusieurs paramètres :

- le vieillissement du matériel en usage normal ou en usage de surcharge,
- les phénomènes de dégradation incidentielle.

Le maintien ou le rétablissement d'un matériel dans un état spécifié ou en mesure d'assurer un service déterminé, autrement dit la maintenance, se réalise à plusieurs niveaux sur les installations nucléaires :

- de manière préventive,
- de manière corrective ou encore curative,
- de manière mixte ou combinée.

Les programmes de maintenance appliqués ou applicables aux matériels des centrales nucléaires en général élaborés par l'exploitant ou ses services spécialisés se traduisent concrètement par une série d'actions :

- inspections ou contrôles dits de surveillance,
- opérations d'entretien systématique et/ou courant,
- réparations ou interventions,
- échanges de pièces,
- révisions,
- modifications et améliorations.

#### 4. GENERALITES SUR LA MAINTENANCE DES CENTRALES NUCLEAIRES

On peut considérer que les besoins des centrales sont de deux natures :

- d'une part ceux liés à la nécessité d'entretien périodique (effectué lors des arrêts de tranche en général) ; certains de ces entretiens qui sont constitués en programme, peuvent aller jusqu'à des réparations et sont toujours précédés en amont de prescriptions réglementaires ou de contrôles (ou visites),
- d'autre part, ceux liés au fonctionnement de la tranche et qui sont de plusieurs ordres :
  - . souhait d'augmentation de la durée de vie des matériels par modification ou remplacement,
  - . amélioration de l'exploitation, de la conduite ou de la sûreté,
  - . réparations importantes,
  - . traitement préventif pour améliorer le comportement et la durée de vie.

La maintenance nucléaire au sens des exploitants ou des constructeurs ne recouvre pas tous ces domaines mais seulement ceux répondant à la fonction maintenance / entretien ou réparations.

Il s'agit de :

- 1) l'assistance technique du constructeur, en arrêt, liée à la connaissance des matériels
- 2) les services liés à certains états du matériel (ex : ouverture de la cuve etc...)
- 3) les contrôles en service,
- 4) les expertises de matériels,
- 5) l'entretien des matériels de l'ilot nucléaire,
- 6) le traitement préventif ou curatif des équipements ou d'éléments,
- 7) la réparation de matériels, composants, équipements.

Ces services sont assurés uniquement pendant les arrêts de tranche programmés ou fortuits. Il concernent tous les matériels de l'ilot nucléaire.

- équipement du C.P.P.
- chaîne PMC
- contrôle commande (CCE)
- circuits fluides
- composants auxiliaires
- machines tournantes

## 5. LES ACTIVITES DE MAINTENANCE NUCLEAIRE

La diversité même des actions citées précédemment, les disciplines ou les métiers qu'elles exigent, nous conduisent à définir la notion d'acteur de maintenance. Celui-ci agit par une série d'activités appropriées et conduit à l'établissement et la mise en oeuvre d'une politique de maintenance.

Il nous semble que dans le cas des installations nucléaires, l'établissement d'une politique de maintenance est un fait aussi important que celui de sa mise en oeuvre.

### 5.1. Le cas de la France :

L'exemple de la France est à cet égard très révélateur et très riche en enseignements.

J'emprunterais les quelques principes et considérations ci-dessous, aux représentants d'EDF, en particulier de l'UTO et du département Matériels du Service de la Production Thermique.

Les doctrines de maintenance dont il est question, constituent les bases d'une véritable politique de maintenance au service de la Sécurité et de l'exploitation économique des tranches.

La politique du Service de la Production Thermique d'EDF dans le domaine de la maintenance est fondée sur le respect d'un certain nombre d'objectifs, en particulier :

- la parfaite maîtrise de la disponibilité des centrales à un coût optimal, ce qui implique d'être en mesure avec des moyens propres d'effectuer parmi les opérations de maintenance celles qui permettent de recouvrer la disponibilité du matériel par une mise en oeuvre rapide des moyens disponibles.

- la maîtrise d'ensemble de toutes les opérations de maintenance réalisées avec des moyens externes sur le plan de la qualité de la réalisation, de la connaissance de l'état des matériels, des décisions à prendre, du respect des plannings, des coûts.
- la réalisation par le constructeur des travaux de modification ou de réparation faisant appel aux études de conception ou relevant de techniques particulières qui lui sont propres, afin de conférer au matériel réparé ou modifié, a minima les qualités d'origine et de bénéficier des progrès technologiques que le constructeur a pu réaliser entre-temps.
- la participation des constructeurs aux travaux de révision des matériels de leur fourniture, afin de leur assurer un retour d'expérience qui est à terme profitable à EDF et de bénéficier dans les meilleurs délais de leur bureau d'études en cas de besoin.
- la réduction des coûts de maintenance, par une optimisation des organisations mises en place, une meilleure adéquation entre les programmes de surveillance et d'entretien, l'état des matériels et l'utilisation qui en est faite, un partage optimisé entre maintenance corrective et maintenance préventive, et par l'emploi de techniques de maintenance performantes = maintenance conditionnelle, systèmes experts...
- la réduction de la dosimétrie des personnels intervenants.

L'application de la politique générale évoquée précédemment se traduit dans la pratique par une répartition des charges d'intervention entre exploitant et constructeur réparateur :

- sur site, matériel en place ou déposé, en atelier de site ou à l'extérieur dans des ateliers de fabrication ou de réparation.

Le tableau, en annexe 3, indique la répartition des activités selon les niveaux des opérations de maintenance :

- les niveaux 1 et 2 sont habituellement traités par EDF-SPT seul et les niveaux 3, 4 et 5 avec le constructeur sur site ou en atelier extérieur si le matériel est traitable en "échange standard" (remplacement d'un appareil défaillant ou en fin de potentiel par un appareil neuf ou révisé, la révision dudit appareil étant répartie en-dehors du chemin critique de l'arrêt de la tranche).

Les opérations de maintenance préventive se réfèrent à des programmes de maintenance issus d'une doctrine élaborée par EDF pour chaque famille d'appareils.

La doctrine s'appuie (annexe 4) sur des considérations liées à l'expérience d'exploitation et en particulier sur la prise en compte de l'usage léger ou intensif du matériel ainsi que l'influence de son comportement sur la sûreté ou la production.

Les programmes de maintenance (annexe 5) précisent la démarche en prenant compte des considérations pratiques d'exploitation, les préconisations du constructeur, et les exigences de la réglementation et des autorités de sûreté.

Les éléments de doctrine et de politique de maintenance évoqués précédemment s'appliquent aux matériels contaminés ou activés se rapportant aux îlots nucléaires des centrales. La particularité "radiologique" ajoute un certain nombre de contraintes aux interventions, dont le respect de la réglementation en vigueur, et en particulier :

- travaux à effectuer en milieu confiné et contrôlé ;
- personnel habilité DATR ;
- précautions spécifiques pour les intervenants ;
- action éventuelle de décontamination par procédés mécaniques, chimiques du matériel après estimation dosimétrique de l'opération et justification d'innocuité technique du procédé.

## 5.2. Le cas des autres pays Européens :

Dans les autres pays nucléaires européens, on retrouve une approche identique, mais peut-être moins significativement affirmée. La raison en est, bien évidemment, les tailles plus limitées des parcs nucléaires des exploitants de ces pays.

Les exploitants ont : d'une part le souci de bien définir et de bien maîtriser leur politique de maintenance alors que l'effet parc joue moins qu'en France et d'autre part de s'assurer de l'existence et de la disponibilité d'un tissu industriel répondant à leurs besoins dans des conditions compétitives à la fois sur les plans techniques et économiques.

Pour ces exploitants, le retour d'expérience des autres tranches nucléaires du monde et les échanges avec d'autres pays sont une des conditions de base pour l'élaboration d'une politique de maintenance sûre et profitable.

Ces mêmes exploitants font appel au marché international des fournisseurs de services nucléaires et ceci contribue à une ouverture des frontières (y compris sur le plan technique) qui dépasse le seul cadre européen.

## **6. LES FACTEURS D'INFLUENCE DE LA MAINTENANCE DES CENTRALES NUCLEAIRES**

Je passerai successivement en revue, ce qui me semble être les principaux facteurs qui vont influencer sur la maintenance nucléaire que ce soit en volume ou au plan qualitatif.

### 6.1. L'acceptation nucléaire :

Il y a tout d'abord l'acceptation nucléaire, c'est-à-dire le comportement de l'opinion publique de chaque pays face à la présence, au fonctionnement mais aussi à la maintenance des installations.

Ce dernier point est important et il convient de bien prendre en considération les effets que peuvent avoir des informations quelquefois mal libellées à propos de fuites, d'arrêts inopinés ou autres et des remèdes qui y sont portés ou qu'il est proposé d'y porter.

Si l'opinion doit admettre la maintenance (ce qui n'est pas forcément acquis) il est certain qu'elle admet plus facilement celle qui est de nature préventive que celle de nature curative, a fortiori si celle-ci exige un déploiement de force impromptue pour apporter un remède supposé à un mal qui n'est peut-être pas complètement identifié. La maintenance sereine, bien organisée, bien préparée et bien informée me semble représenter la voie de l'avenir.

### 6.2. Les autorités administratives :

Un second facteur est constitué par des autorités administratives que ce soit les autorités de Sûreté qui interviennent plus sur les aspects liés au fonctionnement ou les acteurs réglementaires (quels qu'ils soient) qui s'intéressent plus au comportement intrinsèque de chaque matériel.

Je n'insisterai pas, outre mesure, sur ces facteurs ; on connaît leur importance ; ce doit être l'une des composantes de base d'une politique de maintenance.

Il faut noter que les réglementations sont évolutives et l'interprétation des situations et de leur conséquences est très variable bien que des plus objectives.

A l'échelon européen, notons tout de même que les organismes réglementaires sont de nature et d'organisation très différentes dans tous nos pays.

La maintenance nucléaire européenne est, à ce niveau-là, une perspective qui demeurera difficile à atteindre.

Il faut maintenant évoquer les facteurs propres aux centrales elles-mêmes ou à la politique des exploitants :

### 6.3. Les conditions d'exploitation :

Nous les citerons simplement, les abordant plus en détail, par ailleurs :

- le vieillissement,
- les phénomènes de corrosion ou dégradation brutale,
- les politiques spécifiques pour certains matériels (GV-pompes - systèmes),
- les modes d'exploitation,
- la politique à l'égard du remplacement des GV,
- les objectifs de durée de vie.

Enfin, on ne peut éloigner des activités de maintenance, le démantèlement, sorte de maintenance ultime ; les projets ou activités de démantèlement sont limités pour l'instant en Europe (quelques tranches en projet) mais à une échéance 2010 ou 2020, on ne peut ignorer cette activité qui nécessite des moyens très adaptés compte tenu de l'hostilité de l'environnement.

#### **6.4. Les relations exploitants - industriels de la maintenance :**

Il faut dire quelques mots à propos de la maintenance sous contrat qui a commencé à se développer aux Etats-Unis et qui pourrait à terme, faire partie des stratégies de maintenance des exploitants.

Cette nouvelle forme de maintenance se développe de façon contractuelle et planifiée entre exploitants et entreprise de maintenance.

Celle-ci consiste pour les industriels à proposer aux exploitants des travaux de maintenance dans le cadre d'une politique pluriannuelle de surveillance d'un matériel incluant des contrôles permettant de suivre le vieillissement, et de décider d'actions préventives ou correctives au travers d'une gamme de prestations qui se veut la plus large possible.

Cette forme de contrat de maintenance associe des objectifs de niveau d'exploitation, par exemple, établis sur plusieurs années à des programmes de maintenance comprenant tel ou tel type de travaux.

Mentionnons que plusieurs exploitants européens envisagent de mettre en place de telles dispositions contractuelles avec des industriels de la maintenance ; les matériels concernés sont les générateurs de vapeur.

### **7. LES PERSPECTIVES**

#### **7.1. Le vieillissement naturel du parc :**

L'arrivée à maturité du parc européen commence à prendre effet mais plusieurs réacteurs doivent encore être mis en service d'ici à une dizaine d'années.

La taille très diverse des exploitants et des modes d'exploitation variés constituent autant d'approches de la maintenance.

Cependant, les phénomènes de dégradation sont sensiblement les mêmes sur les réacteurs et ils concernent en général des mêmes matériels (GV dans le cas de réacteur type - REP ou boucles de recirculation dans le cas des réacteurs bouillants).

Ceci induit le développement des mêmes techniques de maintenance et des mêmes procédés de la part des industriels de la maintenance, en particulier des constructeurs.

Par ailleurs, la politique de remplacement des GV pour les réacteurs REP ou d'éléments de boucles pour les réacteurs bouillants doit être bien prise en considération. On peut estimer qu'il y aura en Europe à échéance 1994 de l'ordre de cinq à six opérations de remplacement de GV achevées, ou en cours ou enclenchées et environ de l'ordre d'une trentaine à l'échéance 2010-2015.

#### **7.2. Les échéances constituées par les visites réglementaires :**

Les visites réglementaires, en particulier, celles liées aux dix premières années de fonctionnement (mais il faut maintenant parler aussi des vingt premières années) constituent aussi des échéances importantes pour l'exploitant et pour l'industrie nucléaire.

- simple visite réglementaire,
- occasion d'un véritable "check-up",
- concentration d'opérations de maintenance repoussées, anticipées ou définies de manière conditionnelle,
- "revamping" complet.

### 7.3. Les phénomènes de corrosion :

La corrosion des matériels qu'elle soit d'origine chimique ou d'origine purement mécanique constitue aussi une échéance pour la maintenance nucléaire.

L'appréhension de ces phénomènes de corrosion et de leur évolution dans le temps, la capacité à apporter des remèdes ponctuels ou permanents sont autant d'axes de développement pour la maintenance nucléaire qui devra aussi composer avec les critères économiques (durée des interventions et temps d'immobilisation des installations - importance des opérations en procédés, outillages et équipes d'opérateurs - rentabilité par rapport au concept de durabilité des équipements ou à celui de leur remplacement).

Indépendamment des phénomènes de corrosion, il faut aussi mentionner les phénomènes de vieillissement ou de fatigue des matériaux eux-mêmes ainsi que les phénomènes de fluence. La maintenance nucléaire a peu abordé ces derniers phénomènes et, là encore, ils constituent des territoires à investiguer.

Sur certains types de réacteurs, enfin, il est nécessaire de prendre en compte les phénomènes de corrosion généralisée qui peuvent amener à des remplacements complets de circuits.

### 7.4. L'obsolescence technologique :

L'obsolescence technologique de certains équipements ou circuits ne peut être un facteur éloigné des concepts de maintenance d'une installation dont la durée de vie théorique est de l'ordre de 40 années qu'ont précédé des années de construction, voire de conception donc un cycle technologique de l'ordre de 60 années.

Si dans certaines disciplines les choses évoluent peu, telle que la mécanique ou la métallurgie, dans d'autres disciplines, ces évolutions sont très rapides et conduisent à des remises en cause technologiques profondes.

Le cas le plus flagrant est actuellement celui des systèmes de contrôle - commande et toute l'évolution que représente le passage, par exemple, d'un relayage électro-mécanique classique, éprouvé dans de nombreuses industries, aux automates et processors.

Là encore, la maintenance nucléaire peut apporter des palliatifs ou des solutions définitives.

### 7.5. Les incidents :

Enfin et pour en terminer avec ce registre des perspectives, il ne faut pas éliminer le risque d'incidents ou d'accidents que celui-ci, soit lié aux phases de fonctionnement ou aux phases d'arrêts (par exemple un incident important de manutention de pièces ou de matériels). Cette maintenance ne se planifie pas, mais elle peut s'imaginer et se préparer aux niveaux des méthodes et des moyens.

## **8. LE CONTEXTE ET LES PERSPECTIVES DANS CHAQUE PAYS**

### La Belgique :

Avec sept tranches nucléaires en exploitation qui fournissent plus de 74 % de la consommation électrique et avec un coefficient de disponibilité parmi les meilleurs du monde, la Belgique vit le nucléaire à l'échelle industrielle.

Une importante Ingénierie supporte, de plus, l'ensemble du dispositif de production.

La Belgique qui fut avec la Suède et la RFA l'un des précurseurs Européens dans le domaine des réacteurs à eau pressurisée, conserve toujours un esprit d'avant-garde qui se retrouve dans le domaine de la maintenance dont cependant moins de 40 % sont sous-traités aux industriels et constructeurs.

La visite réglementaire décennale de Tihange 1 en 1986 a été d'une ampleur jusque là inégalée en Europe : plus de 10 % du montant de l'investissement initial.

Les exploitants belges ont été les pionniers d'opérations de maintenance lourde : microbillage des tubes, traitement thermiques des petits cintres, conversion up-flow des équipements internes inférieurs, remplacement des barres anti-vibratoires, remplacement des broches ou des tubes-guides, manchonnage soudé TIG ou laser, et revêtement électrolytique de nickel des tubes de GV, cette dernière opération constituant une première mondiale.

Les perspectives sont donc liées à la maturité du parc et au vieillissement des installations. Mentionnons les visites décennales à venir sur 4 tranches et le remplacement de générateurs de vapeur dont la première tranche est envisagée pour 1992 - 1993.

### L'Espagne :

L'Espagne (dont 30 % de l'électricité est d'origine nucléaire) est celui qui parmi les pays Européens, offre le plus de perspectives à long terme :

- réserve d'uranium très abondante (première réserve européenne).
- consommation électrique par habitant encore très faible mais présentant une importante croissance.
- parc nucléaire potentiel de 17 tranches dont encore plusieurs sont en projet ou reportées et 5 sous moratoire.

Dix tranches sont en service ou ont été mises en service, mais en ce qui concerne la maintenance, la partie la plus significative du parc est représentée par les réacteurs à eau pressurisée de la gamme 900-1000 MWe (6 T dont 2 MSI en 1988).

Trois grandes compagnies dominent le marché et produisent environ 80 % de l'énergie d'origine nucléaire par le biais de participations croisées des utilités, toutes les principales tranches étant à participation croisée.

Les travaux de maintenance sont réalisés directement par les exploitants pour environ 40 %, le reste étant sous-traité à de nombreuses sociétés spécialisées et aux constructeurs (1 constructeur local de composants - présence des autres constructeurs par des filiales ou des participations).

Les besoins sont, pour l'essentiel constitués, en ce qui concerne les réacteurs à eau pressurisée, par les services ou travaux sur les générateurs de vapeur qui peuvent être considérés comme sensibles dans chacune des principales tranches.

Les perspectives sont liées d'une part aux campagnes de réparations des générateurs de vapeur, aux premières visites décennales vers 1992 et d'autre part à la mise en oeuvre de dispositifs visant l'amélioration de la conduite et de la Sécurité, bien que cela ne constitue pas réellement de la maintenance.

Le contexte espagnol est cependant particulier : l'outil de production est très récent (moins de 5 ans) ; les délais de construction importants ont imprimé au programme la nécessité de retrouver des équilibres économiques qui imposent des arrêts courts et le report de certains travaux de maintenance ou d'amélioration.

#### La Grande-Bretagne :

De tradition nucléaire forte mais basée sur les réacteurs type Magnox et AGR, ce qui correspond à une trentaine de tranches, la Grande-Bretagne après un stand-by de plus de dix années s'est relancée dans un programme nucléaire basé sur la filière REP avec Sizewell B (MSI prévue en 1994) puis trois autres réacteurs similaires (Hinkley Point C-Wylfa B et Sizewell C), ces deux dernières étaient au stade de projet. Les besoins en maintenance et les perspectives se trouvent donc pour l'heure concentrés sur les réacteurs Magnox et AGR sur lesquels les travaux de maintenance semblent importants et réguliers et sont réalisés à 100 % par des entreprises spécialisées de l'industrie nationale.

Cependant le grand intérêt porté déjà à la maintenance, par les équipes du futur exploitant de Sizewell B, montre que la maintenance n'est pas éloignée de ses préoccupations en particulier vis-à-vis du problème constitué par la nécessité d'effectuer toutes les opérations en boîte à eau de GV absolument à distance (le concept no-jump/Zero-entry).

La RFA :

La RFA représente après la France la plus forte capacité nucléaire installée avec 25 tranches environ en exploitation dont 14 PWR et 7 BWR.

Ce programme a été porté en totalité (moins une tranche) par le constructeur allemand qui a également la troisième position sur le plan mondial.

Le marché de la maintenance est estimé de 1 Milliard à 1,5 Milliard de Francs français fourni pour partie par les exploitants eux-mêmes, le constructeur national, de très nombreuses sociétés spécialisées sur un service ou une prestation parmi lesquelles quelques sociétés suisses.

Alors que, sur de nombreux réacteurs à eau pressurisée les travaux de maintenance ont concerné principalement le Générateur de Vapeur, en RFA les besoins sont de volume beaucoup plus faible mais par contre la cuve et les internes ont été l'objet de nombreuses interventions lourdes.

La Suède :

La production d'origine nucléaire (45 % de la production globale) est assurée par un parc dont la moyenne d'âge en années - chaudière par réacteur, est vraisemblablement la plus élevée d'Europe . 9 réacteurs bouillants et 3 réacteurs à eau pressurisée assurent la production.

La Suède rentre déjà dans l'ère "post-nucléaire" puisque un plan de désengagement a été arrêté, prévoyant entre autres l'arrêt de deux premiers réacteurs en 1995 et 1996 et l'abandon de la filiale nucléaire à l'échéance 2020.

La production est assurée pour la moitié par une compagnie nationale. Le marché de la maintenance est bien scindé en deux, venant des deux types de réacteurs ; il est orienté vers la maintenance préventive principalement compte tenu que des investissements complémentaires ne seraient pas amortis en raison du plan de désengagement, mais cela n'est pas toujours possible et d'importants programmes de maintenance curative ont été menés sur certains GV, manchonnage de tubes par exemple.

Le remplacement des deux générateurs de Ringhals 2 est en cours.

Tous les grands constructeurs ont actuellement accès au marché et participent en fonction des besoins aux travaux de maintenance.

Pour les réacteurs bouillants, la maintenance est principalement assurée par le constructeur national.

Plusieurs importantes sociétés suédoises proposent également des services de maintenance, mais qui, en général, ne concernent pas les circuits ou systèmes liés au process.

La dosimétrie est un paramètre très important pour la maintenance nucléaire en Suède, les exploitants affichant les plus bas niveaux dosimétriques mondiaux.

Les perspectives se situent donc dans la maintenance la plus automatisée possible avec la recherche de compromis entre la prévention-réparation et le remplacement sur une échelle de temps qui paraît très définie.

### La Suisse :

Trois réacteurs à eau pressurisée et deux réacteurs bouillants assurent 40 % de la production électrique directe.

Les travaux de maintenance sont assez partagés entre les utilités et les industriels : les exploitants disposent de compétences techniques indiscutables malgré leur taille limitée.

De grands travaux de maintenance ont été engagés depuis 1986 ou sont en cours.

- remplacement des boucles de Mühleberg.
- lancement du remplacement des générateurs de vapeur de Beznau 2 prévu pour 1993.
- probable remplacement des GV dans la tranche 1 de Beznau.

Les besoins de toutes les tranches restent importants compte tenu de l'âge du parc, du coefficient de charge assez élevé, de l'objectif durée de vie des installations, de la limitation du programme nucléaire à son niveau actuel.

La production nucléaire est supportée localement par une industrie forte (ingénierie - fabrication de composants lourds) et un nouveau constructeur à dimension européenne dont le siège est à Zurich.

Les grands constructeurs sont cependant présents au même titre qu'ils le sont en Suède ou en Espagne.

Indépendamment des travaux de maintenance il convient de souligner l'engagement des centrales suisses dans des programmes importants d'améliorations tels que :

- revamping du contrôle-commande.
- augmentation de puissance.

## 9. CONCLUSION

En conclusion et de l'analyse et des concepts précédemment exposés, quelles sont, maintenant, les tendances qui paraissent se dégager pour la maintenance nucléaire en Europe.

La maintenance nécessite un suivi rigoureux de l'exploitation des installations et du comportement des matériels ; c'est donc l'affaire de l'exploitant mais aussi de l'association exploitant - constructeur.

La maintenance ne peut ignorer le retour d'expérience à l'échelle mondiale ni les dispositions réglementaires et plus encore leur évolution.

La maintenance est issue à la fois d'une volonté industrielle s'exprimant au travers de politiques et un dispositif opérationnel sous tous ses aspects.

Face à ces parcs très divers de par :

- les technologies des réacteurs,
- les tailles,
- la maturité d'exploitation

la maintenance nucléaire européenne reste à construire.

Au-delà des nécessités économiques, les éléments communs essentiels sont :

- la sûreté en exploitation,
- la radio-protection en maintenance.

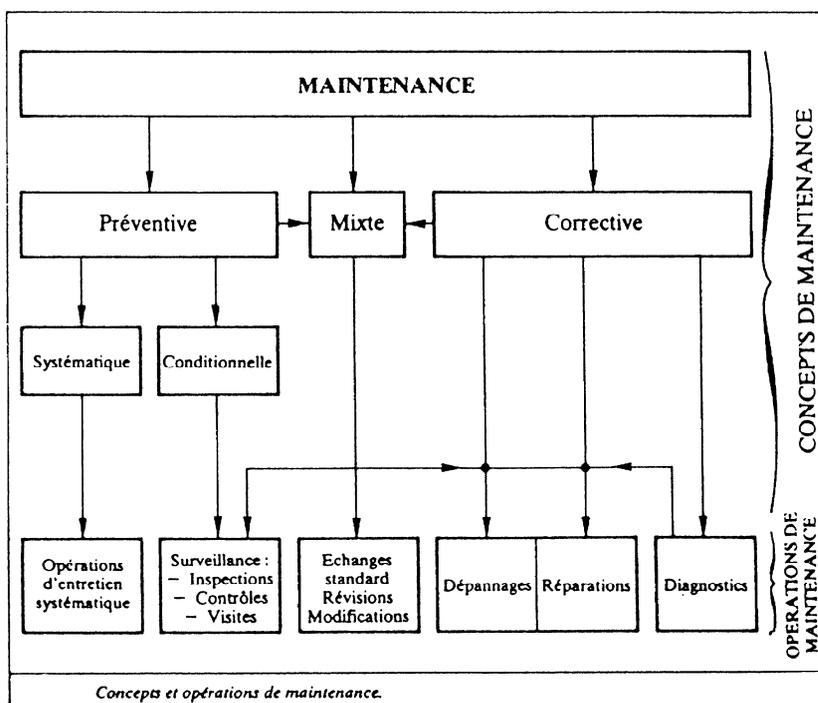
Pour arriver à cet objectif de maintenance européenne, il convient que :

- les normes et réglementations soient plus proches, compatibles et traitent les données au même niveau ;
- les politiques de maintenance établies et pratiquées soient voisines.

Dans ces conditions, la mise en oeuvre des politiques de maintenance pourra être comparable voire interchangeable ou transportable.

Les exposés qui vont suivre pendant ces deux journées vont s'attacher à montrer la multitude des paramètres de la maintenance nucléaire : dosimétrie - radioprotection - moyens humains et matériels - outillages robotisés - performances techniques et économiques.

Nul doute que s'en dégageront, au-delà des concepts partagés ensemble, des axes de développement et des approches industrielles communs, pour la future maintenance nucléaire européenne.

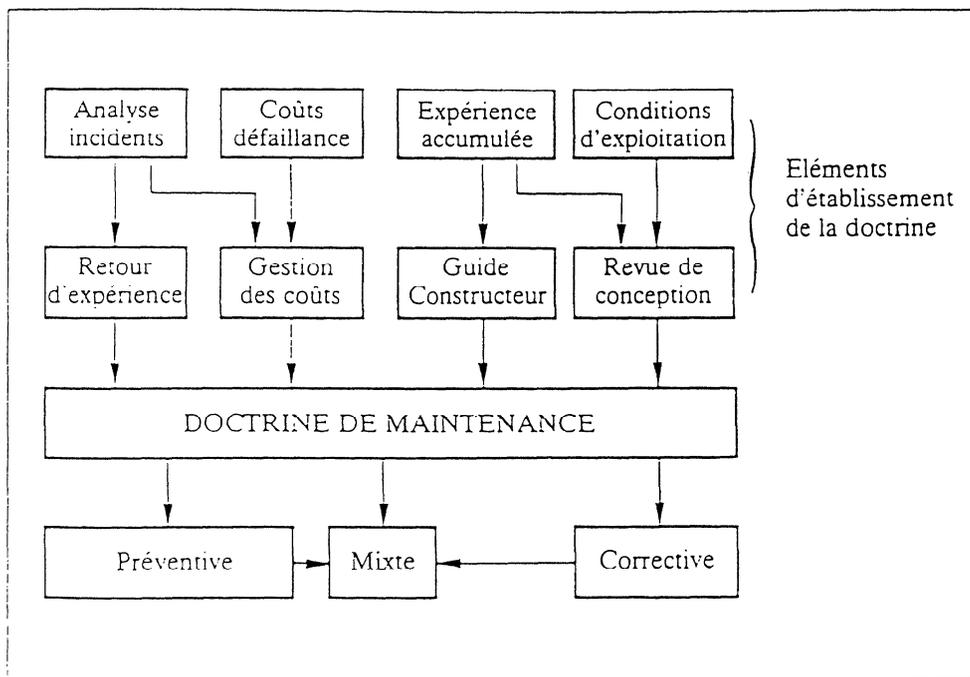
**ANNEXE 1**

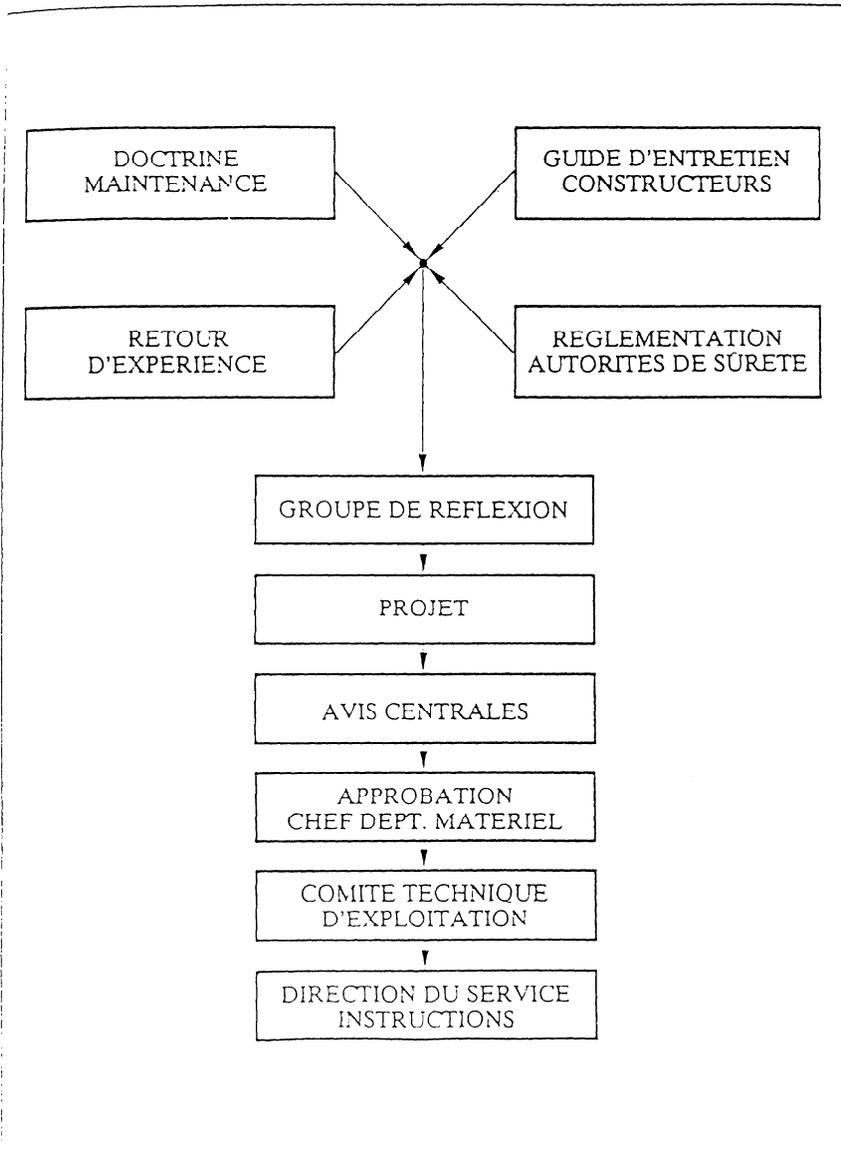
**ANNEXE 2**  
**NIVEAUX DE MAINTENANCE**  
 -----

NIVEAU 1	RÉGLAGES SIMPLES ÉCHANGES D'ÉLÉMENTS CONSOMMABLES (FUSIBLES, ...) ACTEUR : EXPLOITANT, PAS D'OUTILLAGE
NIVEAU 2	DÉPANNAGE PAR ÉCHANGE STANDARD (APPAREILLAGE ÉLECTRIQUE OU DE CONTRÔLE COMMANDE) MAINTENANCE PRÉVENTIVE MINEURE (GRAISSAGE) ACTEUR : TECHNICIEN MOYENNEMENT QUALIFIÉ, OUTILLAGE PORTABLE
NIVEAU 3	DIAGNOSTIC DES PANNES ÉCHANGE STANDARD (ENSEMBLES MÉCANIQUES COMPLEXES) RÉPARATIONS MÉCANIQUES MINEURES ACTEUR : TECHNICIEN SPÉCIALISTE OUTILLAGE PARTICULIER, DOCUMENTATION PARTIELLE MAIS DÉTAILLÉ.
NIVEAU 4	RÉVISIONS, RÉPARATIONS MOYENNES ACTEUR : ÉQUIPE D'ENCADREMENT TECHNIQUE TRÈS SPÉCIALISÉE ATELIER ET OUTILLAGES SPÉCIALISÉS DOCUMENTATION COMPLÈTE
NIVEAU 5	RECONSTRUCTION OU RÉNOVATION RÉPARATION PARTICULIÈREMENT IMPORTANTE ACTEUR : CONSTRUCTEUR OU RECONSTRUCTEUR MOYENS : DÉFINIS PAR LE CONSTRUCTEUR, PROCHES DE LA FABRICATION

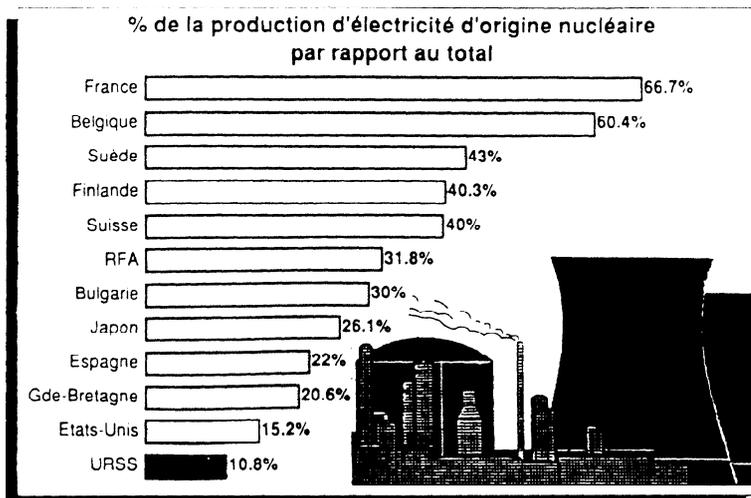
**ANNEXE 3**REPARTITION DES ACTIVITES DE MAINTENANCE  
-----

NIVEAUX	ACTIVITÉS - OPÉRATIONS	
1	SURVEILLANCE EN MARCHÉ RELEVÉS PARTICULIERS (VIBRATIONS, ETC...)	EDF-SPT
2	CORRECTIONS ET MODIFICATIONS DE RÉGLAGES ET POINTS DE CONSIGNE, ETC., PETITS DÉPANNAGES EN MARCHÉ OU ARRÊT	EDF-SPT
3	GROS DÉPANNAGES À L'ARRÊT RÉPARATION PROVISOIRE OU DÉFINITIVE SANS ÉTUDE (DONC À L'IDENTIQUE)	EDF-SPT OU CONSTRUCTEUR (POUR RETOUR D'EXPÉRIENCE)
	RÉPARATION AVEC RÉEXAMEN DU DOSSIER DE CONCEPTION	CONSTRUCTEUR
4	MODIFICATION DES PERFORMANCES (DONC RÉEXAMEN DU DOSSIER DE CONCEPTION)	CONSTRUCTEUR
5	RECONSTRUCTION APRÈS ACCIDENT GRAVE	CONSTRUCTEUR

**ANNEXE 4****ETABLISSEMENT DOCTRINES DE MAINTENANCE**  
-----

**ANNEXE 5****ETABLISSEMENT PROGRAMMES MAINTENANCE**  
-----

## ANNEXE 6



◇ L'URSS reste au bas du classement international pour la production d'électricité d'origine nucléaire. L'ambitieux programme civil, qui devait doubler les capacités nucléaires d'ici à quelques années, subit le contre-choc de Tchernobyl.

<b>Le nucléaire dans le monde en 1987</b>		
	Nombre de réacteurs	Puissance totale (MWe)
Etats-Unis	106	92 982
France	53	49 376
Union soviétique	54	31 966
Japon	36	26 877
Allemagne fédérale	21	18 885
Canada	16	12 064
Royaume-Uni	38	10 214
Suède	12	9 646
Espagne	8	5 599
Belgique	8	5 488
Corée du Sud	7	5 380
<b>Total</b>	<b>416</b>	<b>294 864</b>

(Source : Agence internationale de l'énergie - 1987)

### Samenvatting

Gezien de inzet en het economisch belang is het nucleair onderhoud één van de strategische bedrijvigheden van de uitbaters van nucleaire centrales.

Het onderhoud, geïntegreerd onderdeel van de werkzaamheden van de elektriciens bepaalt:

- . de productie
- . de voorwaarden van deze productie
- . de veiligheid en de zekerheid
- . en, last but not least, de duurzaamheid.

Het is aangewezen om eerst en vooral te definiëren waaruit het onderhoud bestaat, welke de basisconcepten zijn, welk de niveau's van onderhoud zijn en wie de werken uitvoert.

Uiteindelijk drukt het onderhoud zich o.a. uit in termen van vooruitzichten in verband met de verouderingsverschijnselen en aftakeling, de factoren van de technologische ontwikkeling, de industriële achtergrond van het land. Deze parameters bepalen de grote ontmoetingspunten van het Europees nucleair onderhoud.

MAINTENANCE ET RADIOPROTECTION DANS LE PARC  
ELECTRONUCLEAIRE FRANCAIS

GODIN R. - STRICKER L.  
ELECTRICITE DE FRANCE - Service de la Production Thermique  
Quartier Michelet - PB 26 - 92060 PARIS LA DEFENSE

Résumé

L'exploitation de l'important parc électronucléaire français expose les travailleurs de cette branche de l'industrie aux rayonnements. La majeure partie des doses engagées provient des opérations de maintenance. C'est là, la conception et la réalisation des installations étant achevées, que doivent porter les efforts afin de maintenir l'exposition de ces travailleurs aussi bas qu'il est raisonnablement possible (principe ALARA).

Dans le domaine de la radioprotection, l'objectif du Service de la Production Thermique d'ELECTRICITE DE FRANCE (E.D.F.) est de se situer au meilleur niveau international. Un second objectif est de conserver, pour les agents d'E.D.F., un potentiel d'exposition qui leur permettrait d'intervenir en cas d'incident ou d'accident sur une centrale. Ces deux objectifs conduisent à optimiser les doses engagées par les agents d'E.D.F. et ceux des entreprises prestataires lors des opérations de maintenance effectuées notamment au cours des arrêts annuels programmés.

L'atteinte de ces objectifs passe par la mise en oeuvre de techniques particulières et par un savoir faire des intervenants qui se situent à plusieurs niveaux:

. En amont des interventions: il s'agit d'une part d'exploiter la centrale avec un circuit primaire propre, ce qui limite les débits de dose et d'autre part de solubiliser les produits de corrosion lors du refroidissement du réacteur et lors de la vidange du circuit primaire.

. Avant l'intervention: préparation approfondie des travaux et mise en oeuvre de moyens de protection adaptés à chacun des chantiers : écrans, confinement par sas, confinement dynamique, décontamination ...

. Pendant l'intervention: le savoir faire des intervenants est primordial. Il passe par une formation et une habilitation adaptées des responsables des travaux, par une sensibilisation de tous les acteurs et dans certains cas par un entraînement sur maquette.

. Enfin pour des opérations particulières soit par leur répétitivité, soit par le fait qu'elles se situent dans des endroits particulièrement inhospitaliers, des outillages spéciaux sont développés.

Les techniques développées, l'exploitation systématique du retour d'expérience, ont permis d'atteindre un résultat tout à fait acceptable. La radioprotection procède de la qualité des interventions de maintenance et participe donc à l'amélioration globale de la sûreté d'exploitation du parc électronucléaire français.

## 1 - INTRODUCTION

La gestion de l'important parc électronucléaire d'Electricité de France (EDF) conduit à exposer des travailleurs aux rayonnements. Une très rapide analyse montre que la presque totalité des doses est intégrée lors des opérations de maintenance des centrales.

Dans le domaine de la radioprotection, EDF poursuit un double objectif : d'abord se situer, comme dans les autres domaines de l'exploitation, au meilleur niveau mondial, et donc obtenir un kilowattheure au moindre coût dosimétrique. Ensuite, toujours réserver pour les agents de l'entreprise un "potentiel d'irradiation" qui permettra, si nécessaire, aux agents des centrales d'intervenir en cas d'accident tout en respectant la réglementation sur les limitations de doses.

Ce double objectif conduit EDF, tant pour ses propres agents que pour les agents des entreprises qui interviennent sur ses installations, à tout mettre en oeuvre pour limiter les doses intégrées lors des opérations effectuées au cours des arrêts de tranche programmés pour rechargement et entretien.

L'enjeu est important compte-tenu du nombre d'arrêts programmés qui ont eu lieu ou qui sont prévus d'ici 1992 (voir figures 1 et 2).

Figure 1

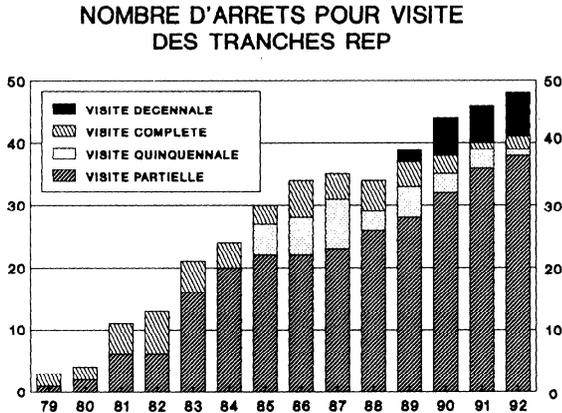
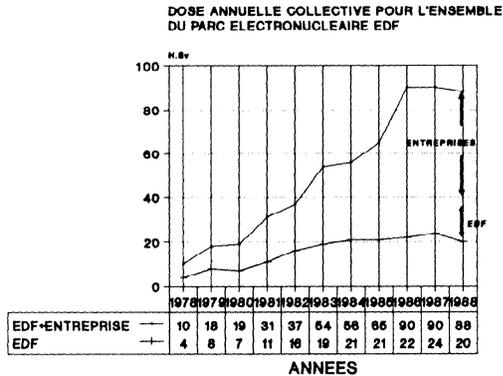


Figure 2



Les arrêts programmés pour rechargement se traduisent, au fur et à mesure de la montée en puissance du parc, par un accroissement de la dose collective. Les 88 Hommes Sievert de 1988 correspondent à un parc REP en service industriel de 34 tranches 900 MW et 12 tranches 1300 MW.

Les actions permettant de réduire au mieux l'exposition des travailleurs se situent à trois niveaux :

- pendant la phase d'exploitation elle-même,
- avant l'intervention programmée,
- pendant l'intervention.

## 2 UN CIRCUIT PRIMAIRE PROPRE

C'est une condition à respecter si on veut minimiser l'activité des circuits sur lesquels les mécaniciens et robinettiers seront amenés à intervenir. Deux actions y concourent pendant la phase d'exploitation :

### 1) Un fonctionnement sans rupture de gaine

C'est une condition nécessaire pour éviter la dissémination de produits de fission et d'émetteurs  $\alpha$  dans le circuit primaire.

Cette politique a deux avantages : l'un concernant la dosimétrie des intervenants, l'autre concernant les déchets technologiques qui, exempts d'émetteurs  $\alpha$ , sont plus faciles à gérer.

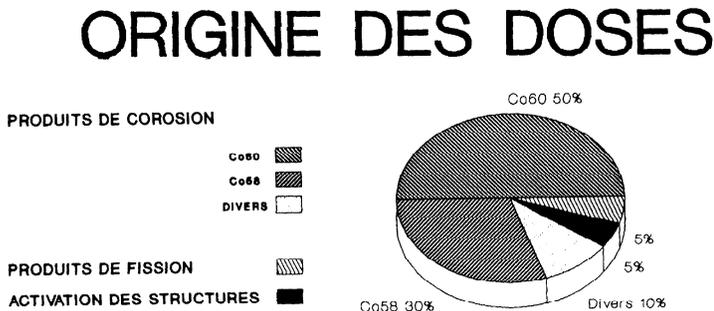
Pour ce faire, l'exploitant est tenu de surveiller étroitement l'état du gainage du combustible (contrôle d'étanchéité annuel, spécifications techniques en Iode 131 dans l'eau du circuit primaire).

### 2) Une chimie de l'eau primaire adaptée :

Le but est de minimiser la production de produits de corrosion, de limiter leur temps de séjour sous flux neutronique et enfin de purifier correctement l'eau du circuit primaire lors de la phase de refroidissement du réacteur.

Ce sont en effet les produits de corrosion et en particulier les Cobalt 58 et 60 qui sont responsables de 90 % des doses intégrées (figure 3).

**Figure 3**



Des études poussées sur la solubilité des différentes espèces présentes (Magnétite et ferrites diverses, ...) ont été et sont encore entreprises par de nombreux laboratoires de différents pays.

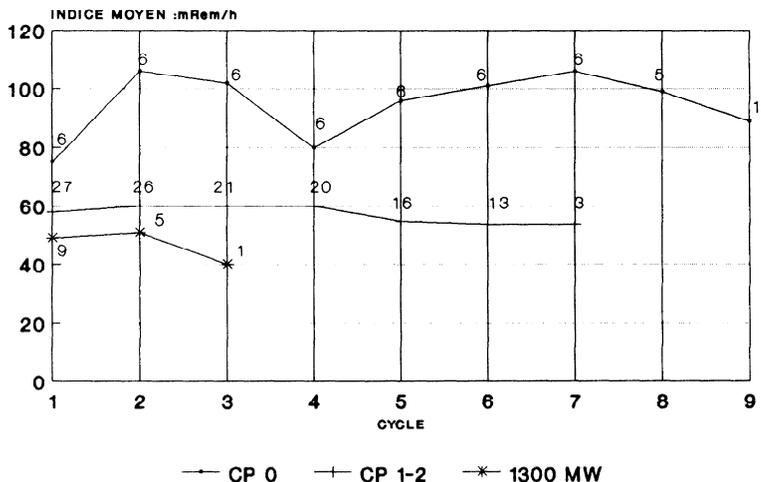
De l'ensemble de ces études on déduit une politique de chimie primaire en fonctionnement : il s'agit de maintenir un pH constant à chaud, d'où l'ajustement de la quantité de lithine dans le circuit primaire au fur et à mesure du déroulement du cycle.

Remarque : Le choix du pH optimum est difficile. Des expériences en vraie grandeur ont lieu en France mais les conclusions ne seront rendues qu'après plusieurs cycles (Essais à pH 7,1 sur 6 tranches 900 MW).

Cette gestion de la chimie du primaire ajoutée à certaines modifications (essentiellement passage de l'inconel au zircaloy pour les grilles des assemblages combustibles et baisse de la teneur en cobalt des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur) donne des résultats qui sont en amélioration constante depuis les premières tranches 900 MW (dites CPO) et les tranches actuellement mises en service du 1300 MW (figure 4 - évolution de l'indice d'activité des circuits primaires).

Figure 4

#### EVOLUTION DE L'INDICE D'ACTIVITE PAR PALIER



L'indice d'activité, exprimé en mRem/heure, est calculé à partir de mesures faites en des points identiques sur chacune des tranches REP. On constate le résultat des progrès faits entre les 6 tranches du palier CPO, les 27 tranches des paliers CP1-CP2, et les 9 tranches 1300 MW en service fin 1987.

### 3 - UNE BONNE PREPARATION DES OPERATIONS DE MAINTENANCE

Dans tous les domaines une bonne préparation est indispensable à la réussite d'une action. Ceci est vrai sur le plan technique, c'est vrai également, même si c'est plus difficile, sur le plan de la prévention des risques en général et celui de la radioprotection en particulier.

Cette préparation, préalable à l'intervention proprement dite, se fait à plusieurs niveaux et le sujet est très vaste. On peut en effet inclure dans la préparation des opérations :

- la planification des travaux,
- l'organisation des chantiers,
- la prévision des doses,
- le choix des outillages et des dispositifs de protection,
- la décontamination,
- la mise au point de robots.
- l'utilisation de maquettes d'entraînement.

Les aspects liés à la robotique et à l'entraînement font l'objet de présentations séparées et ne sont pas traités ici.

### 1) Planification des travaux

Le seul fait de planifier les travaux est déjà un facteur favorable car l'organisation de l'enchaînement des différents chantiers fait gagner du temps, donc des doses intégrées.

De plus on peut placer judicieusement certaines opérations pour profiter de conditions favorables de débit de dose à tel ou tel endroit. Par exemple la pose et la dépose de calorifuge n'est pas indifférente, au plan de la dosimétrie, au fait que le réservoir ou la tuyauterie soit ou non rempli d'eau (qui sert d'écran). Un autre exemple est l'activité du circuit primaire qui varie durant la phase de refroidissement : la planification de la confection des sas et échaffaudages doit en tenir compte.

Ce type d'optimisation nécessite de planifier non seulement les opérations d'entretien elles-mêmes, mais aussi les opérations de "consignation" des matériels impliquant par exemple des vidanges de circuits réalisées par les équipes de conduite.

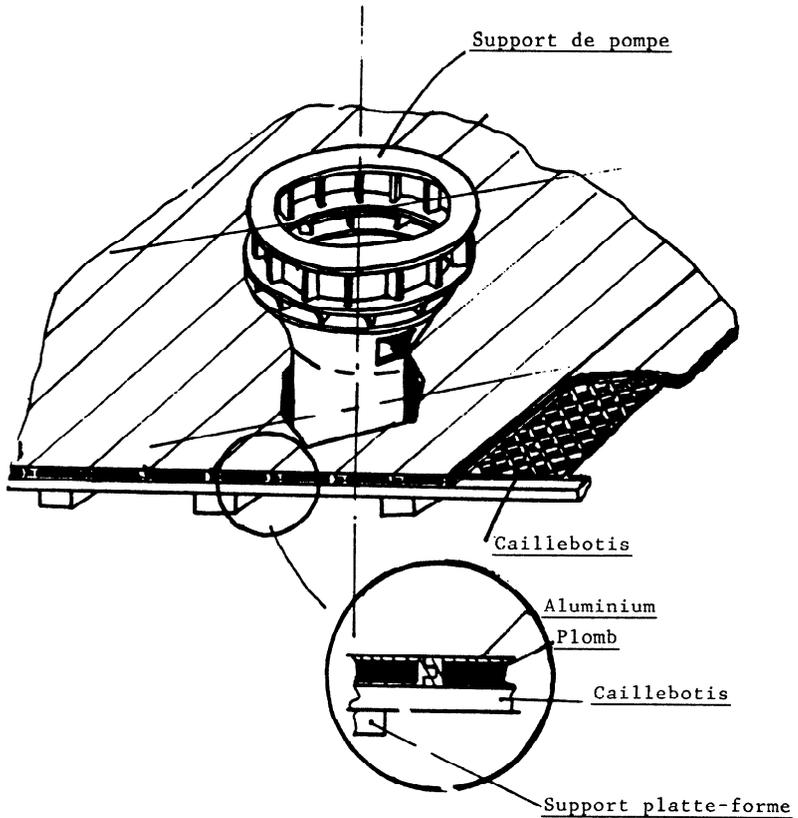
Une telle gestion permet par ailleurs une meilleure gestion des effluents liquides et limite donc, indirectement, les doses intégrées par le personnel chargé du traitement.

### 2) L'organisation des chantiers

Elle est concrétisée par un document appelé gamme d'intervention qui prend en compte l'aspect radioprotection (pose d'écran, de confinement, stockage des pièces actives, mesures, ...). Cette gamme est réactualisée chaque fois que nécessaire, pour prendre en compte l'expérience acquise chantier par chantier. Le retour d'expérience est un facteur de progrès et c'est un souci permanent de l'exploitant que d'en tenir compte.

A ce titre d'exemple, on peut citer l'intérêt, après étude, de la mise en place d'un plancher de protection au niveau d'une pompe primaire compte-tenu des interventions qui sont effectuées systématiquement (voir figure 5).

Figure 5  
Plancher démontable de la casemate d'une pompe primaire  
de la centrale de FESSENHEIM



Bilan dosimétrique

. Coût dosimétrique de la pose et dépose du plancher	+ 3 mSv
. Gain dosimétrique équipe "moteur"	- 6 mSv
. Gain dosimétrique équipe "joints"	- 8 mSv
Bénéfice de dose (par pompe)	- 11 mSv

Il faut ajouter à cette valeur le bénéfice en dose pour les chantiers connexes se situant dans la casemate de la pompe.

### 3) La prévision des doses

C'est un élément important de la préparation. Là encore le retour d'expérience à partir de chantiers similaires antérieurs ou effectués sur d'autres centrales est très utile, à condition toutefois de bien cerner les actions correspondant aux doses mesurées, ce qui n'est pas facile (on peut, sous une même appellation inclure plus ou moins de tâches élémentaires, prendre en compte ou non le repli du chantier par exemple).

La prévision des doses est fondée sur l'existence de cartographies tenues à jour dans chaque centrale. Des outils informatiques sont de plus en plus utilisés pour gérer ces données. Des présentations particulières seront consacrées à certains de ces outils.

Au-delà de l'informatique, des essais sont effectués pour coupler un vidéo-disque et un ordinateur et présenter ainsi les cartographies sur des images de l'installation.

### 4) Le choix des outillages et des dispositifs de protection

Il s'agit de concevoir et d'utiliser des outillages adaptés aux travaux à effectuer afin de minimiser les temps d'intervention. Il s'agit également de choisir des systèmes de protection adaptés, permettant d'une part de protéger efficacement l'intervenant, et d'autre part de ne pas accroître le temps d'intervention (ce qui peut arriver avec des protections surabondantes).

Une bonne pratique consiste à privilégier la technique de confinement dynamique qui est plus efficace que le recours aux sas classiques et aux protections respiratoires individuelles.

Un intérêt supplémentaire est la limitation du volume des déchets technologiques.

#### 5) La décontamination

La décontamination doit suivre une politique rigoureuse si on veut qu'elle soit bénéfique, en particulier du point de vue de la dosimétrie. En effet, si l'absence de décontamination de pièces ou d'outillages est génératrice des doses pour les utilisateurs, de même une décontamination systématique, ou poussée trop loin est génératrice de doses pour les agents chargés de ce travail sans rapport avec le bénéfice attendu pour les intervenants. De plus la décontamination engendre des déchets, parfois difficiles à traiter en raison de leur composition chimique, ce qui augmente indirectement la dose collective. Un exemple intéressant est celui du chantier de Remplacement des Générateur de Vapeur de la centrale de Dampierre qui fait l'objet d'un exposé séparé.

### 4 - UN SAVOIR-FAIRE DES INTERVENANTS

Le savoir-faire et la motivation des intervenants sont des éléments clés de la politique ALARA. Ceci passe par une formation adaptée de tous les acteurs, de l'ingénieur à l'exécutant. Ceci passe aussi par un management bien compris des équipes.

#### 1) Formation des intervenants

Une opération, qu'elle soit de maintenance ou de conduite, ne pourra être faite correctement que si les intervenants ont reçu une formation adaptée. C'est évident pour les aspects techniques, c'est également vrai pour les aspects liés à la prévention. Dans ce domaine un effort continu a lieu et se traduit :

##### Pour les agents d'EDF :

- . Par la participation de tous les agents à des stages de formation selon un plan préétabli "Plan Individuel de Formation" (PIF) qui tient compte :
  - des connaissances antérieures de l'agent,
  - du métier (stages techniques),

- du niveau de qualification (stage prévention des risques niveau 1 pour les exécutants, stage prévention des risques niveau 2 pour les Chefs de travaux par exemple),
  - des perfectionnements envisagés (en concertation entre l'agent et sa hiérarchie).
- Par la délivrance d'une habilitation, indispensable pour travailler sur les matériels à "Qualité Surveillée", qui prend en compte les connaissances dans le domaine de la Radioprotection notamment.
- Cette habilitation, qui engage la responsabilité d'exploitant nucléaire du Chef de centrale est délivrée au vu :
- de la formation suivie par l'agent
  - d'une période d'adaptation sur les lieux de travail.
- Elle est renouvelée périodiquement (tous les 2 ans en général) dans les mêmes conditions (suivi de formation de recyclage, exercice du métier).

Pour les agents d'entreprises prestataires :

- par l'"acceptation" par EDF de l'entreprise compte tenu notamment de son organisation de la qualité, qui comporte un chapitre consacré à la formation,
  - par une formation effective des agents intervenants et en particulier des Chefs de travaux.
- La formation délivrée par les entreprises prestataires dans les domaines de la prévention des risques et de la radioprotection est très proche de celle délivrée par EDF, des contacts fréquents permettent de confronter les points de vue et d'harmoniser les pratiques,
- par une habilitation des agents délivrée par le Chef d'entreprise,
  - par un contrôle de connaissances effectué par EDF avant toute participation à un chantier.

## 2) Management des équipes

Il peut paraître surprenant de mêler management et radioprotection. C'est pourtant, dans le domaine de la prévention et donc de la radioprotection, le moyen indispensable à la réussite d'une politique de faibles doses intégrées.

Un tel management passe par, entre autres choses (comme la fixation d'objectifs chiffrés et connus des responsables des opérations, objectifs bien entendu plus ambitieux que les normes réglementaires ou l'énoncé pur et simple du principe ALARA ; comme l'utilisation du retour d'expérience, la diffusion des bonnes pratiques, ...) par une bonne motivation des intervenants et de leurs responsables directs (Chefs de travaux).

En effet les techniques existent, même si elles sont perfectibles, les principes permettant une bonne radioprotection sont connus, mais ces techniques et ces principes sont sans aucune utilité s'ils ne sont pas connus et utilisés par les hommes du terrain qui sont les acteurs principaux de la radioprotection et qu'il importe donc de motiver.

## 3) Des chantiers propres

La motivation des intervenants et leur qualité technique se traduisent par la tenue du chantier. En zone contrôlée, plus encore qu'ailleurs, ce chantier doit être organisé, avec des emplacements prévus pour les outillages, les pièces neuves, les calorifuges, les déchets technologiques triés, etc...

De la bonne tenue des chantiers dépendra une meilleure dosimétrie et une meilleure maîtrise des opérations en général.

## 5 - CONCLUSION

Il est difficile de passer en revue tous les aspects favorisant la radioprotection lors des opérations de maintenance. Mais l'existence et la mise en oeuvre d'une politique dans ce domaine permettent de limiter chacune des doses individuelles et donc la dose collective pour l'ensemble du parc (figures 2 et 4 ci-dessus).

Il est important de comprendre la radioprotection non comme une contrainte qui entrave les opérations de maintenance, mais au contraire comme une composante à part entière de cette maintenance.

C'est à ce titre que la radioprotection procède de la qualité des interventions, entraînant avec elle une meilleure gestion des effluents liquides, pour le bénéfice de l'environnement, une meilleure gestion des déchets solides, également pour le bénéfice de l'environnement, et finalement participe à l'amélioration globale de la sûreté de l'exploitation du parc électronucléaire français.

REFERENCES

- 1 - HATTON J. - Note EDF D074/88.222  
"Bilan de l'installation d'une protection  
biologique dans la casemate 1RCP U1PO"
  
- 2 - Rapport INPO n° 88.010 de mai 1988  
Institute of Nuclear Power Operations  
"Instructions de radioprotection dans les centrales  
nucléaires"
  
- 3 - Rapport CEPN n° 145 de mai 1989  
M. BENEDITTINI - J. LOCHARD  
"Expositions professionnelles dans les réacteurs à  
eau pressurisée :  
Comparaison internationale de quelques indicateurs  
globaux entre 1975 et 1987" .

## Samenvatting

### ONDERHOUD EN STRALINGSBESCHERMING IN HET FRANSE ELECTRONUCLEAIRE PARK

De uitbating van het belangrijke franse electronucleaire park, stelt de werknemers in die industriële tak, bloot aan ioniserende stralingen. Het grootste deel van de ontvangen stralingsdosis is afkomstig van onderhoudsoperaties. Nu de conceptie en de verwezenlijking van de installaties, beëindigd is, moeten alle inspanningen er naar gericht zijn, binnen redelijke normen de stralingsdosissen, zo laag mogelijk te houden bij deze werknemers.

Op gebied van de stralingsbescherming, stelt de dienst voor thermische produktie van "Electricité de France" zich tot doel, op internationaal niveau, tot de beste, te behoren. Een tweede doestelling is het in bewaring houden voor de leden van EDF, van een reservepotentieel van stralingsexposie, welke deze leden toelaat eventueel tussen te komen in geval van een incident of een accident in een centrale. Deze twee doelstellingen leiden tot een optimaliseren van de opgelopen dosissen door de leden van EDF en van de dienstverlenende firmas, tijdens onderhoudsmanipulaties uitgevoerd, voornamelijk tijdens jaarlijks geprogrammeerde stilstanden.

Om deze doelstellingen te bereiken dienen bijzondere technieken te worden aangewend; de kunde van deze die tussenkomen, situeert zich op verschillende niveaus.

. De centrale moet uigebaat worden, met een zuivere primaire kringloop, wat het dosisdebiet beperkt. Anderzijds moeten de corrosieprodukten, tijdens de afkoeling van de reactor en de lediging van de primaire kringloop, oplosbaar gemaakt worden.

. Voor de ingreep: goede voorbereiding van de werken, invoeren, van middelen tot stralingsbescherming, aangepast aan elke werf: schermen, sas, decontaminatie,...

. Gedurende de ingreep. De kunde en handigheid van hen die ingrijpen is van primordiaal belang. Zij ondergaan een vorming en een, aangepaste bekwaamheid, door de verantwoordelijken van de werkzaamheden, een sensibilisatie voor alle problemen, en in sommige gevallen een training op simulator.

. Tot slot, voor zeer specifieke ingrepen, of ingrepen met repetitief karakter, of omdat ze zich afspelen op plaatsen die moeilijk bereikbaar zijn worden gespecialiseerde werktuigen ontwikkeld.

De ontworpen technieken, de systematische uitbating van de ondervinding, hebben het mogelijk gemaakt een volledig aanvaardbaar resultaat te bereiken. De stralingsbescherming zorgt voor de kwaliteit van de onderhoudsingenrepen en verbetert aldus globaal de veiligheid van het electronucleaire Franse park.

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n° 1-2 (1990)

ORGANISATION DE LA RADIOPROTECTION DANS LE CADRE DE  
LA MAINTENANCE A LA CENTRALE DE TIHANGE

P. DOUMONT  
Département Sécurité-Formation  
Intercom - Centrale de Tihange

Résumé

Après un court aperçu des grandes interventions de maintenance menées sur le site de Tihange depuis 1975, l'auteur développe les aspects particuliers de l'organisation locale en matière de radioprotection et de sécurité des interventions et examine successivement :

- l'organisation particulière de la radioprotection pendant les arrêts annuels;
- la formation du personnel responsable des entreprises extérieures;
- la dosimétrie de chantier informatisée;
- les modalités internes de limitation des doses d'irradiation;
- la prévention des contaminations internes et externes;
- l'utilisation intensive du retour d'expériences.

Il expose le bilan dosimétrique général des arrêts sur le Site de Tihange et conclut en soulignant l'influence déterminante des choix de conception des unités nucléaires sur la protection radiologique du personnel.

S O M M A I R E

1. INTRODUCTION
2. ORGANISATION PARTICULIERE DE LA RADIOPROTECTION LORS DES ARRETS ANNUELS
3. FORMATION DU PERSONNEL DES ENTREPRISES EXTERIEURES
4. SURVEILLANCE DOSIMETRIQUE DU PERSONNEL
5. LIMITATION DES DOSES ET PREVENTION DES CONTAMINATIONS
6. RETOUR D'EXPERIENCE
7. BILAN DOSIMETRIQUE DES ARRETS DE TRANCHE
8. CONCLUSIONS

\* \* \* \* \*

## 1. INTRODUCTION

*En débutant cet exposé, je voudrais situer brièvement la Centrale de Tihange en matière de grandes interventions de maintenance.*

*Ce site est doté de 3 Unités PWR qui ont démarré successivement en 1975, 1982 et 1985.*

*Outre les interventions pour entretiens de routine qu'elles ont subies au cours de leurs 47 arrêts à froid cumulés, ces trois unités ont aussi été les témoins de quelques grandes opérations de maintenance exécutées dans la partie nucléaire des installations :*

- Remplacement des J-Tubes des G.V. : Unité 1
- Remplacement des broches de tubes-guides : Unité 1
- Martelage de l'enveloppe interne du coeur et modification des sens d'écoulement du fluide primaire dans les internes inférieurs : Unité 1
- Microbillage des tubes des trois G.V. : Unités 2
- Traitement thermique des tubes GV avec petits cintres : Unités 2 et 3
- Remplacement des barres anti-vibratoires des G.V. : Unités 1 et 2
- Remplacement des doigts de gant de l'instrumentation interne du coeur : Unité 3
- Remplacement après découpage d'un réservoir d'effluents de 250 m<sup>3</sup> : Unité 1

*En dehors de ces travaux exceptionnels, un arrêt de tranche pour révision annuelle d'une de nos unités nucléaires, représente globalement :*

- 800 à 1000 personnes soumises à exposition,
- 400 à 600 personnes différentes par jour en zone contrôlée,
- 30 à 40 tonnes de linge à laver dans quelques 500 lessives,
- 3000 à 4000 masques à reconditionner,
- 100 à 120 m<sup>3</sup> de déchets nucléaires bruts (avant préconditionnement et réduction).

*Le tout représente des travaux s'étendant sur une durée variant entre 30 et 35 jours et dont le coût total dépasse 200 millions de F.B. par unité et par an.*

## 2. ORGANISATION PARTICULIERE DE LA RADIOPROTECTION LORS DES ARRETS ANNUELS

Sur chaque unité, l'équipe de radioprotection est constituée pour assurer un suivi de la radioprotection des équipes d'exploitation lors du fonctionnement normal des installations.

Dirigée par un ingénieur spécialement attaché à cette fonction, elle est composée de :

- 2 agents de maîtrise
- 10 techniciens de radioprotection dont 6 assurent un travail posté à raison d'un agent par poste
- 2 agents chargés de la dosimétrie.

Cette équipe représente donc au maximum 9 personnes disponibles pendant les heures ouvrables.

C'est pourquoi, lors de chaque arrêt pour révision, l'équipe de l'exploitation est renforcée par des techniciens spécialisés en Sécurité et Radioprotection mis à disposition par des entreprises prestataires.

Ces agents dont le nombre atteint et dépasse le nombre des techniciens en radioprotection attachés à l'exploitation, appartiennent pour l'essentiel à des organismes agréés de contrôle et à des sociétés belges de l'industrie nucléaire.

Nantis d'une solide formation de base acquise le plus souvent au Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire de Mol, ces techniciens extérieurs ont aussi reçu une formation sur le terrain avant leur mise en situation opérationnelle.

Par ailleurs, intervenant plusieurs fois par an sur d'autres unités et d'autres sites, ils cumulent chaque année une expérience pratique considérable en matière de radioprotection et de sécurité.

*Sur le site, ces agents extérieurs sont attachés au Service de Radioprotection et travaillent sous sa direction.*

*Ceci implique une parfaite connaissance des lieux, des méthodes de travail, des consignes de sécurité et de radioprotection et des responsables de chantier appartenant à l'exploitant nucléaire.*

*Il n'est donc pas surprenant de revoir chaque année les mêmes techniciens dont certains sont nominativement requis par notre société pour leur compétence professionnelle et leur efficacité.*

*Les prestations les plus courantes de ces agents sont notamment les suivantes :*

- Renforcement des agents Intercom en travail posté,*
- Contrôle des travaux en fond de piscine réacteur,*
- Contrôle spécifique des interventions sur la robinetterie nucléaire et le calorifuge,*
- Surveillance de radioprotection pour les contrôles non destructifs sur :
  - . les circuits auxiliaires nucléaires*
  - . les amortisseurs**
- Contrôle des matériels aux limites entre la zone nucléaire et la partie classique des installations,*
- Contrôle des opérations de convoyage sur site, de conditionnement et de traitement de déchets radioactifs produits lors des travaux.*

### 3. FORMATION DU PERSONNEL DES ENTREPRISES TIERCES

Mais il ne suffit pas d'encadrer les intervenants pour assurer une protection radiologique correcte, encore faut-il qu'ils soient bien informés et bien formés.

Dans ce domaine, Intercom a développé depuis ces deux dernières années un programme destiné à la formation des chefs de travaux et des chefs d'équipes des entreprises prestataires en révision.

Ce programme a été imposé aux entreprises en subordonnant l'accès de leur personnel sur le site aux deux conditions suivantes :

1. Avoir suivi pendant une journée les cours de formation dispensés par Intercom,
2. Avoir réussi le test écrit d'aptitude à l'issue de cette formation.

Concrètement, ce programme de formation vise à développer la connaissance des chefs de travaux d'entreprises tierces dans les domaines suivants :

- L'organisation interne à la Centrale de Tihange en matière de travaux et d'essais,
- Le Plan d'Urgence Interne et les actions en cas d'accident aux personnes et aux installations,
- L'assistance aux entreprises et l'organisation technique interne,
- Les consignes de sécurité,
- Les consignes de radioprotection en ce compris une démonstration pratique en matière d'utilisation de matériels respiratoires,
- Les déchets radioactifs et les manières de limiter leur production.

*Les animateurs de ces séances de formation sont les responsables Sécurité - Radioprotection du Service Contrôle des trois unités et du Département Sécurité - Formation.*

*En cas de réussite du test final d'aptitude, les chefs de travaux des entreprises reçoivent une attestation de formation signée du Chef du Service Sécurité et Hygiène qui les autorise à travailler sur le Site de Tihange pendant 12 mois.*

*Dans le cas contraire, les agents ayant échoué reçoivent une seconde chance et subissent à nouveau un test immédiatement avant leur accès sur site.*

*En cas de réussite, l'agent est admis. Sinon, son accès est refusé et son employeur est prévenu.*

*Ces actions de formation entièrement financées et mises en oeuvre par Intercom au bénéfice des entreprises sont assurées depuis deux ans. En 1988, plus de 250 agents et techniciens des entreprises extérieures ont reçu cette formation.*

*Il faut toutefois souligner que la formation du personnel reste de la responsabilité des employeurs. En cette matière, Intercom ne se substitue pas aux entreprises, mais leur donne les moyens d'assurer chez elles, la formation de la totalité du personnel intervenant par l'intermédiaire des Chefs de Travaux et des Chefs d'équipes formés à Tihange.*

#### 4. SURVEILLANCE DOSIMETRIQUE DU PERSONNEL

*Parler de radioprotection en période de maintenance conduit également à parler de surveillance dosimétrique individuelle.*

*En radioprotection comme en guerre, il faut connaître son ennemi pour mieux le combattre.*

*La surveillance dosimétrique ne peut se concevoir sans un système de mesure fiable, c'est-à-dire sans un dosimètre qui ne vous laisse pas tomber !*

*Sur le site de Tihange, la surveillance dosimétrique est basée depuis 1983 sur l'emploi d'un dosimètre film (à pellicule radiosensible) et d'un dosimètre électronique à lecture directe agréé par le Ministère de l'Emploi et du Travail.*

*Le dosimètre film assure la dosimétrie officielle, c'est-à-dire légale. Sa lecture est effectuée tous les mois dans les laboratoires d'un organisme agréé.*

*Le dosimètre électronique à lecture directe avec alarme programmable intégrée assure le suivi journalier de la dosimétrie individuelle du personnel et contribue au respect des limites légales et des limites fixées par les entreprises notamment en cas d'exposition du personnel à des doses plus élevées pendant des périodes de courte durée.*

*Ce dosimètre électronique qui, par ailleurs, répond à des critères extrêmement strictes de qualification au milieu industriel, constitue l'élément de base d'un système informatisé de collecte et de gestion en temps réel de la dosimétrie du personnel de l'exploitation et des entreprises extérieures.*

*Ce système intégré est basé sur l'interconnexion de quatre ordinateurs installés sur les trois unités (3 x 20 MB) et au service central de dosimétrie du site (60 MB) et exclusivement réservés à cette tâche.*

Les lecteurs de dosimètres installés aux accès (entrées et sorties de la zone contrôlée des trois unités) collectent par infra rouge les données en provenance des dosimètres électroniques (nom du porteur, numéro de code, dose intégrée,...) et les transfèrent instantanément aux ordinateurs de gestion. Ceux-ci assurent une mise à jour immédiate de tous les fichiers individuels de dosimétrie ainsi que des alarmes individuelles de dose intégrée.

Le réseau d'interconnexion entre ordinateurs de dosimétrie, permet en outre, de suivre la dosimétrie de chaque individu quels que soient ses déplacements dans l'une ou l'autre zone contrôlée des unités.

Enfin, l'originalité de ce système réside aussi dans le fait que le dossier informatique de chaque agent est conçu pour gérer également :

- les doses légales,
- les doses d'extrémités,
- les doses neutron mesurées par thermoluminescence,
- les doses résultant d'une exposition interne en distinguant :
  - . la dose totale engagée
  - . la dose aux différents organes

Comme je viens de le mentionner, cette technologie fonctionne de manière extrêmement satisfaisante depuis 1983 et se caractérise par un taux de pannes infiniment faible (°/‰ du temps de fonctionnement).

Depuis cette année, une nouvelle impulsion a été donnée au système pour accroître ses possibilités grâce à l'utilisation - avec les mêmes dosimètres - d'une télédosimétrie électronique.

Cette dernière amélioration permet le suivi à distance sur un ordinateur portable installé sur chantier des doses individuelles collectées par radio lorsque l'intervention a lieu dans une ambiance à haut débit de dose (cas des interventions dans les Générateurs de Vapeur, p.ex.).

## 5. LIMITATION DES DOSES ET PREVENTION DES CONTAMINATIONS

Néanmoins, tous ces investissements en matière de dosimétrie du personnel, n'auraient pas beaucoup de sens si en parallèle des actions en profondeur n'étaient pas menées pour :

- limiter les doses d'irradiation, d'une part
- et
- réduire d'autre part, les causes de contamination externe et interne.

### 5.1. Limitation des doses d'irradiation

En matière de limitation des doses d'irradiation, les éléments les plus spectaculaires sont le plus souvent illustrés par l'emploi d'outils d'intervention robotisés.

Sans vouloir aborder ce domaine spécifique qui sera traité dans une autre session, je me limiterai plus modestement à décrire les démarches internes mises en oeuvre à Tihange pour réduire l'exposition du personnel lors des interventions.

En fait, l'expérience fait apparaître très vite l'immense influence des choix conceptuels sur la dosimétrie des interventions en centrale nucléaire.

Dès l'instant où certains choix fondamentaux de conception n'apportent pas le bénéfice escompté, les hommes qui exploitent ensuite les unités nucléaires doivent élaborer des actions palliatives pour tenter de limiter ce qui peut l'être avec les installations dont on dispose.

Dans cette optique, les exploitants de Tihange ont développé un éventail de mesures simples dont les principales portent sur :

- A. les procédures d'arrêt,
- B. la stricte limitation des temps d'exposition,
- C. le contrôle personnalisé des doses individuelles.

### A. Procédures d'arrêt

*En complément d'une politique rigoureuse de contrôle chimique du réfrigérant primaire pendant le cycle de fonctionnement, l'organisation des phases de mise à l'arrêt à froid des unités a été réexaminée afin :*

- 1. d'éviter le maintien du circuit primaire dans la zone des températures qui au cours de la période de refroidissement, favorisent transitoirement la corrosion interne et le déplacement des produits de corrosion hautement radioactifs entre le coeur et la zone froide des générateurs de vapeur;*
- 2. de maintenir le circuit primaire en azote pendant la phase de vidange à froid et n'autoriser la première oxygénation du circuit qu'après drainage des boîtes à eau des générateurs de vapeur afin d'y éviter la mise en solution des produits de corrosion très radioactifs;*
- 3. d'assurer le maintien d'une purification intensive de l'eau du circuit primaire afin de réduire très rapidement son activité spécifique et d'éviter les dépôts éventuels d'oxydes aux points bas des circuits. Outre son action bénéfique sur la réduction des activités spécifiques de l'eau des circuits, la purification intensive assure aussi le maintien de la transparence des eaux de piscine et diminue indirectement la durée des opérations ainsi que les doses associées à la manutention du combustible irradié et à la décontamination des piscines.*

### B. Limitation stricte des temps d'exposition

*Cette action presque banale est évidemment d'une redoutable efficacité, toutes autres choses restant égales.*

*Sur le Site de Tihange, ce principe a conduit notamment à réexaminer les domaines suivants :*

1. Fiabilité et adéquation des petits matériels utilisés en milieu ionisant

Citons quelques exemples :

- fiabilité de la boulonneuse pneumatique pour le serrage des tapes d'obturation dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur;
- standardisation de la goujonnerie et du matériel de démontage associé au circuit de purge à froid du circuit primaire;
- adaptation du matériel aux conditions du chantier : clé hydraulique desservie par un seul opérateur au lieu d'une clé à frappe nécessitant deux intervenants.

2. Repérage détaillé des équipements et des locaux

L'expérience montre que, lors des interventions, un repérage insuffisant conduit à un séjour sur chantier significativement plus long et donc à des doses d'exposition supplémentaires non justifiées par l'opération de maintenance proprement dite.

A Tihange, ce point a fait l'objet d'améliorations qui ne sont pas encore toutes finalisées et qui concernent essentiellement :

- le repérage des vannes et organes de robinetterie;
- le repérage des boîtiers de calorifuge;
- la mise à jour des listes d'équipements avec la localisation précise de leur situation dans l'installation (pour accélérer les opérations de vidange et de consignations des circuits).

### 3. Les stationnements du personnel

L'examen du coût dosimétrique des stationnements de personnel devant certains postes nous a conduit à sensibiliser les agents d'entreprises pour limiter leur séjour même dans les zones à faible exposition.

Beaucoup de discussions entre agents ont lieu sur le chantier et contribuent sensiblement à accroître inutilement la dosimétrie du personnel.

En plus d'une sensibilisation du personnel à cette réalité, des panneaux d'interdiction de stationner ont été apposés dans les zones les plus pénalisantes.

Cette action a même été poussée jusqu'à interdire dans leur totalité, l'accès à certains niveaux et à n'y autoriser l'accès qu'à un nombre très limité d'agents préalablement désignés.

### 4. La fiche dosimétrique de chantier

Ici encore, il s'agit d'un moyen simple d'enregistrement et de contrôle des accès et des doses individuelles sur les chantiers où le service radioprotection souhaite un suivi très étroit.

## C. Le contrôle personnalisé des doses individuelles

Le contrôle personnalisé des petites doses individuelles fait l'objet d'une première expérience menée en 1987 sur une de nos unités.

Il consiste, en période d'arrêt pour révision, à interroger tous les matins, les agents de l'exploitation et des entreprises dont la dose journalière de la veille dépasse 500 microsievverts.

Le but de cette démarche est de déterminer, sans délai, l'origine de la dose prise.

Cette enquête est réalisée par un agent dosimétrie de l'unité et tend à mettre rapidement en évidence et à corriger toute difficulté d'ordre technique ou personnel qui surviendrait lors des prestations en zone contrôlée.

*En s'adressant directement aux agents concernés, le système permet d'obtenir une information non déformée et contribue aussi à maintenir un climat de confiance et un contact fréquent entre les agents extérieurs, leurs responsables sur le chantier et le service sécurité radioprotection.*

## 5.2. Prévention des contaminations

*Dans ce domaine, il y a lieu de trouver le juste milieu entre une situation de surprotection individuelle et une utilisation forcenée du concept de confinement dynamique de la contamination.*

*Ces deux solutions extrêmes ont depuis longtemps démontré leurs limites notamment en ce qui concerne leur influence sur l'irradiation externe d'une part, suite à l'allongement de la durée des tâches, et sur le volume de déchets nucléaires produits d'autre part.*

*Sur le Site de Tihange, des recherches ont été entreprises dans deux domaines :*

- 1. L'adaptation des survêtements d'intervention,*
- 2. L'utilisation d'appareils de mesures adaptés.*

*En matière de survêtement, nous avons recherché sur le marché un éventail de tenues d'intervention permettant d'adapter la protection à la fois aux risques de contamination et aux conditions techniques des chantiers.*

*Entre la protection totale qu'assure la tenue en surpression du type MURUROA ou PEDI et le simple couvre-face muni d'une cartouche filtrante, nous avons mis en évidence que les nouvelles matières textiles pouvaient répondre à nos besoins grâce à leurs qualités suivantes :*

- légèreté,*
- confort,*
- étanchéité aux agents externes,*
- perméabilité à la chaleur corporelle,*
- très faible réaction au feu,*
- caractère recyclable après nettoyage et décontamination sur site.*

*Ces qualités nous ont donc permis d'assurer une haute protection des intervenants contre la contamination en réduisant parallèlement la pénibilité et la durée du travail, c'est-à-dire les doses d'irradiation, mais aussi le volume de déchets radioactifs et le coût de l'intervention.*

*En ce qui concerne l'instrumentation de radioprotection, les équipements de mesure de la contamination atmosphérique disponibles sur le marché n'ont jamais suscité beaucoup d'enthousiasme chez nous.*

*Après plusieurs démarches, nous avons recherché et mis au point avec un constructeur belge et selon nos spécifications techniques, des équipements dotés de microprocesseurs industriels nous permettant un suivi élaboré des risques liés aux poussières radioactives et aux iodes.*

*Plus que la mesure elle-même, c'est dans le traitement des informations et la convivialité de l'interface homme-machine que nous avons mis l'accent.*

*Enfin, nous venons de franchir une nouvelle étape dans le suivi des contaminations internes individuelles en commandant une deuxième unité de mesure rapide de la contamination interne (mieux connu sous le nom de QUICKY).*

*Ce nouvel appareil sera couplé au premier, en service actif depuis 1983. Solidement épaulés par un algorithme éprouvé de traitement statistique des données, ces deux appareils continueront à assurer leur mission de détection de la contamination interne au début et à la fin de chaque période d'intervention du personnel en zone contrôlée.*

## 6. RETOUR D'EXPERIENCES

*Les éléments d'organisation qui viennent d'être explicités sont le fruit de l'expérience vécue sur le Site de Tihange.*

*Pour être complet, il faut ajouter également que d'autres améliorations ont été apportées grâce à l'expérience de nos collègues belges et étrangers.*

*Les réseaux actuels d'échange mutuel d'informations entre exploitants nucléaires permettent en effet de mieux connaître les problèmes rencontrés par chacun et d'en tirer le profit souhaité pour éviter les écueils ou améliorer une situation personnelle. Je citerai comme exemple les dispositions préventives prises grâce à nos collègues d'Electricité de France pour limiter les contaminations par l'iode radioactif lors du traitement thermique des tubes de petit cindre des Générateurs de Vapeur.*

*Ce concept baptisé "RETOUR D'EXPERIENCES" est utilisé intensivement sur le Site de Tihange et n'est pas limité aux seuls aspects de sécurité et radioprotection, mais étendu également à tous les domaines de l'exploitation.*

## 7. BILAN DOSIMETRIQUE DES ARRÊTS DE TRANCHE

*Pour illustrer tout ce qui vient d'être dit, je voudrais vous présenter le bilan dosimétrique des arrêts de tranches des trois unités de Tihange. A l'examen des chiffres et de leur évolution, on peut constater que :*

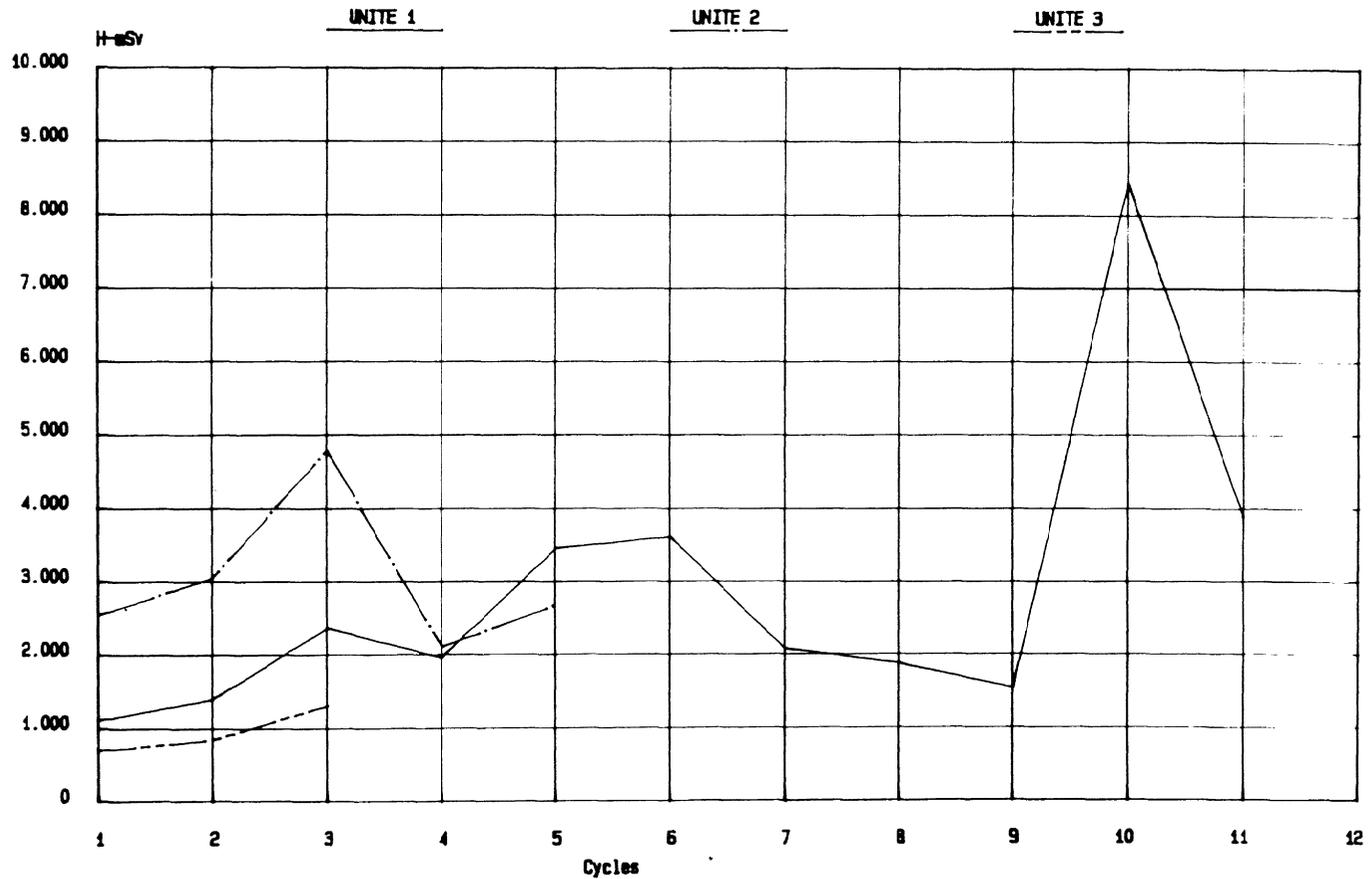
- *les unités les plus récentes requièrent un volume plus important de personnel extérieur de l'ordre de 50 % : ceci est dû notamment à la présence des trois trains de sûreté;*
- *les doses collectives peuvent être variables pour une même tranche lorsque s'accumulent, une même année, des tâches très pénalisantes pour la dosimétrie (cas de l'unité 2 en 1986 avec le microbillage des générateurs de vapeur et les travaux sur les trois échangeurs du circuit RRA).*
- *L'influence d'une conception optimale est déterminante en matière de dosimétrie. L'exemple de l'unité 3 est flagrant en ce domaine puisque une comparaison globale avec ses deux voisines montre que la dose collective d'un arrêt annuel "NORMAL" y est inférieure en moyenne d'un facteur 2,2 par rapport à l'unité 1 et 2,7 par rapport à l'unité 2.*

Doses collectives relativesaux arrêts programmésdes trois unités de Tihange

TIHANGE	Cycle	Indice de tranche	Dose collective (H-mSv)	Durée (j)	Dose/j (H-mSv/j)	Dose/j pour I=1 (H-mSv/j)	Nombre d'agents
Unité 1	1	66	1110	71	16	24	813
	2	81	1400	49	29	35	716
	3	126	2370	58	41	32	744
	4	143	1950	42	46	32	611
	5	198	3460	47	74	37	751
	6	149	3620	39	93	62	760
	7	153	2070	38	54	36	710
	8	143	1870	30	62	44	750
	9	122	1530	25	61	50	810
	10	110	8450	138	61	56	2857
	11	110	3880	35	111	101	1148
Unité 2	1	327	2545	34	75	23	1097
	2	116	3054	36	85	73	1362
	3	206	4787	42	114	55	1162
	4	171	2100	38	55	32	1080
	5	154	2676	30	89	58	923
Unité 3	1	140	694	33	21	15	1078
	2	130	844	31	27	21	812
	3	100	1307	34	38	38	1006

C.N.T.

# DOSES COLLECTIVES DES ARRETS ANNUELS



8. CONCLUSIONS

*Les démarches que nous avons entreprises pour améliorer la radioprotection et renforcer la sécurité sur le Site de Tihange ne requièrent pas, vous l'aurez constaté, de grandes prouesses intellectuelles.*

*Mais ce n'est pourtant pas si facile car, en ces matières, l'échec apparaît beaucoup plus facilement que la réussite.*

*Et ça, ce n'est évidemment pas drôle !*

*Si l'essentiel réside dans le savoir faire, encore faut-il le faire savoir à ceux que l'on veut protéger.*

*On appelle cela de la formation et c'est devenu notre credo.*

*Je vous remercie de votre attention.*

\* \* \* \* \*

### Samenvatting

Na een kort overzicht van de grote onderhoudsbeurten op de "site" van Tihange sedert 1975, wijdt de auteur uit over de speciale aspecten van de radioprotectie en de veiligheid tijdens de interventies. Achtereenvolgens worden de volgende punten onderzocht:

- de bijzondere organisatie van de radioprotectie tijdens de jaarlijkse stilstanden;
- de opleiding van het verantwoordelijk personeel van de externe ondernemingen;
- de informatisatie van de dosimetrie van de werf;
- de interne modaliteiten van de dosislimiteringen;
- de voorkoming van inwendige en uitwendige besmettingen;
- het intensief gebruik van de opgedane ervaringen.

De balans van de opgedane dosissen tijdens deze stilstanden wordt belicht. Speciaal wordt de nadruk gelegd op de beslissende invloed van de keuzen tijdens het ontwerp van de nucleaire eenheden op de radioprotectie van het personeel.

DE ROL VAN WESTINGHOUSE IN DE VOORBEREIDING  
VAN SERVICE AKTIVITEITEN

O. MEEUWIS

Westinghouse Energy System International

Samenvatting

Bij de tussenkomsten in het onderhoud, zijn de frekwenste en meest delicate, deze, welke plaats grijpen, in ioniserend milieu, bij de stilstand van de eenheden.

De bedrijven welke deze diensten verzorgen, worden geconfronteerd met de dubbele eis: de blootstelling aan straling te beperken, de beschikbaarheid van de eenheden niet in het gedrang te brengen.

De gebruikte middelen omvatten, de strikte toepassing van een programma welke de verzekering geeft van kwaliteit, aangepast aan de diensten in de centrale, de nodige kwalificaties van handelswijze, de uitrustingen en het personeel, de training van de ploegen op te gebruiken uitrustingen in réeele condities, of op maquetten op ware grootte.

Bij observatie van de strekkingen, stelt men vast de ontwikkeling van service centers, de robotisatie en de automatisatie. De toepassing van de meeste recente, speerttechnologie, en een bekommernis om een groter deel van de problemen van de exploitanten, voor zich te nemen (integratie van de ploegen, voorbereiding van de interventies, decontaminaties, bekommernis de afvalprodukten te minimaliseren).

De ondernemingen betrokken in het concept van de centrales, onderhouden spijs de reductie van de bouwprogrammas van nieuwe eenheden, effectieve en zeer gekwalificeerde ploegen in staat te beantwoorden aan de interventieprocédés noodzakelijk door de veroudering van de in dienst zijnde eenheden.

Goede Middag,

Mijn naam is Meeuwis, en ik ben directeur van Westinghouse's Europese Service Centrum. Ik ben zeer vereerd de gelegenheid te hebben U te vertellen wat we binnen Westinghouse doen op het gebied van straling besparende voorbereiding voor onderhouds- en herstelwerkzaamheden op de kerncentrales.

Staat U mij toe eerst een zijstap in m'n voordracht te maken, niet om de simultaan vertalers te testen, maar om even stil te staan bij de positieve signalen die weer te horen zijn in ons vakgebied. Realizeert U zich dat de wereld onlangs de 10e verjaardag van het reaktor ongeluk op Three Mile Island 2 is gepasseerd? Velen in onze industrietak hebben hard gewerkt om datgene dat verkeerd ging voor de kernenergie recht te zetten. En U, leden van de Belgische vereniging voor stralingsbescherming, behoort tot die groep. U bent deel van een voor het publiek weinig bekende maar doeltreffende beweging die gestadig de publieke opinie ten aanzien van kernenergie verbetert.

De methode die U daarbij gebruikt - die wij allemaal gebruiken - is in één enkel woord samengevat ...

#### "PRESTATIE"

De commerciële kernenergie in Europa en de rest van de Westerse wereld heeft gestadig aan terrein gewonnen voor wat betreft de algehele elektriciteitsproductie. De nucleaire industrie heeft geweldige vooruitgang geboekt in het verminderen van de kollektieve personeelsstralingsdosis, zowel voor de hoge-druk als voor de kokend-water reaktoren. Cijfers voor Amerika wijzen op een vermindering in personeelsstralingsdosis van ruim 40 ten honderd sinds 1980, terwijl voor Europa de resultaten eveneens zeer gunstig liggen. België krijgt minimum 66 t/h van haar elektriciteitsproductie van kerncentrales. Frankrijk meer dan 70 t/h, Zweden en Taiwan ruim 40 t/h, Zuid-Korea over 53 t/h, terwijl Japan 12 nieuwe reaktoren aan het bouwen is of plannen daarvoor maakt. Acht andere landen produceren meer dan 25 t/h van hun elektriciteit van het atoom.

En gelukkig is ook in Amerika het getij tegen kernenergie langzaam maar zeker aan het keren; kolen, en eigenlijk alle fossiele brandstoffen, zijn tegenwoordig het favoriete mikpunt van de groenen, de milieu-bewusten. Of er al dan niet een "broeikas" effekt bestaat, er bestaat een sterke zorg omtrent het broeikas effekt, en dat is misschien al voldoende om de rijzende vloed van belangstelling in de kernenergie verder te versterken. De wereldwijde toekomst van de kernenergie is verzekerd! En dit is een positieve boodschap die mede dankzij uw beroepsmatige inspanningen ruim 10 jaar na TMI-2 weer kan worden verkondigd!

Westinghouse speelt op het gebied van gespecialiseerde onderhoudsactiviteiten ten behoeve van de kerncentrales een leidinggevende rol in de wereld:

Met een alomvattend service pakket zijn we actief op 4 continenten, in zo'n 13-tal landen waar we regelmatig op ruim 100 centrales zeer vooruitstrevende spijttechnologieën toepassen in kritisch belangrijke reparatie, inspectie, en onderhoudsactiviteiten.

Als deskundigen op het gebied van stralingsbescherming bent U ongetwijfeld geïnteresseerd in de filosofie en tactiek welke door Westinghouse gevolgd wordt om specifieke onderhoudstaken binnen ons diensten pakket uit te voeren tegen zo'n gering mogelijke stralingsdosis van de mechaniker en technikers - dus, in overeenstemming met het "ALARA" principe.

Eveneens zult U belangstelling hebben voor de mogelijkheden die Westinghouse geschapen heeft om op economische wijze voor de uitbater van de kerncentrale bepaalde activiteiten uit te voeren met een besparing in personeelsstralingsdosis die niet gemakkelijk door de uitbater kan worden gerealiseerd.

Als derde en laatste punt kan ik natuurlijk niet voorbijgaan aan een enkel facet van de Europese Eenwording in 1992 dat ten nauwste U en ons betreft, en alle andere firma's betrokken bij het onderhoud van kerncentrales.

Eén van de eerste strategische stappen die Westinghouse heeft ondernomen om de uitbater sneller te kunnen dienen, en om blootstelling aan radioactieve straling van z'n personeel tot een minimum te beperken, was het oprichten van regionale "Service Centers".

Op dit moment zijn er vier service centers in bedrijf; het Waltz Mill Service Center draait nu al bijna zo'n 20 jaar mee, terwijl het Europese Service Center, dat vrijwel een exacte kopij is van het Service Center in California, in Oktober z'n 3e verjaardag viert!

Wat is een Service Center?

Elk Service Center dient als basis voor de ploegen en speciale gereedschappen die in een vrijwel continu staat van paraatheid zijn om de uitbater van de kerncentrale bij te staan gedurende geplande interventies als wel tijdens de ongeplande revisies.

Alle Westinghouse Service Centers genieten een absoluut voordeel; ze hebben namelijk een speciale vergunning voor het ontvangen, opslaan, versturen en hanteren van radioactieve materialen. Dit stelt ons in staat gekontamineerde gereedschappen snel van en naar de centrales te sturen.

Voor het Europees Service Center heeft Westinghouse een Class II vergunning. Om te illustreren wat deze vergunning inhoudt, vertoon ik U hier een overzicht van de toelaatbare isotopen en activiteit.

Omdat onze Class II vergunning zo buitengewoon belangrijk is, voor ons alswel de Europese uitbaters, hebben we een uiterst nauwkeurige en grote verscheidenheid aan de noodzakelijke meet- en controle apparatuur om te verzekeren dat we volledig binnen de grenzen van onze vergunning handelen. Natuurlijk zal dit overzicht van de betreffende apparatuur die we toepassen U niet verbazen.

Elk Service Centrum is er dus geheel op ingericht om gespecialiseerde werktuigen en gereedschappen, inclusief robots en andere geavanceerde service apparatuur, na toepassing op de kerncentrale in ons eigen beheer te dekontamineren, te controleren, te repareren, te i.jken, enzovoorts.

De specializatie van het personeel, de doeltreffendheid van de gereedschappen, de aangepaste procedures, en de reeds opgedane ervaring stellen ons in staat de dekontaminatie geheel volgens het ALARA principe uit te voeren, daarbij de direkt totale stralingsdosis tot een minimum te verminderen.

Het is een bijkomend voordeel voor de uitbater niet langer meer gedwongen te zijn andermans gereedschappen of trailers te moeten dekontamineren of op de centrale op te slaan tot de volgende revisie!

Als tweede doel dient elk Service Center als basis voor het opleiden van personeel om zodoende in staat te zijn de uitbater de hoogste kwaliteit te bieden in de uitvoering van de specifieke onderhouds- of reparatie activiteiten. "Hoogste" kwaliteit is natuurlijk een relatief begrip, maar voor Westinghouse betekent dat OP TIJD

FOUTLOOS

"ALARA" BEWUST

Aan deze 3 criteria is alleen maar te voldoen, naar onze mening, wanneer het personeel opgeleid wordt, en getest wordt, in een situatie die de eigenlijke toestand op de kerncentrale goed nabootst, en tijdens de vorming gebruik wordt gemaakt van gereedschappen die hetzelfde zijn als die welke op de centrale worden gebruikt, of dat nu een eenvoudige machine is voor het mechanisch stoppen van de pijpenplaat, of een complexe robot.

Daarom beschikken wij over verscheidene maketten, zoals de waterbox van een stoomgenerator; een makette (schaal 1 op 1) van de sekondaire zijde van een stoomgenerator volledig met alle pijpen; en een complete makette van de "seal assembly" met motorstoel van een primaire pomp.

Al deze maketten staan opgesteld in de "Equipment Test Area". Ter verduidelijking laat ik U hier de plattegrond zien van het Europees Service Center.

U ziet eveneens dat we een diep "zwembad" hebben met herladingsgereedschap voor de uitwisseling van de brandstof elementen.

Westinghouse is buitengewoon trots op de opleiding die haar personeel geboden wordt voor dat het toegelaten is het echte werk op de centrale uit te voeren. Onze opleiding voor specifieke onderhouds- en reparatietaken volgt een 4-tal fasen, elk op zich toegespitst op het verminderen van bestraling, het verhogen van de kwaliteit, door scholing in alle relevante facetten van het werk:

In de eerste fase wordt de leerling de grondbeginselen bijgebracht in radioactieve straling, industriële veiligheid, eerste hulp bij ongelukken, vuurbestrijding, en in de eigenlijke werktaak.

Zonder enige uitzondering, en verplicht voor alle personeel, wordt de radioactieve stralingskursus elk jaar weer herhaald, met een afsluitend examen dat schriftelijk wordt afgenomen. Wanneer tenminste 80 van de 100 vragen juist zijn beantwoord, dan is men "REM (Radiation Exposure Management) Qualified", en toegelaten om buiten het Service Center te werken in een radioactieve omgeving. Er zijn zelfs enkele uitbaters die personeel regelmatig naar de Westinghouse REM cursus sturen, niet voor "quality assurance audit" doeleinden, maar omdat onze REM opleiding een uitstekende naam geniet! Zonder uitzondering zult U Westinghouse personeel op uw kerncentrale de specifieke regels omtrent stralingsbescherming zien volgen, en dat is wat Westinghouse typisch onderscheidt van menig andere "contractor".

In de 2e fase van ons training programma wordt de leerling via instructie in de klas, vaak gekoppeld ook met "on the job" instructies, verder geschoold in de specifieke activiteiten. Daarbij wordt natuurlijk ook zoveel mogelijk gebruik gemaakt van de beschikbare makettes om de praktische kennis te verhogen.

In de 3e fase wordt het service personeel getoetst op alle theoretische en praktische aspecten van een bepaalde service activiteit via mondelinge of schriftelijke examens en via een demonstratie op een makette of via eigenlijke uitvoering op de centrale onder begeleiding van een gekwalificeerde coördinator of de ploegenleider. Aan het einde van deze fase ontvangt de ingenieur of techniekster een certificaat dat geldig is voor twaalf maanden en automatisch verlengd wordt indien een minimum aantal service activiteiten in diezelfde periode zijn uitgevoerd.

De 4e en laatste fase maakt deel uit van onze zogenaamde "readiness review", die elke keer wordt gehouden kort voordat het personeel een specifieke service op de centrale moet uitvoeren.

In deze "RR", uitgevoerd onder supervisie van de ploegenleider(s) en de verantwoordelijke manager, worden onder meer de specifieke eisen van de uitbater besproken, de aan de centrale aangepaste procedures doorgelicht, en andere facetten van het te verrichten service werk nauwgezet doorgenomen opdat de voltooide vorming van het personeel en de eigenlijke uitvoering op de centrale nauw op elkaar aansluiten.

Elk jaar besteden we zo'n 200 tot 300 mandagen aan de vorming van ons personeel voor basis activiteiten. Daarbij komen nog eens gemiddeld 500 mandagen voor intensieve vorming voor geavanceerde service activiteiten zoals het warmte-behandelen van de kleine bochten in de stoom generatoren (SG) met robot apparatuur, het sleeven van pijpen in SG's, het inspekteren en vernieuwen van afdichtingen in primaire pompen, enzovoorts, enzovoorts.

We zijn ervan overtuigd dat deze investering in de vorming van ons personeel de kwaliteit van onze diensten ten goede komt, en daarmee daadwerkelijk de personeelsstralingsdosis tot een absoluut minimum wordt gehouden.

De ontwikkeling van geavanceerde service technologieën staat centraal binnen Westinghouse. Ik hoef hier slechts te vermelden dat de wereld's eerste programma voor laser gelaste sleeves door Westinghouse vorig jaar met succes op Doel 3 werd doorgevoerd.

De nucleaire service centers vervullen daarbij een belangrijke taak; namelijk, ze dienen als proefcentrum om nieuwe technieken uit te testen via de aanwezige makettes, de diepe "zwembaden", en andere bijzondere mogelijkheden.

Ik zal U een paar voorbeelden schetsen op welke wijze Westinghouse constant bezig is om het ALARA principe in nieuwe generaties van gespecialiseerde gereedschappen gestalte te geven.

Wanneer de niet-destructief onderzoek (NDE) specialist en de metallurgist kennelijk een nieuw type indicatie of degradatie fenomeen zien in de stoom generatoren, dan verwijderen we een stuk pijp voor laboratorium onderzoek. Op dit moment zijn we in de laatste fase van het testen van een geheel gerobotiseerde "tube-pull" systeem; de eerste commerciële toepassing wordt deze zomer verwacht. Dit nieuwe systeem halveert de totale personeels-stralingsdosis.

Tot op twee jaar geleden behandelden we de lekkage in de zogenaamde "canopy seal welds" als een gebeurtenis met een zeer lage waarschijnlijkheid, maar het gebeurde in Amerikaanse centrales vrij regelmatig! Elke keer wanneer Westinghouse de (las) reparatie deed, werden we bekritiseerd omtrent personeelsstralingsdosis alswel de kwaliteit van de las.

Tot nu toe deden we dit werk "hands-on" op de deksel van de reactor kuip in een stralingsveld van 2-10R (kontakt). In het algemeen moesten de lassers buitengewoon kort van gestalte zijn, of een soort "slangenmens"!

We hebben nu de ontwikkeling voltooid en het testen beëindigd van een op afstand bestuurbaar systeem voor de installatie van de "split canopy".

Het hart van het systeem is de "split canopy". Door het overbruggen van de originele "canopy" dichtingslas met de "split canopy" verkregen we een goede las in gezond basismateriaal, en een oplossing welke de levensduur van de centrale wel zou kunnen overschrijden. Dit systeem brengt de "split canopy" op z'n plaats, maakt alle horizontale en verticale lassen, en verricht penetrant testing vanaf het platform boven op de kuip deksel. Dit systeem stelt ons in staat 10 lekkende lassen te repareren voor ongeveer dezelfde personeelsstralingsdosis, kosten, en tijdspan als 3 met de hand!

En niet alleen dat; dit systeem kan alle deksel penetraties repareren.

Er is geen behoefte aan verdere inspectie, maar als de uitbater het wil, kan de nieuwe configuratie geïnspecteerd worden zonder een component te verwijderen. Dus, een compleet geïntegreerd systeem dat volledig ontworpen is met het ALARA criterium als voornaamste doel.

Als laatste voorbeeld laat ik U hier ROVER zien, een op afstand bestuurbaar voertuig voor visuele inspectie. Dit voertuig kan een video opname maken van de gehele reaktorkuip deksel zonder dat service personeel op de deksel hoeven te staan om cameras aan verlengstukken of aan kabels vast te houden - een zeer doeltreffende oplossing voor het stralingsprobleem, vindt U niet?

Als laatste, maar zeker niet minst belangrijke aspekt van elk Westinghouse Service Center, is de inherente mogelijkheid om alle ijk- en kalibratie-activiteiten voor gekontamineerde meetapparatuur en speciale gereedschappen, waaronder robots, binnens huis te doen. In deze gevallen bespaart het vaak personeelsstralingsdosis (en radioactief afval!) als apparatuur, lichtelijk besmet, zonder verdere dekontaminatie wordt gekalibreerd. Uiteraard moet een grondig QA programma deel uit maken van de gehele ijk en kalibratie procedures.

En dit brengt mij op het gebied van zojuist verworven activiteiten die wij in opdracht van de uitbater op onze nucleair service centers kunnen uitvoeren. Door onderhoud en reparatie van bepaalde componenten van uw plant op een service center te verrichten kunnen uw zorgen voor wat betreft stralingsdosis verminderd worden. Onlangs hebben wij op het Europese Service Center een gekontamineerd ontkoppel werktuig voor drijfstanen voor Tihange gerepareerd en volledig uitgetest in ons "zwembad" (herladingsdok).

Gedurende een herlading, of zelfs kort ervoor, is het werkelijk te laat om te ontdekken dat gereedschap en werktuigen noodzakelijk voor herladingswerkzaamheden niet juist functioneren. Reparatie en controle van herladingsgereedschappen, maar ook calibratie van andere werktuigen zoals de boutenmachine en dynamometer kunnen zonder probleem voor de uitbater én voor ons gemakkelijk buiten het interventieseizoen worden uitgevoerd. En daarom proberen wij de uitbaters ervan te overtuigen dat het uitleveren van dit soort werkzaamheden, in ons "laag seizoen", veel aantrekkelijker is, financieel alswel ook wat de stralingsdosis aangaat. Want Westinghouse heeft de specifieke mogelijkheden waaronder zeer goed uitgeruste dekontaminatiekamers.

In onze warme motor shop in Spartanburg - South Carolina - hebben we aan een enorme verscheidenheid van motors gewerkt; op het ESC hebben we Flux Mapping Motors gedekontamineerd en volledig hersteld.

In minder dan 18 dagen kunnen we een RHR (residual heat removal) pomp motor verzenden, uit elkaar nemen, dekontamineren, lagers and lagerbussen vernieuwen, de as controleren, in elkaar zetten, testen, en op tijd weer terug sturen naar de plant voor het opstarten.

Dit bespaart stralingsdosis omdat minder personeel in de warme zone op de kerncentrale doorbrengen, en omdat we de motor kunnen dekontamineren. En als laatste voorbeeld - voor wat een Westinghouse Service Center kan doen - hier is onze testinrichting voor het testen van veiligheids- en overdrukkleppen. Ons Service Center in California heeft tot nu toe ruim 20 kleppen van 5 centrales getest nadat de installatie in de herfst van vorig jaar in gebruik is genomen.

De hele testcyclus en het afstellen kan binnen het normale tijdsbestek van een herlading gedaan worden. Deze test inrichting kan de lusedichting stroomopwaarts van de klep zeer nauwkeurig in model brengen. Dit kan niet gedaan worden met de klep op zijn plaats - dat kan resulteren in onnauwkeurige "set point" afstellingen en overbodige stralingsdosis.

Europa's éénwording is hard op weg bijna geschiedenis te worden! En natuurlijk zal ook in 1992 de harmonisatie in voorschriften voor nucleaire werkers in Europa vrijwel geheel verwezenlijkt zijn. En dat is uiteraard goed nieuws voor een bedrijf zoals Westinghouse, want dan is een situatie zoals U hier ziet definitief verleden tijd!

Ziet U, dat ben ik op top - ik heb duidelijk een probleem met deze greep!

Zoals U vermoedelijk al geraden heeft, een dergelijke situatie tussen uitbater en contractor kan zich voordoen - ik spreek uit ervaring! - wanneer de dokumentatie die ons personeel bij aankomst op de centrale aan U overhandigt, niet geheel compleet blijkt te zijn, of niet geheel aan de laatste normen voldoet. We brengen natuurlijk altijd een Westinghouse foto badge of een verklaring van Personeelszaken met het vereiste werknemernummer, het categorij A certificaat, medisch certificaat, bestralingsgegevens, enzovoort. Tot op heden blijkt echter dat niet altijd overal in Europa deze dokumentatie geheel voldoet, vandaar soms de "worstel" partij met de klant!

Ik zal U niet vermoeien met cijfers omtrent de kosten die we uitgeven om deze gegevens bij de houden; ze zullen ongetwijfeld verbleken bij de bedragen die U hiervoor kwijt bent, zowel voor uw eigen personeel, als voor de talrijke contractors, werkers die soms van ver buiten de EC komen. Want naast Westinghouse, opereren verscheidene concurrenten van ons eveneens op internationale en zelfs intercontinentale schaal!

Wat kan er op kollektieve schaal verbeterd worden? Ten eerste, automatiseer de verwerking van alle noodzakelijke gegevens via een standaard formaat waar alle Europese uitbaters tevreden mee zijn, sla ze op in de computer, houdt ze bij in de computer, en geef de contractors een kopie met uw stempel onmiddellijk na het voltooiën van de specifieke activiteit op uw centrale. Welk formaat U ook kiest, de contractors zullen ermee akkoord gaan en aan uw maatstaven volledig beantwoorden.

Ten tweede, en buitengewoon belangrijk voor ons als contractor, levert U ons de officiële stralingsdosis A.U.B. zo kort mogelijk nadat we klaar zijn met ons werk op uw plant!

Westinghouse personeel van ons Europese Service Centrum komen dikwijls naar uw centrale nadat ze net elders in Europa een job afgemaakt hebben.

We willen, kollektief gezien, het risico vermijden dat de grens van 5R per glijdende periode van 12 maanden wordt overschreden door een te lage schatting van de stralingsdosis op de vorige plant. De technologie bestaat om de film badge in minder dan een week te verwerken en de resultaten automatisch door te geven.

Het is onze (eerlijk gezegde) ervaring dat het verkrijgen van uw officiële stralingsgegevens voor ons personeel soms te vergelijken is met een bezoek aan de tandarts - een duwtje in de rug is noodzakelijk!

Zeker is, dat het gehele proces een verspilling is van menselijk talent, tijd, en uw geld. Standaardisatie en modernisering, gekoördineerd op Europees niveau, kunnen U op dit gebied aanzienlijke kosten besparen - en dat is goed voor de gehele nucleaire industrie.

Dank U wel voor uw aandacht.

## Résumé

Parmi les interventions de maintenance, les plus nombreuses et les plus délicates sont celles s'effectuant en milieu ionisant lors des arrêts de tranche.

Les entreprises prestataires de ces services sont confrontées à la double exigence de limiter l'exposition aux radiations et de ne pas affecter la disponibilité des tranches.

Les moyens mis en oeuvre comprennent l'application stricte d'un programme d'assurance de qualité adapté aux services en centrale, la qualification des procédés, des équipements et du personnel, l'entraînement des équipes en conditions réelles, sur les équipements à utiliser ou, avec des maquettes en vraie grandeur.

Parmi les tendances observées, on constate le développement des centres de service, la robotisation et l'automatisation, l'application des technologies de pointe les plus récentes et un souci de prendre en charge une plus grande part des problèmes des exploitants, tant en amont des services (intégration des équipes, préparation des interventions, décontamination) qu'en aval (souci de minimiser les déchets).

Malgré la réduction des programmes de construction de nouvelles unités, les entreprises impliquées dans la conception des centrales maintiennent des équipes performantes et très qualifiées, prêtes à créer les procédés d'intervention requis par le vieillissement des unités en service.

UNE GRANDE OPERATION DE MAINTENANCE:  
"LE MICROBILLAGE DE TUBES DE GENERATEUR DE VAPEUR

B. BREGEON  
Département Radioprotection  
Société FRAMATOME

Résumé

La première opération de microbillage a eu lieu à DOEL en Juin 1985 avec quelques mois d'avance sur le planning prévisionnel. Elle a surpris par son coût dosimétrique.

Dès cette première intervention, des réflexions ont été engagées à FRAMATOME et par la suite en collaboration avec EDF pour rechercher les sources principales de doses afin d'y porter remède. Dans un premier temps un effort tout particulier a été fait pour augmenter la fiabilité du matériel et intensifier la formation du personnel.

Rapidement des résultats appréciables ont été obtenus et au milieu de l'année 1986, la dosimétrie avait été divisée par 2. Les efforts se sont poursuivis et ont porté en particulier, sur l'amélioration du procédé lui-même, les méthodes d'intervention, l'agencement du chantier, l'organisation du travail. Ces différents facteurs ont encore contribué à diminuer la dosimétrie aussi bien sur le plan individuel que sur le plan collectif et on peut considérer que les dernières interventions ont donné lieu en moyenne à une dosimétrie divisée par 3 par rapport aux premières interventions.

Une coopération très fructueuse avec la Centrale de RINGHALS a encore permis d'améliorer le système. Compte tenu de l'expérience de Ringhals et des réflexions qui sont en cours à FRAMATOME, des améliorations sont prévues. En effet après une période de pause, une nouvelle campagne de microbillage est prévue à partir de fin 89 et les études en cours permettront encore d'abaisser les doses.

Cette grande opération de maintenance a montré la nécessité d'une coopération étroite entre les responsables du développement et de la radioprotection, et ensuite entre le client et les intervenants. Cette expérience a donné lieu au développement d'un logiciel de prévision et d'analyse en radioprotection qui sera présenté au cours d'un exposé durant le colloque.

## INTRODUCTION

La première intervention de microbillage a eu lieu à DOEL en Juin et Juillet 1985, elle a duré environ cinq semaines. Framatome avait développé ce produit et s'était fixé comme objectif de faire une expérimentation à Bugey en Août 1985 sur 300 tubes de façon à rendre l'outil parfaitement opérationnel. A la demande de la Centrale de DOEL, FRAMATOME a accepté d'effectuer la première opération avec quelques mois d'avance sur le planning prévisionnel.

Malgré un effort tout particulier pour la préparation de cette intervention, des imperfections sur les matériels mis à disposition de l'équipe d'intervention, peut être elle-même insuffisamment formée, ont entraîné quelques déboires sur le plan technique.

De nombreuses interventions sur le matériel en place ont été nécessaires à proximité des points chauds de l'installation et en particulier dans la boîte à eau du générateur de vapeur.

Cette première intervention a quand même été menée à son terme en donnant satisfaction sur le plan technique mais au prix d'une dosimétrie très importante, sur les plans collectifs et individuels, créant des problèmes d'emploi du personnel pour les opérations futures.

Avant d'aller plus loin dans mon exposé, je vais vous présenter cette opération sur le plan technique, sans entrer dans les détails.

## 1. LE PRINCIPE DU MICROBILLAGE

Une des principales causes de fuite primaire-secondaire est la fissuration des tubes de générateurs de vapeur dans la zone dite de " transition de dudgeonnage " soumise à des contraintes de traction (le dudgeonnage assure la fixation des tubes par gonflement dans les alésages de la plaque tubulaire).

Le microbillage est un procédé qui permet de limiter ces causes de fissures en créant un régime de contraintes de compression dans l'épaisseur des tubes. Les premiers essais ont montré que l'on pouvait retarder, voire stopper, la formation et la propagation des fissures.

Le principe en est simple et peut s'assimiler à un sablage ( voir figure 1). On projette des billes sur la peau interne des tubes au moyen d'une buse panoramique animée d'un mouvement de translation. L'outillage est positionné sous la plaque tubulaire par un porteur automatisé, type bras ou araignée. La projection est assurée par une pression d'air régulée. Ces billes sont ensuite récupérées par un système d'aspiration par pompe à vide. L'intensité du microbillage est vérifié par la flèche que prend une plaquette de tôle calibrée fixée sur un dispositif conventionnel et dont une face est exposée au jet de microbilles ( éprouvette ALMEN).

Les billes sont en INCONEL ( même type de matériau que les tubes) et ont un diamètre compris entre 2 et 4 dixièmes de millimètre. La pression d'injection des billes est de l'ordre de 2 bars. Le déplacement du porte-outil permet de se positionner en face de chacun des 3300 tubes à traiter.

L'introduction de la buse dans le tube est réalisée à l'aide d'un tireur-pousseur qui guide le tuyau d'amenée de billes. La figure 1 bis présente le schéma d'installation du procédé avec ses divers équipements.

## 2. DOSIMETRIE ASSOCIEE A L'INTERVENTION

### 2.1. Considérations générales

Les 34 interventions de microbillage ont coûté environ 15 Sievert, ce qui est de loin l'opération la plus pénalisante qu'ait connu FRAMATOME. Elle vaut donc bien que l'on s'y intéresse un peu.

La première opération à DOEL a donné lieu à certaines réflexions et en particulier la recherche des sources des doses. Les premières analyses ont montré que la fiabilité du matériel et l'entraînement du personnel étaient les 2 éléments prépondérants qui agissaient sur les doses intégrées. Les premiers efforts concernant l'amélioration de l'intervention ont donc été axés sur ces 2 facteurs.

Parallèlement, face à cette situation, et suite aux premières interventions en FRANCE, une réflexion s'est engagée au niveau d'EDF. Le CEPN ( Centre d'Etude de Protection Nucléaire) a été sollicité en Avril 1986 pour engager une réflexion sur les possibilités de réduction des doses associées à l'opération de microbillage.

Une analyse très fine de la situation a donc été effectuée sur les 7 premières opérations. De nombreux contacts ont eu lieu entre le CEPN et le DSRE ( Département Sécurité Radioprotection Environnement) de l'EDF, les sections radioprotection des centrales concernées et le département radioprotection de la Société FRAMATOME. Toutes les données concernant cette opération ont été mises en commun de façon à en tirer des enseignements pour les opérations futures.

En septembre 1986, le CEPN éditait un document intitulé :

**"ANALYSE DE LA RADIOPROTECTION DES PREMIERES OPERATION DE MICROBILLAGE DES TUBES DE GENERATEURS DE VAPEUR DES TRANCHES 900 MW "**.

On y trouve en particulier un paragraphe sur les enseignements pour les chantiers futurs que nous reproduisons ici :

L'analyse du déroulement des opérations a montré que le coût dosimétrique des premiers chantiers aurait probablement pu être diminué de façon appréciable si les considérations de radioprotection avaient joué un rôle plus important dans la conception et la préparation du programme de microbillage. Il serait souhaitable que pour les programmes de chantiers à venir du type microbillage il soit possible :

- d'assurer une meilleure conception générale des équipements et des matériels, afin de les adapter aux conditions de travail en zone très active,
- d'intensifier la préparation initiale des chantiers au niveau de la fiabilité et la mise au point des matériels et de l'entraînement du personnel,
- de renforcer la coordination entre FRAMATOME et EDF au niveau de la préparation et du suivi des chantiers en centrales,
- de raccourcir au maximum les délais de mise en œuvre des mesures proposées pour améliorer la radioprotection,
- de veiller à ce que les impératifs de planning ne pénalisent pas trop le déroulement des opérations sur le plan dosimétrique.

Dans l'optique des chantiers futurs, à priori coûteux en doses et devant concerner un nombre important de tranches, il conviendrait de mieux intégrer la radioprotection à tous les stades de l'opération, de la conception à la mise en œuvre, et de développer une véritable gestion de la dosimétrie s'appuyant sur des études prévisionnelles et des systèmes de recueil d'information et d'analyse du retour d'expérience adaptés. Cette optique nouvelle supposerait également de reconsidérer la place de la radioprotection dans les dispositifs d'élaboration des choix techniques tant chez les industriels chargés des opérations qu'à EDF.

## 2.2. Les améliorations apportées au dispositif

Il est vrai que pendant la mise au point du produit, il n'y a pas eu une collaboration suffisante entre les responsables de la définition technique du produit et le département radioprotection.

Par contre, à partir de la première intervention la collaboration a été étroite. Durant l'année 1986, FRAMATOME n'était pas resté sans réaction et comme le montre la figure 2, une nette décroissance s'est amorcée pour ce qui concerne la dosimétrie, dès la 4<sup>ème</sup> intervention et s'est poursuivie par la suite.

Les principales améliorations apportées au dispositif sont les suivantes :

- Mise en place de protections biologiques sur le matériel.
- Recyclage automatique du lot de billes utilisé pour l'opération, ainsi que le tamisage automatique.
- Utilisation d'un seul lot de billes pour toute l'opération ; auparavant il fallait changer les billes tous les 10 cycles et la récupération des billes usagées se faisait manuellement.
- Agencement du chantier de manière à pouvoir mettre le tireur pousseur hors de l'axe du trou d'homme.
- Meilleur agencement dans le sas de microbillage des 3 composants essentiels : billeuse récupérateur de billes et pompe à vide, permettant de diminuer les doses lors des interventions sur le matériel.
- Rodage des microbilles avant l'opération.
- Pour les opérations d'Almen et de recouvrement, le décrochage et la remise en place de la trompe se fait par raccord pompier au niveau du trou d'homme, en évitant les pénétrations en boîte à eau qui étaient nécessaires.
- Enfin d'une manière générale, augmentation de la fiabilité du matériel.

L'opération de microbillage s'est arrêtée pratiquement fin 87 puisque 1 opération en France et 2 opérations à l'export seulement ont eu lieu en 1988. Les études pour l'amélioration du produit ont donc été mises un peu en sommeil puisqu'il y avait une incertitude sur l'arrêt ou la prolongation de ce produit et tout naturellement il n'est pas rentable d'investir sur un produit qui ne semble pas avoir d'avenir. Ce n'est plus le cas maintenant car l'opération de microbillage doit se poursuivre sur le 1300 MW.

Une remarque s'impose au sujet de certains produits dans la maintenance nucléaire. Très souvent, un produit est développé suite à un problème qui prend naissance. Il faut alors très rapidement amener au stade opérationnel le produit et souvent le temps manque, ce qui explique certaines imperfections. Si ce produit a une durée de vie très longue, et n'est pas employé de manière intensive il pourra être amélioré.

Si au contraire, ce produit a une durée de vie courte et est employé de façon intensive, le temps et les moyens en personnel manquent pour apporter des améliorations. Lorsqu'il est enfin bien au point, le produit meurt et donc ne profite pas du bienfait des améliorations. Quant on sait en plus que le produit va mourir on hésite à investir. Cela a été un peu le cas pour le microbillage, puisqu'en 1988 il n'y a eu que 3 interventions seulement et que l'utilisation de ce produit a été décidée nouveau au début 1989.

On sait maintenant qu'il va de nouveau être utilisé à grande échelle. Il est donc envisageable d'y apporter des améliorations et c'est ce qui va être fait. Normalement donc la dosimétrie concernant cette opération doit encore baisser.

### 2.3. Analyse de la dosimétrie

La Figure 2 , qui représente l'évolution de la dosimétrie en fonction des différentes opérations de même nature dans un même ordre chronologique, est-elle représentative de l'évolution du phénomène ?

Quels sont les facteurs qui peuvent agir sur la dosimétrie ?

- le procédé lui-même,
- l'organisation du chantier,
- l'aménagement du chantier,
- les protections mises en place,
- les aléas,
- les nuisances radiologiques.

Durant toutes ces opérations les 5 premiers facteurs ont évolués plus ou moins et ont contribué à l'évolution en diminution de la dose et c'est bien ce qui ressort de la Figure 2.

Mais l'entreprise intervenante n'est pas maître des conditions radiologiques de la tranche qui ont forcément une influence sur la dosimétrie.

Pour se rendre compte des progrès de l'entreprise, il est nécessaire de s'affranchir des facteurs qui ne dépendent pas d'elle. Il faut donc définir un critère représentant la nuisance radiologique de manière à normaliser ce critère, pour qu'il ait toujours la même influence.

Etant donné que la courbe est valable pour des tranches qui ont la même configuration, nous avons pris le débit de dose dans la boîte à eau comme représentatif de la nuisance.

La Figure 3 représente donc la dosimétrie, en fonction des tranches, ramenée par une simple règle de trois à un débit de dose dans la boîte à eau de  $70 \text{ mGy.h}^{-1}$ .

Cette figure montre bien une évolution à la baisse de la dosimétrie avec bien sûr des fluctuations. Pour aller plus loin dans l'analyse, nous avons supprimé l'influence des aléas dans la dosimétrie.

En effet, dans les aléas qui sont rencontrés, certains sont dus à FRAMATOME, d'autres au client, d'autres tout simplement à la fatalité. Il nous a paru intéressant d'extraire de la courbe précédente la dose due aux aléas en la ramenant à  $70 \text{ mGy.h}^{-1}$ , on a ainsi l'évolution de la dose par rapport à des facteurs dépendant de FRAMATOME et sur lesquels il était possible d'agir.

L'examen de cette courbe (Figure 4) montre qu'elle est semblable à la courbe de la Figure 3, ce qui montre que la part des aléas ne modifie pas la tendance générale du phénomène.

Cette courbe montre par contre que la baisse est bien due à une amélioration dans méthodes de travail, l'expérience des intervenants, l'organisation du chantier et la fiabilité du matériel.

La Figure 5 montre l'évolution dans le temps de la dosimétrie et des heures ramenées à 10 000 tubes ; on s'aperçoit bien de la diminution de la dose en fonction du temps en même temps que la diminution des heures d'intervention et c'est bien la preuve d'une optimisation dans l'organisation du travail.

Il nous a paru intéressant d'étudier les doses individuelles. Pour cela nous avons fait une étude sur les doses individuelles de 2 interventions ( voir Figure 6) Gravelines 3 et Gravelines 1 qui sont respectivement la 1ère et la dernière intervention sur un site Français. Les 2 histogrammes montrent bien en même temps qu'une diminution de la dosimétrie collective on assiste à une diminution de la dosimétrie individuelle. Le spectre s'est resserré et s'est très nettement déplacé sur la gauche.

En particulier, on peut remarquer sur cette figure, pour la dernière intervention, qu'aucune dose individuelle n'atteint 10 mSv et que 5 personnes seulement ont dépassé 6 mSv. Ceci est à mettre à l'actif de l'EDF et de FRAMATOME qui ont ensemble oeuvré pour réduire les doses.

### 3. LES AMELIORATIONS FUTURES

Depuis qu'une nouvelle campagne de microbillage est envisagée, le Comité ALARA de FRAMATOME a étudié les améliorations qu'il était possible d'y apporter et a lancé la mise en chantier de certaines modifications. Certaines de ces améliorations ont d'ailleurs été réalisées sur le matériel de microbillage utilisé en Suède. En effet FRAMATOME a réalisé le microbillage des boîtes chaudes et des boîtes froides des centrales de RINGHALS 3 et 4. A cette occasion des réunions très fructueuses ont eu lieu avec les responsables radioprotection de Ringhals et le département radioprotection de FRAMATOME. Le client a alors imposé un certain nombre de précautions qui se sont avérées très intéressantes. Elles sont pratiquement toutes reprises dans les améliorations qui sont retenues pour le matériel qui sera mis en oeuvre à partir de maintenant.

Les améliorations proposées sont les suivantes :

- 3.1. Protections biologiques intégrées, au lieu d'avoir une protection biologique de l'ensemble de l'installation. Ceci facilitera l'accès aux composants en cas de panne.
- 3.2. Déport de certains matériels ( pompe à vide et armoire pneumatique) du sas de microbillage qui présente 2 avantages :
  - éloignement des sources irradiantes en cas d'intervention sur les matériels.
  - amélioration des conditions d'intervention (évite le port des protections respiratoires).
- 3.3. Commandes à distance pour la réalisation de certaines opérations ce qui permet la suppression de l'entrée dans le sas de microbillage pour l'exécution de ces opérations.
- 3.4. Installation des baies de contrôle commande hors du bâtiment réacteur.
- 3.5. Enfin si l'on regarde la figure 7 qui représente le pourcentage de la dose intégrée par phase pour l'ensemble des opérations France et Export, on s'aperçoit qu'il y a un poste important, qui est le contrôle de bon fonctionnement de l'installation (Almen-recouvrement) et qui peut donner lieu soit à un changement complet du système de contrôle, soit à une diminution de la période de contrôle. Il serait peut être possible de gagner la moitié des doses dues à cette phase de travail.

Il y a encore des doses à gagner, en particulier :

- Sur les aléas, en augmentant la fiabilité du matériel, en étant conscient qu'il y en aura toujours.
- Sur la phase repli, où de gros efforts ont déjà été fait mais où on peut encore être plus exigeant sur l'organisation et le contrôle de cette phase.

## CONCLUSION

Cette intervention qui a débuté en donnant lieu à une intégration importante d'équivalent de doses, a surpris un peu tout le monde au départ. Les responsables de la Maintenance FRAMATOME se sont rendu compte qu'il était impossible de continuer ainsi et des solutions ont été immédiatement recherchées. Elles ont porté leur fruit, comme en témoigne l'étude dosimétrique qui a été faite tout au long de cet exposé. Au delà des incidences sur l'opération elle-même, des enseignements ont été tirés sur un plan plus général :

- Nécessité de développer des matériels robustes et fiables.
- Avoir une dialogue entre le responsable du développement technique du produit et la cellule radioprotection.
- Avoir un outil informatique de prévision des doses et de comparaison du prévisionnel et du réel pour les grands chantiers. Un outil a été développé avec la participation de l'EDF ( DSRE), du CEPN et de FRAMATOME. Ce logiciel vous sera présenté au cours de ce congrès.
- Se mettre d'accord avec l'exploitant avant l'intervention, de manière à bien définir les moyens à mettre en place, en les justifiant, car il faut que les problèmes des uns soient bien compris et pris en compte par l'autre.

FIGURE 1 : SCHEMA DE PRINCIPE DU MICROBILLAGÉ

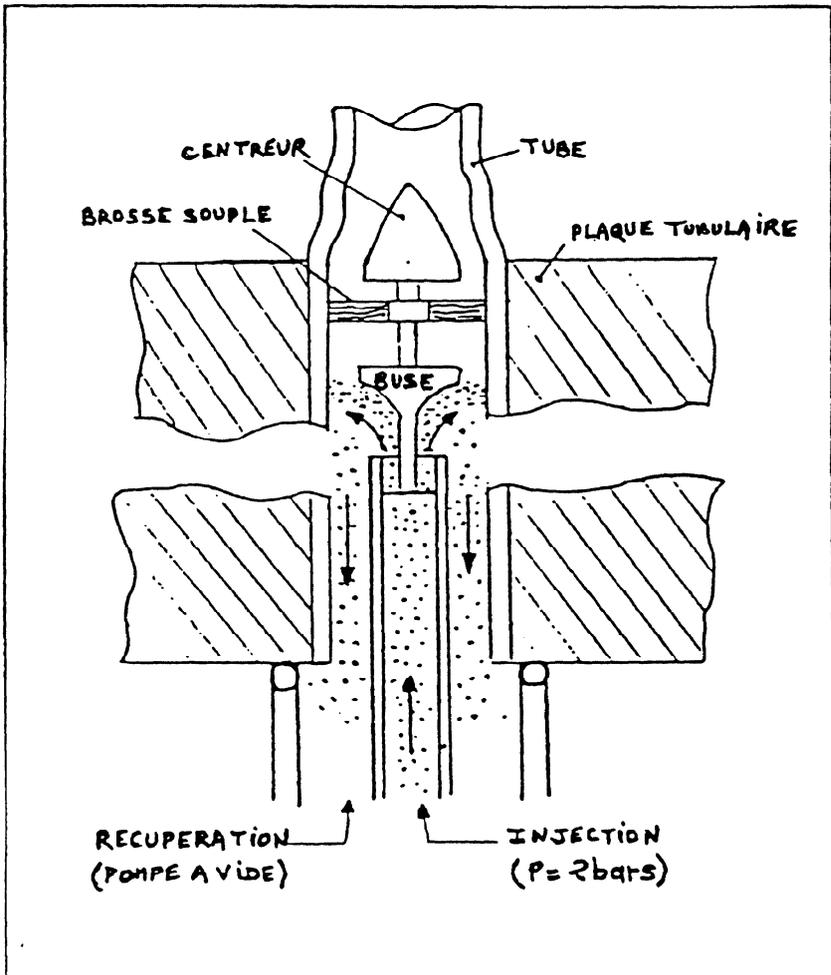


FIGURE 1 BIS : SCHEMA D'INSTALLATION DU PROCEDE

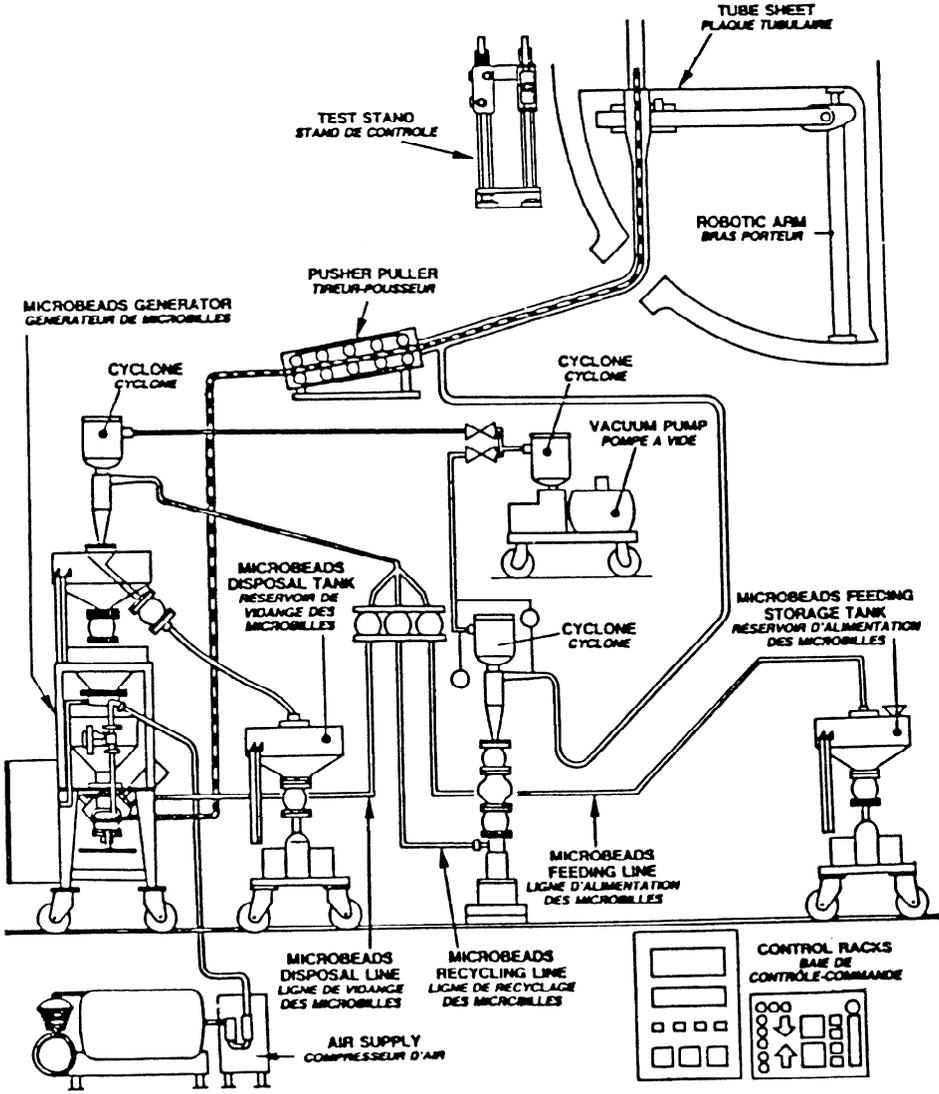


FIGURE 2

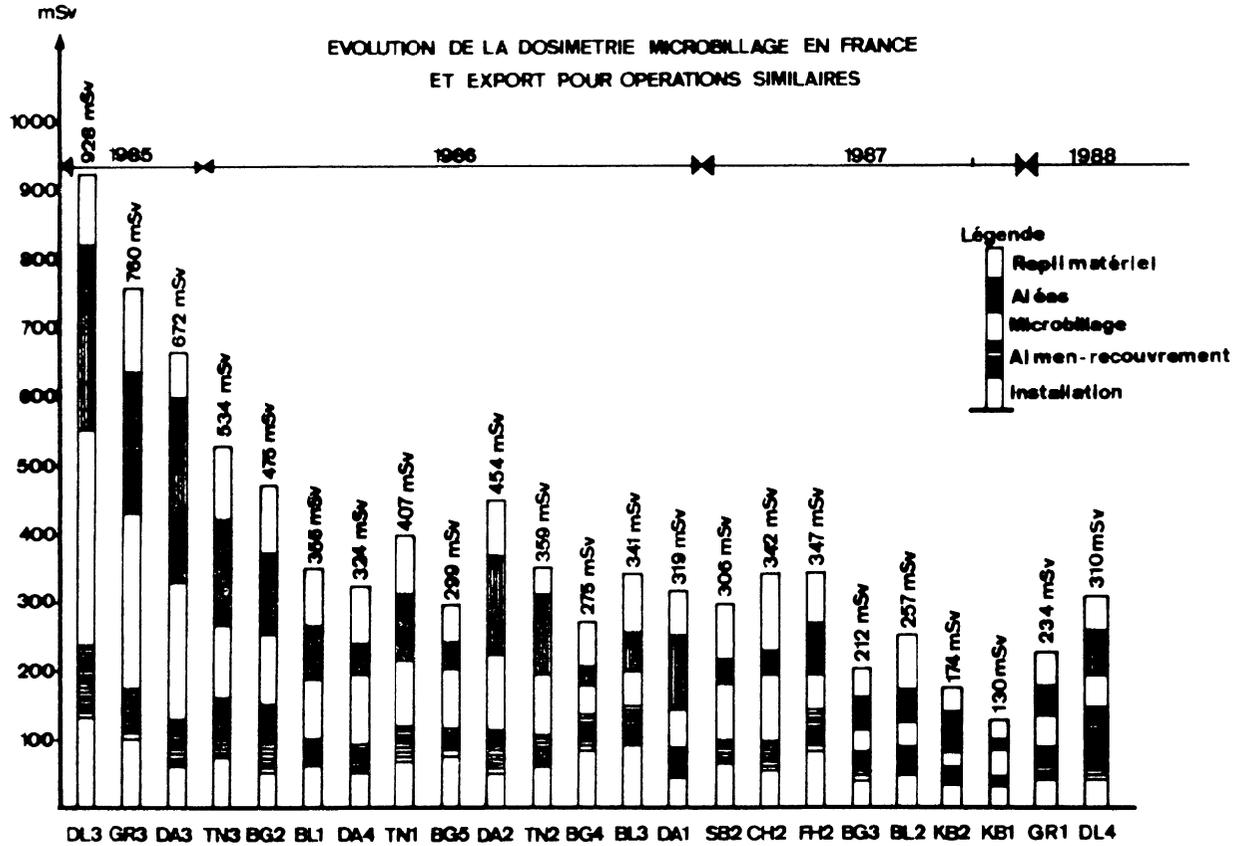


FIGURE 3

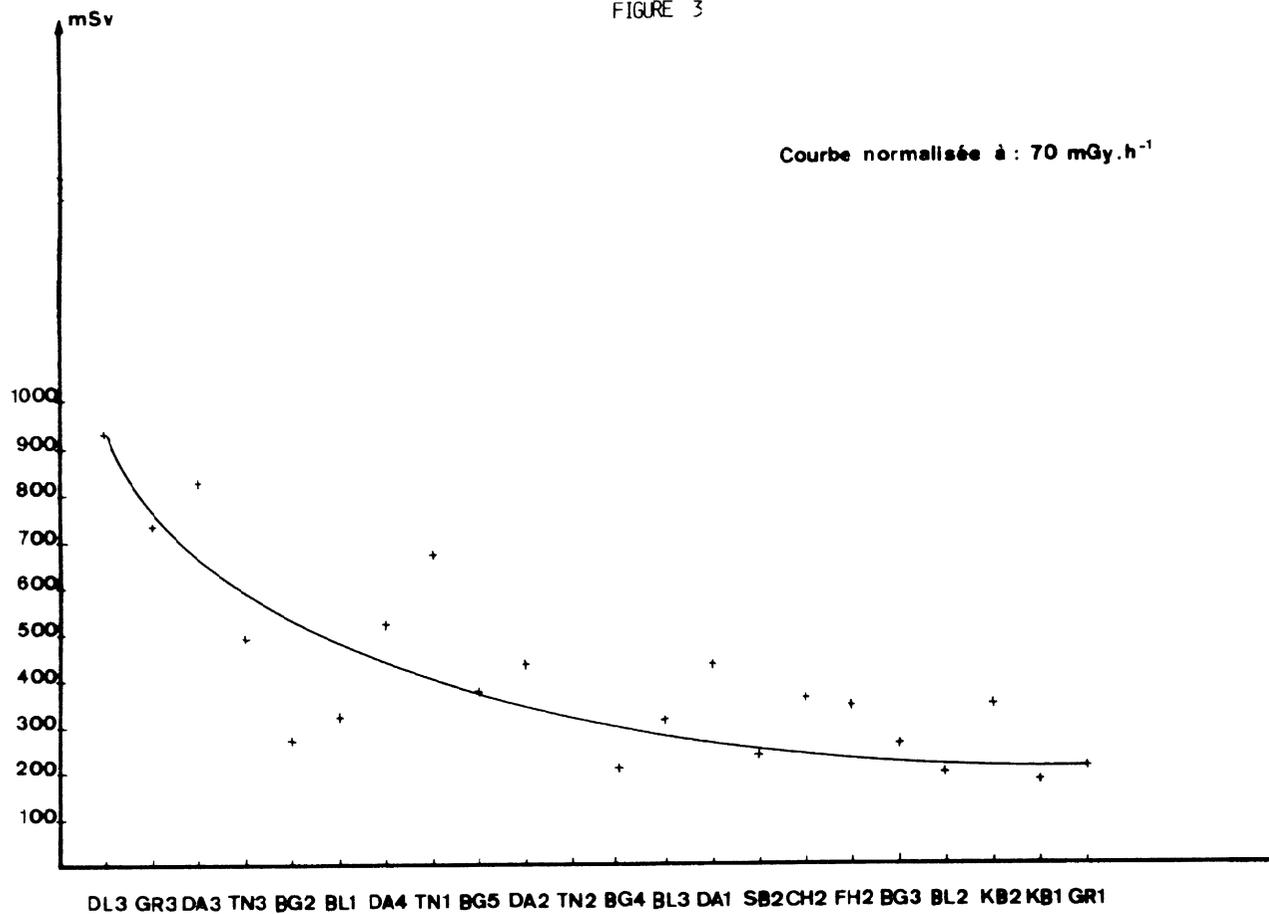


FIGURE 4

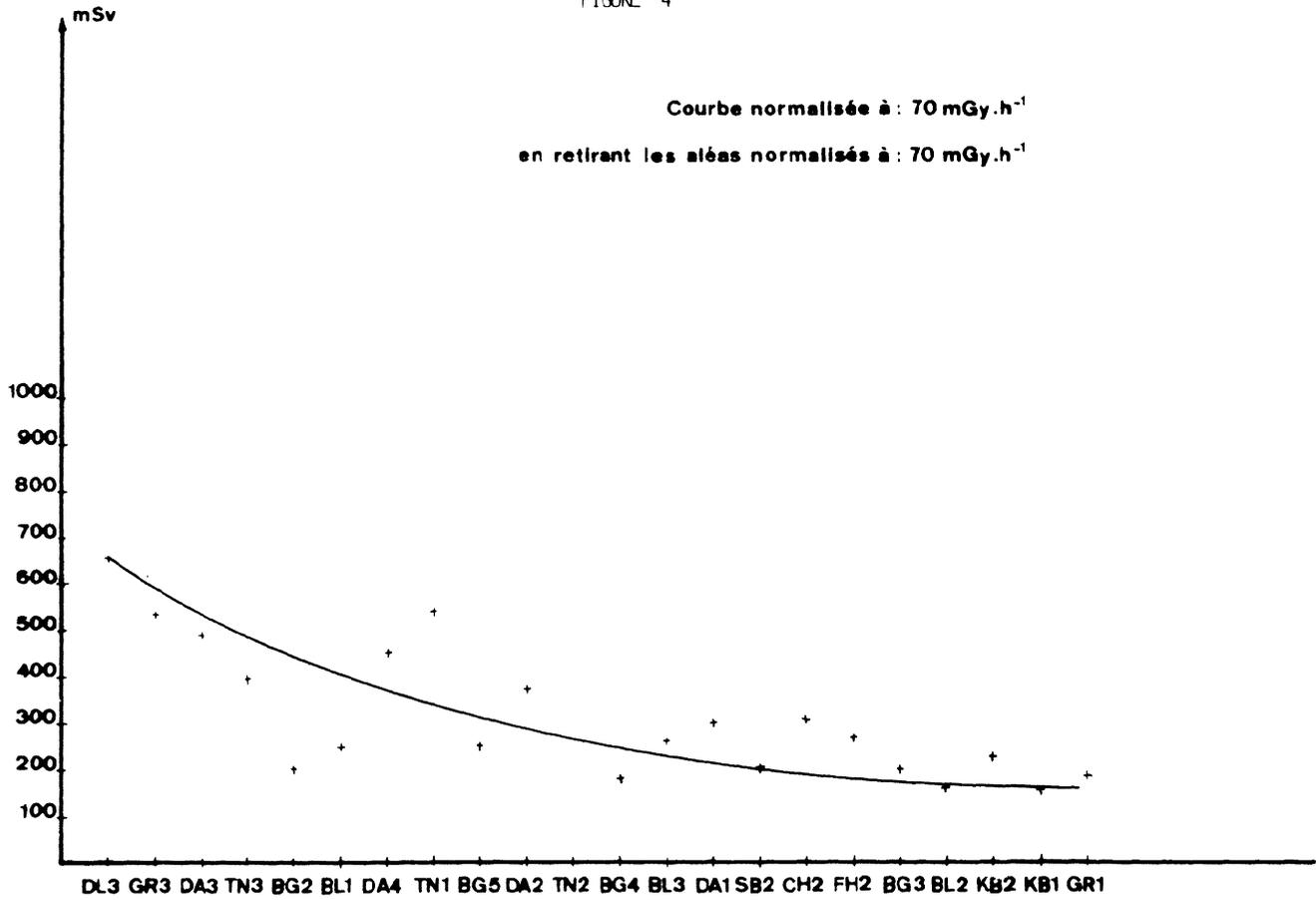


FIGURE 5

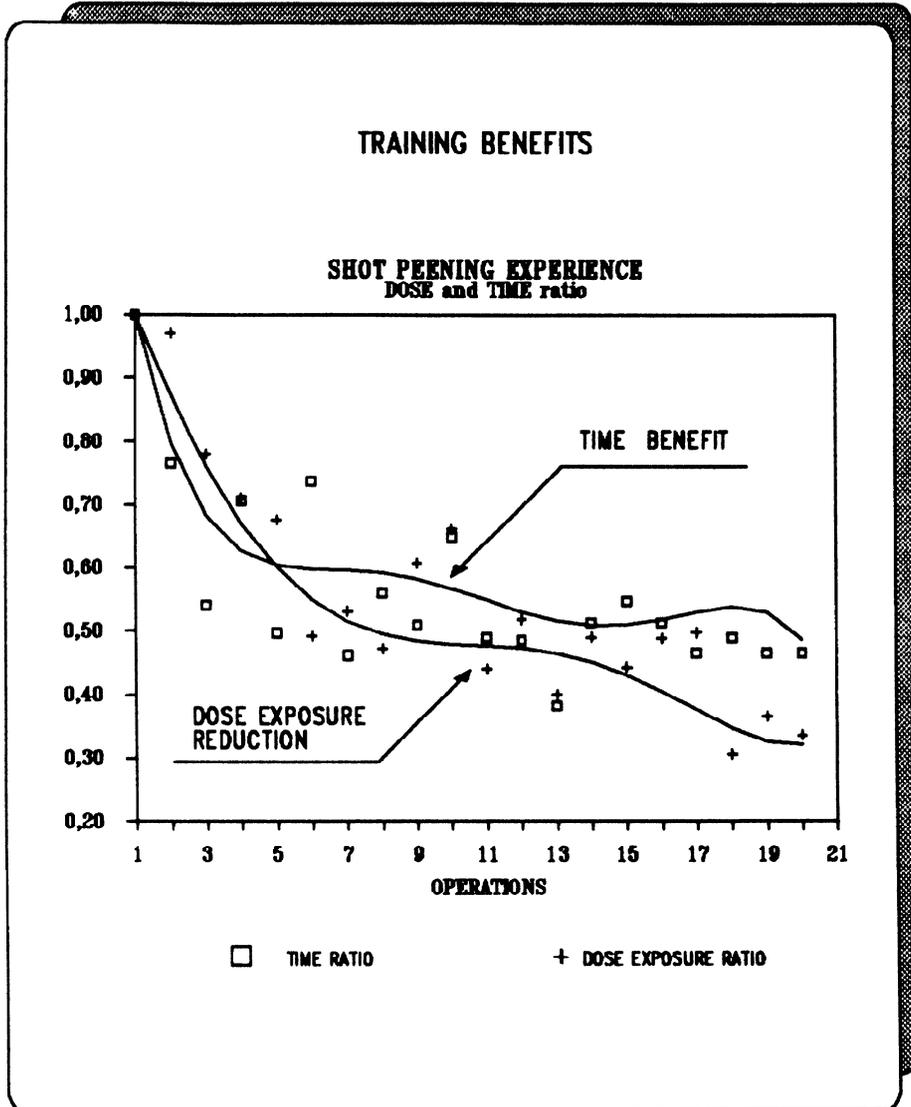


FIGURE 6

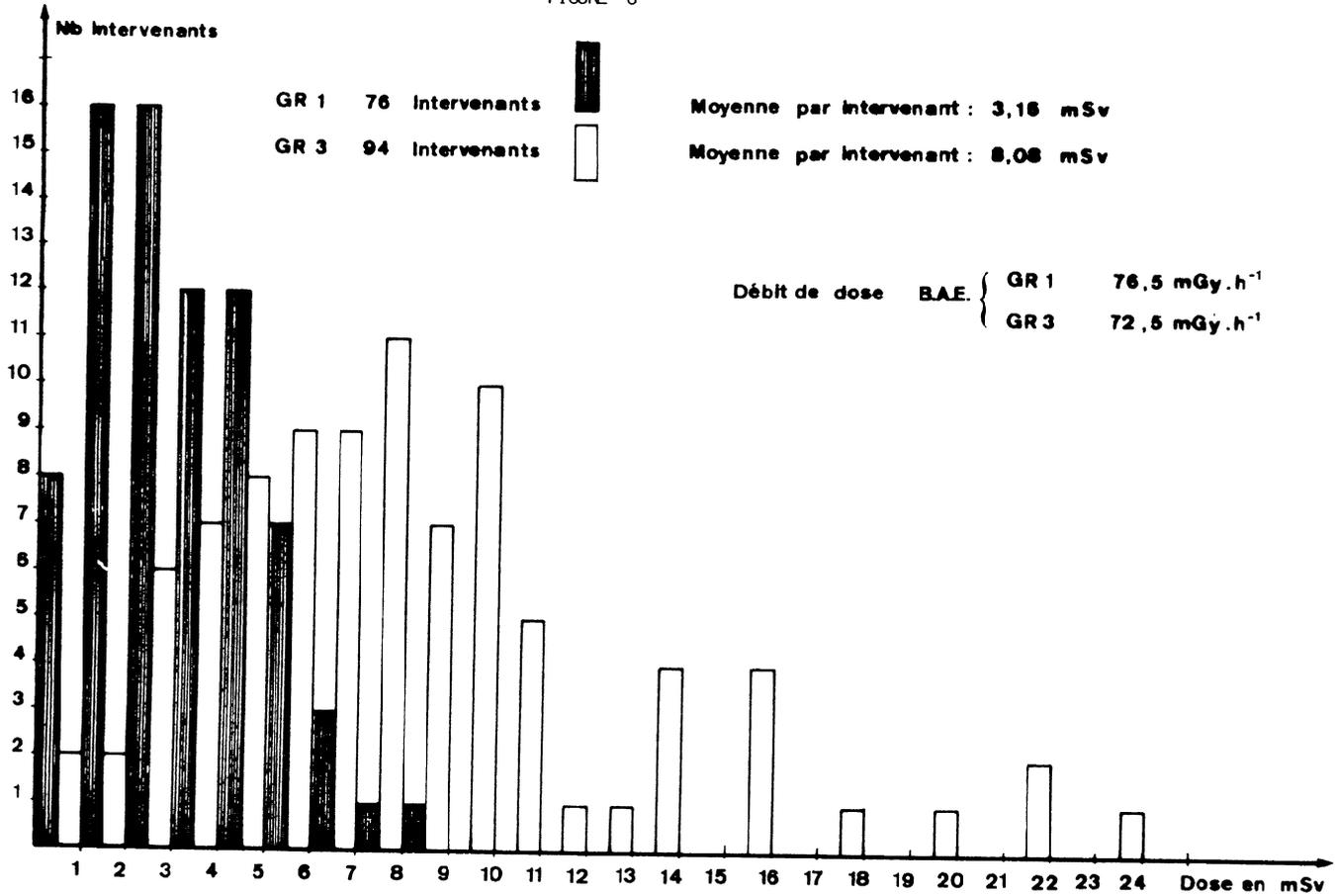


FIGURE 7

**RECAPITULATIF DOSIMETRIQUE MICROBILLAGE  
1985 A 1988**

PHASES	FRANCE		EXPORT		TOTAL	
	mSv	%	mSv	%	mSv	%
INSTALLATION	1171,56	15,5	986,71	13,25	2158,27	14,5
ALMEN - RECOUVREMENT	1053,38	14	983,37	13,5	2036,75	13,7
MICROBILLAGE	1989,59	26,5	2307,68	31,5	4297,27	29
ALEAS	1796,61	24	1826,52	24,5	3623,13	24,3
REPLI	1471,46	20	1278,91	17,5	2750,37	18,5
<b>TOTAL</b>	<b>7482,60</b>	<b>100</b>	<b>7383,19</b>	<b>100</b>	<b>14865,79</b>	<b>100</b>

### Samenvatting

De eerste "microbillage" heeft plaatsgehad te Doel in juni 1985 met enkele maanden voorsprong op de planning. Deze operatie verbaasde iedereen wegens de dosimetrische kost.

Deze eerste tussenkomst zette FRAMATOME aan het nadenken en in samenwerking met EDF werd gezocht naar de belangrijkste stralingsbronnen teneinde een oplossing te vinden voor het probleem. Eerst werd een belangrijke inspanning gedaan om de betrouwbaarheid van het materiaal te verhogen en de vorming van het personeel te intensifiëren.

Vlug werden aanvaardbare resultaten bekomen en midden 1986 kon de dosimetrie met een factor 2 verminderd worden. De inspanningen werden voortgezet en hebben geleid tot een verbetering van het procédé zelf, de manier van tussenkomst, de inrichting van de werf, de werkorganisatie. Deze verschillende factoren hebben nogmaals bijgedragen tot de vermindering van de dosimetrische kost, zowel op het individuele als op het collectieve vlak en hebben geleid tot een dosimetrische kost die, vergeleken met de eerste tussenkomsten, met een factor 3 verminderd is.

Een zeer vruchtbare samenwerking met de centrale van RINGHALS heeft nogmaals toegelaten het systeem te verbeteren. Rekening gehouden met de ervaring van RINGHALS en de overwegingen van FRAMATOME, zijn er nog verbeteringen te verwachten. Inderdaad, na een pauze is een nieuwe "microbillage" voorzien voor het einde van 1989 en de studies die in de maak zijn laten hopen dat de doses nog zullen verminderen.

Deze belangrijke onderhoudsbeurt heeft de noodzakelijkheid aangetoond van een nauwe samenwerking tussen de verantwoordelijken voor het onderzoek en de radioprotectie en vervolgens tussen de klant en de onderhoudsfirma. Deze ondervinding heeft geleid tot het ontwikkelen van een computersoftware voor de voorspelling en de analyse van de radioprotectie.

LA PREPARATION DES CHANTIERS:REPLACEMENT DE G.V.

BACOT J. -E.D.F.-R.E.A.M.  
140, Avenue Viton - 13009 Marseille

Résumé

Afin de résoudre les difficultés rencontrées par d'autres producteurs d'électricité, EDF a décidé de lancer dès 1984 des générateurs de vapeur de rechange ainsi que les études correspondantes de remplacement.

Une telle opération se différencie des opérations de maintenance lourdes par les caractéristiques exceptionnelles suivantes : durée d'arrêt (4 à 5 mois), conditions techniques délicates, coût important (350 à 400 MF), bilan dosimétrique élevé (600 à 700 rems).

Les actions de radioprotection peuvent se classer en deux grandes familles:

1. Actions sur les sources:

- décontamination des tuyauteries primaires,
- confinement pendant et après la coupe,
- nettoyage et évacuation des déchets de chantier,
- protection biologiques (circuit primaire en eau, plomb, démontages spécifiques après modélisation de l'installation).

2. Actions sur l'organisation;

- options techniques influant sur les doses:
- GV monobloc, scénario 2 coupes, outillages automatiques avec commandes à distance (coupe, soudage, chanfreinage),
- analyse très détaillée des postes de travail,
- formation poussée du personnel dans le centre d'entraînement EDF (CETIC)
- suivi dosimétrique spécifique (développement d'un outil de suivi dosimétrique des grands chantiers de maintenance),
- organisation spécifique au sein d'EDF par la préparation et l'intervention.

Le bilan prévisionnel de base de l'opération RGV s'élève à 650 rems dans lesquels la dépose des GV usés intervient pour 35 % et l'installation du GV neuf pour 45 %.

## 1 - INTRODUCTION

L'année 1990 sera marquée au sein d'EDF par la réalisation de la 1ère opération de Remplacement de Générateur de Vapeur sur le Site de DAMPIERRE.

Il s'agit d'une opération qui se situe entre un chantier de montage neuf et un arrêt de tranche par les caractéristiques exceptionnelles suivantes, durée d'arrêt longue (4 à 5 mois), conditions techniques délicates (mise en place d'un appareil de 300 T), coût important (350 à 400 MF) et bilan dosimétrique élevé (600 à 700 rems).

Ce chantier sera l'aboutissement d'un effort particulier effectué par EDF au niveau de la préparation.

EDF a en effet mis en place des équipes dès 1985 pour commander les appareils de remplacement et engager la préparation de l'opération.

Ce travail a été axé principalement sur la réduction du délai d'intervention, de la dose cumulée et l'optimisation des coûts, sans sacrifier à la qualité technique de l'opération.

La nouveauté d'un tel chantier par rapport à un montage neuf réside dans la mise en place d'un composant principal dans un environnement existant et irradié.

Ceci a conduit EDF à aborder très soigneusement les actions de radioprotection qui peuvent se classer en deux familles :

- actions sur les sources,
- actions sur l'organisation.

## 2 - ACTIONS SUR LES SOURCES

### 2.1 - Décontamination des Tuyauteries Primaires

Le contexte dosimétrique très contraignant lors d'une opération RGV impose une décontamination efficace.

EDF a décidé d'explorer plusieurs voies possibles :

- a) Base : Décontamination de la boîte à eau des G.V. et des extrémités des Tuyauteries Primaires associées (coudes) par chimie douce. Procédés AECL et LOMI.

La difficulté dans une application RGV réside dans le principe de l'obturation dans les Tuyauteries Primaires (obturateurs gonflables). Des obturateurs sont en cours de qualification chez EDF.

Le facteur de réduction de débit de dose d'ambiance espéré est de 3 à 5.

- b) Variante :

- . électrodécontamination des coudes après enlèvement du G.V.,
- . brossage mécanique des coudes,
- . chimie douce des coudes avec procédés AECL et LOMI.

Ces différents outillages sont en cours de qualification.

Le choix définitif d'EDF sera effectué durant l'été 89.

### 2.2 - Confinement pendant et après la coupe

Un effort particulier de confinement est réalisé pour les opérations délicates et à risques et tout particulièrement durant la coupe des tuyauteries primaires ; une installation spécifique d'extraction des gaz a été développée, ainsi que des sas spéciaux.

### 2.3 - Nettoyage et évacuation des déchets de chantier

Les chantiers seront nettoyés en permanence, des dispositions spécifiques (conteneurs spéciaux) ont été retenues pour éviter une dispersion de la contamination (ex. conteneurs de calorifuge usé, de coudes, de tuyauteries).

### 2.4 - Protections biologiques

- a) Le générateur de vapeur restera en eau autant que faire se peut, en particulier le circuit secondaire durant les opérations de décalorifugeage.

Les équipements internes sont en place dans la cuve, le couvercle est remplacé par un faux-couvercle, la cuve étant en eau jusqu'à la génératrice inférieure.

- b) Des démontages spécifiques seront réalisés (ex. circuits auxiliaires) après études technico-économiques.
- c) Une modélisation des casemates ainsi que des codes de calculs ont été spécialement développés par EDF-SEPTEN pour optimiser l'emplacement et la dimension des protections biologiques plomb (cf. exposé de M. BRISSAUD du 25.05).

## 3 - ACTIONS SUR L'ORGANISATION

L'organisation est la 2ème grande source de réduction des doses.

### 3.1 - Options techniques influant sur les doses

Un certain nombre d'options ont été examinées et retenues après études technico-économique :

- a) Désolidarisation du circuit primaire au niveau des T.P. par rapport à la boîte à eau des G.V.

- b) Remontage des G.V. avec une seule soudure par branche (scénario 2 coupes, plus délicat à mettre en oeuvre qu'un changement systématique de coudes).
- c) Développement d'outillages automatiques avec commande à distance :
- . Coupe plasma par rapport à la coupe mécanique (rapidité d'exécution) avec commande à l'extérieur de la casemate.
  - . Soudage TIG orbital vidéo équipé d'un système d'aide à l'opérateur (mise en oeuvre à CATTENOM 3 et à GOLGECH 1 en montage neuf).
  - . Chanfreinage avec commande à l'extérieur de la casemate.

Tous ces outillages ont été qualifiés en réel au CETIC (Centre d'Entraînement de CHALON).

### 3.2 - Analyse détaillé des postes de travail

Chaque poste de travail a fait l'objet d'une analyse critique menée par EDF et les Constructeurs sous l'aspect radioprotection (moyens mis en oeuvre, protections outillages, effectifs).

### 3.3 - Entraînement du personnel

Les opérateurs subiront un entraînement spécifique dans des conditions quasi réelles au CETIC (cf. exposé de M. RICHEUX du 25.05).

### 3.4 - Suivi dosimétrique

EDF a décidé de se doter d'un outil de suivi dosimétrique spécifique pour les grands chantiers de maintenance. La première application a été la préparation d'un chantier RGV.

Le module de préparation a permis à EDF de créer un découpage spécifique de l'opération RGV sur un plan radioprotection, ce qui a facilité l'analyse détaillée des postes de travail (cf. exposé de MM. LOCHARD - BERNARD - DOGUE du 25.05).

La mise en place du module suivi est en cours.

### 3.5 - Organisation spécifique au sein d'EDF

Devant l'importance d'un tel dossier, le Service de la Production Thermique, Exploitant des Centrales a décidé de rassembler toutes les compétences de l'Etablissement ainsi que les Constructeurs les plus capables d'intervenir dans ce type d'intervention.

Les responsabilités du dossier ont été découpées comme suit :

- Maître d'Ouvrage EDF-SPT,
- Maître d'Oeuvre EDF-Equipement,
- lots de travail attribués au Constructeur d'origine du Palier (FRAMATOME étant le Constructeur principal).

Une équipe spécifique de spécialistes (SPT - Equipement) a été mise en place dès 1985 pour mener à bien ce dossier.

Le suivi du chantier sera effectué par une équipe spécialement en charge de ce projet indépendante des équipes actuelles site et du CPN.

### 3.6 - Retour d'Expérience

A toutes fins utiles, EDF s'organisera sur site pour recueillir toutes les observations lui permettant un Retour d'Expérience sans lequel une optimisation ne peut pas être envisagée.

### CONCLUSION

Un travail très important d'étude et de développement a été mené par EDF et les Constructeurs pour réduire au mieux la dose reçue lors d'une opération RGV.

Le bilan prévisionnel de l'opération s'élève à 650 rems dans lesquels la dépose des G.V. usé intervient pour 35 %, l'installation du G.V. neuf pour 45 %.

## Samenvatting

### DE VOORBEREIDING VAN DE WERVEN: VERVANGING VAN STOOMGENERATORS

Teneinde de moeilijkheden, ondervonden door andere elektriciteitsproducenten op te lossen, heeft EDF van 1984 af beslist, nieuwe stoomgeneratoren ter vervanging, alsook de daaraan gekoppelde studies, voor te stellen.

Een dergelijke ingreep, onderscheid zich van de zware onderhoudsingrepen, door de volgende uitzonderlijke karakteristieken: duur van stillegging (4 tot 5 maand), delikate, technische werkkondities, imposante kostprijs (350 tot 400 MF), hoog dosimetrisch bilan (600 tot 700 rem).

De stralingsbescherming komt tussen, op 2 grote vlakken:

#### 1. Akties op de bronnen:

- decontaminatie van de primaire leidingen
- opsluiting gedurende en na het uitsnijden
- opkuisen en opruimen van de afvallen van de werf
- biologische beschermingen (primaire kringloop in water, lood, specifieke ontmantelingen na modellering van de installatie).

#### 2. Akties op de organisatie:

- technische opties welke de dossissen beïnvloeden
  - . monoblocstoomgenerator
  - . scenario, twee sneden
  - . automatische outillering met afstandsbediening (snijden, lassen, afschuinen)
- gedetailleerde analyse van de werkpost
- doorgedreven vorming van het personeel in het vormingscentrum van EDF (CETIC)
- dosimetrische opvolging (ontwikkeling van een werkinstrument ter opvolging van de dosimetrie van grote onderhoudswerven)
- specifieke organisatie in de schoot van EDF door voorbereiding en tussenkomst.

Het voorziene basisbilan van de ingreep "RGV" (vervanging van stoomgenerator) bedraagt aan 650 rem, in dewelke het deponeren van de versleten stoomgeneratoren tussenkomt voor 35% en de installatie van de nieuwe stoomgenerator voor 45%.

SESSION I

DISCUSSION - BESPREKING  
-----

M. P. FRIGOLA - CTI France

QUESTION à M. MAINBOURG :

Prise en compte du retour d'expérience en matière de maintenance dans la conception des réacteurs dans les années à venir ?

REPONSE DE M. MAINBOURG :

Oui, ce paramètre est pris en compte depuis quelques années au niveau de la conception de la chaudière. EDF l'a intégré de son côté au niveau de la centrale.

La chaudière N4 intègre déjà certaines préconisations de la maintenance. Il y a encore sûrement à faire et nul doute que le prochain réacteur, le REP 2000 intégrera à la fois l'expérience de la maintenance sur le comportement des matériels (c'est l'aspect technologique) et sur les facilités de maintenance (c'est l'aspect organisationnel).

+ + +

M. J. PRADEL - CEA France

QUESTION à M. MAINBOURG :

N'est-ce pas une déviation du principe ALARA que de vouloir faire faire un travail par deux spécialistes quand il peut être fait par un seul dans les mêmes conditions (même dose collective inférieure à la limite individuelle) ?

REPONSE DE M. MAINBOURG :

Non, car nous poursuivons toujours l'objectif "Dose mini" même quand nous pouvons répartir - excusez-moi du mot - la dosimétrie. De plus, il faut savoir que ces travaux sont souvent postés, ce qui nécessite de faire travailler plusieurs spécialistes des mêmes techniques en poste.

+ + +

M. de THIBAUT de BOESINGHE - RUG Belgique

QUESTION à MM. MAINBOURG et STRICKER

Ne manque-t-on pas d'un grand nombre d'acteurs spécialisés pour la maintenance ?

REPONSE de M. MAINBOURG :

En intégrant le retour d'expérience de maintenance et de fonctionnement, il est possible de prévoir les types d'interventions à réaliser; donc, à partir des développements envisagés, les types de métiers et de spécialités. Ensuite, c'est un problème de gestion de personnel et de spécialistes. C'est ici que la gestion prévisionnelle dosimétrique intervient. Pour l'heure, nous n'avons jamais connu de "pannes" en spécialistes dans les différentes disciplines d'intervention. Cette activité suppose de beaucoup anticiper sur l'avenir avec tous les risques que cela comporte.

+ + +

M. P. FRIGOLA - CII France

QUESTION à M. STRICKER :

Les paliers apparaissant sur les diagrammes de doses cumulées aux travailleurs signifient-ils qu'à partir de 1986 une politique de maintenance a été mise en place ?

REPOSE de M. STRICKER :

La politique de radioprotection a été mise en oeuvre dès le début du parc nucléaire. On assiste à des perfectionnements successifs des techniques qui permettent d'avoir des résultats stables en dosimétrie malgré une augmentation de l'activité des circuits due au Cobalt-60, en particulier.

Le palier des années 86, 87, 88 correspond en fait, à une stabilisation du nombre des arrêts annuels suivent ces trois années.

+ + +

M. P. MEULEMANS - EBES KCD - België

QUESTION à M. STRICKER :

Est-ce que vous avez assez de données statistiques des doses reçues pour dire qu'il y a une relation entre l'indice d'activité et les doses reçues?

REPOSE de M. STRICKER :

Oui, les analyses faites sur les tranches 900 MW et 1300 MW montrent une bonne corrélation entre les indices d'activité observés et la dose collective correspondante, correction faite du volume des interventions.

Les statistiques portent sur 34 réacteurs 900 MW et 12 réacteurs 1300 MW en service industriel fin 1988.

+ + +

M. J. DELHOVE - Controloatom Belgique

COMMENTAIRES sur la communication de M. DOUMONT :

1. La dosimétrie neutron est une obligation légale.
2. Le dosimètre individuel de type albedo remplace une comptabilité fastidieuse des doses à partir d'un appareil de type remmètre.
3. La distribution de dosimètres a pour but également de rassurer le personnel et de vérifier également une absence d'exposition.
4. La précision des dosimètres albedo est sensiblement moins bonne que la dosimétrie photonique.

+ + +

M. J. PRADEL - CEA France

QUESTION à M. BREGEON :

Le technicien de radioprotection que je suis est comblé lorsqu'il voit que vous avez obtenu une décroissance de la dose collective, une décroissance de la dose individuelle, une diminution du nombre d'intervenants, une croissance de la fiabilité et de la facilité d'emploi. Mais, je serais totalement satisfait si vous nous disiez que le coût de l'opération a égale-

décru. Qu'en est-il en fait ?

REPOSE de M. BREGEON :

Je n'ai pas abordé le problème des coûts, car volontairement, je me suis limité au domaine de la radioprotection et de la dosimétrie, mais effectivement, c'est un aspect important. Les coûts ont effectivement diminué. Je n'ai pas les éléments d'appréciation exacts, mais ce n'est pas dans le rapport des doses qui est de 3 !

+ + +

M. R. DOLLO - EDF - SPT France

QUESTION à M. DOUMONT:

Vous avez fait état d'un dosimètre individuel neutrons. Or les doses neutrons ne représentent que (en dose collective) 3 à 4 rem par an ; de plus, la maintenance des centrales "objet du colloque" ne se réalise qu'à l'arrêt du réacteur, donc en absence de neutrons.

EDF n'utilise pas de dosimètre individuel neutrons car techniquement aucun appareil ne permet de couvrir la totalité du spectre neutron rencontré en centrale.

Comme l'a recommandé ce matin M. BRINKHORST, il faut essayer de définir ou de mettre en place une politique communautaire ; alors, la question est la suivante: quelle fiabilité peut-on donner au dosimètre neutrons ?

SESSION 2 : LA DECENNALE DE TIHANGE 1

SESSIE 2 : TIEN JAAR TIHANGE 1

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vo1. 15, n° 1-2 (1990)

APPROCHE METHODOLOGIQUE DE LA DECENNALE DE TIHANGE 1

H. Drymael  
Vinçotte - Département Sûreté Nucléaire  
Avenue du Roi 157 - 1060 Bruxelles

Résumé.

Une révision décennale de sûreté est demandée par l'Arrêté Royal d'autorisation de Tihange 1, ainsi que par ceux des autres unités nucléaires belges.

Cette réévaluation, commencée en 1983, a tenu compte de l'expérience étrangère. Elle a conduit à une liste de sujets à examiner en détail, visant à améliorer la sûreté des installations, notamment en élargissant les bases de conception à des événements non pris en compte initialement. Les nombreuses modifications apportées aux installations ont permis d'augmenter le niveau de sûreté pour l'aligner autant que faire se peut sur celui des unités plus récentes.

Une méthodologie particulière a été suivie, afin d'apporter une solution globale aux différents problèmes identifiés.

L'approche suivie pour trois sujets particuliers (protection contre les séismes, circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt, système d'ultime repli) est décrite plus en détail.

## 1. INTRODUCTION.

L'actualisation périodique du niveau de sûreté de l'unité 1 de la centrale nucléaire de Tihange a été prévue dans son arrêté d'autorisation. Ce document, daté de septembre 1974, contient la disposition suivante :

"Durant les dixième, vingtième, trentième, etc., années après la réception de la centrale complète, l'exploitant et l'organisme agréé procèdent à une comparaison entre d'une part l'état de la centrale et les consignes qui y sont appliquées, et d'autre part les règlements, normes et pratiques en vigueur aux Etats-Unis et dans la Communauté européenne.

Un rapport conjoint fait ressortir les différences constatées, la nécessité et la possibilité d'y porter remède et, le cas échéant, les améliorations qui seront apportées à la centrale et le calendrier des travaux.

De telles études sont également entreprises à la demande des administrations compétentes".

Comme le processus de réception a été étalé dans le temps, la date de réception a été prise comme celle du procès-verbal de réception autorisant le fonctionnement de l'unité à sa pleine puissance (juillet 1975).

---

Remarque : le présent article traite de la révision décennale de Tihange 1. Les dispositions réglementaires et l'approche méthodologique suivie pour la révision décennale des unités 1 et 2 de Doel sont identiques.

La première révision décennale devait donc être réalisée entre août 1984 et juillet 1985.

## 2. L'UNITE 1 DE TIHANGE.

L'unité 1 de Tihange est la première centrale nucléaire européenne à eau pressurisée de 870 MWe net. De conception Westinghouse, ce réacteur à trois boucles primaires a été construit en commun par la Belgique et la France.

Sa conception a été basée sur les règles de sûreté nucléaire disponibles vers 1970, et le premier couplage au réseau a eu lieu en mars 1975.

Dans son état initial, Tihange 1 est fort semblable à Fessenheim 1 et 2, et à Bugey 2 et 3, pour la partie nucléaire.

Pendant les dix premières années de fonctionnement, plusieurs modifications ont été faites dans l'installation, afin d'améliorer sa sûreté, sans attendre la révision décennale. Il s'agit par exemple :

- a) de modifications résultant des leçons tirées de l'accident de Three Mile Island. Parmi celles-ci, on peut citer :
- la construction d'un nouveau bâtiment abritant les systèmes d'échantillonnages post-accidentels liquides et gazeux, ainsi que le recombineur d'hydrogène de l'enceinte,
  - l'installation de chaînes de mesures de radioactivité permettant les mesures post-accidentelles,
  - la mise en place d'équipements qualifiés et l'installation d'un pupitre de suivi post-accidentel en salle de commande,
  - la mise à disposition d'un simulateur compact pour la formation du personnel de conduite,
  - la révision en profondeur des procédures à appliquer en situation accidentelle.

- b) de modifications liées à l'expérience d'exploitation, comme
- l'installation d'un groupe Diesel de réserve sur le site de Tihange,
  - l'extension de la capacité de stockage des effluents gazeux de l'unité,
  - la réalisation d'un hall de stockage et d'entretien des matériels contaminés, en annexe au bâtiment réacteur.

### 3. APPROCHE METHODOLOGIQUE DE LA REVISION DECENNALE.

#### 3.1. Contexte réglementaire.

Conformément à l'arrêté d'autorisation rappelé ci-dessus, l'exploitant et l'organisme agréé ont commencé à procéder à la révision de sûreté de l'unité 1 de Tihange, durant la dixième année après réception.

Les premières réflexions ont été entamées dès le début 1983, afin de respecter la date de juillet 1985 pour le dépôt du rapport donnant les conclusions de cet examen de sûreté.

L'idée initiale, à la base de l'article de l'arrêté d'autorisation prévoyant la révision décennale, était de prendre en considération les différentes règles actuelles en matière de sûreté nucléaire et de comparer l'état de l'unité 1 par rapport à ces règles. Comme il s'agissait de prendre en considération non seulement les règles américaines, mais également les règles en vigueur dans la Communauté Européenne, le travail risquait de prendre des proportions énormes.

#### 3.2. Expérience étrangère.

Au moment où il fallait aborder la révision décennale de Tihange 1, d'autres pays avaient déjà pris l'initiative de revoir certaines de leurs plus anciennes centrales du point de vue de la sûreté nucléaire. Il a donc semblé intéressant de profiter de l'expérience de ces pays avant de finaliser la méthodologie définitive de la révision décennale de Tihange 1.

Parmi les centrales concernées, on peut citer :

aux U.S.A. : Big Rock Point, Dresden 1, Dresden 2, Ginna,  
Haddam Neck, La Crosse, Millstone 1, Oyster Creek,  
Palisades, San Onofre 1, Yankee Rowe.

en France : Chooz A,

en Suède : Oskarshamn 1, Ringhals 2,

en Espagne : Zorita, Garona,

en Suisse : Beznau.

Des contacts ont été pris avec ces pays en 1983-1984 et les conclusions principales suivantes ont pu être dégagées rapidement :

- 1) Les analyses de sûreté à effectuer dans le cadre d'une telle révision excèdent notablement la durée d'un an qui figure dans l'autorisation de Tihange 1.
- 2) D'une manière générale, la situation des unités examinées s'est révélée très acceptable. En effet, aucune anomalie majeure, nécessitant une correction immédiate, n'a été mise en évidence lors de ces examens.

Les événements extérieurs aux installations (séismes, vents, tornades, inondations) constituent l'essentiel des problèmes rencontrés, car ces événements n'étaient que rarement considérés lors de la conception de ces anciennes centrales.

Pour ces événements extérieurs autre que les séismes, des approches probabilistes, associées à des études coût-bénéfice, ont conduit à retenir des niveaux raisonnables de sollicitations; en effet, l'application stricte, a posteriori, des règles conservatives actuelles

aurait requis des modifications fondamentales des circuits et des bâtiments, et dans certains cas, aurait été impossible.

- 3) Lorsqu'un examen systématique de la centrale a été effectué, les faiblesses ou déficiences mises en évidence étaient, pour la grande majorité, déjà connues avant d'entamer cet examen. En d'autres termes, l'examen systématique n'a pas entraîné de grandes surprises.
- 4) L'accent est mis sur l'intérêt d'un examen intégré des différents problèmes afin de rechercher des solutions d'ensemble et d'éviter ainsi des itérations résultant de solutions au coup par coup, sans vue globale tant pour la conception des modifications que pour l'exécution des travaux.

### 3.3. Méthodologie retenue.

Finalement, la méthodologie suivante a été décidée pour l'exécution de la révision décennale de Tihange 1 :

- 1) L'exploitant et ses bureaux d'études établissent une liste de sujets devant faire l'objet d'un examen dans le cadre de la révision décennale. Cette liste inclut un programme de priorités qui tient compte à la fois de préoccupations de sûreté et d'un enchaînement logique en vue d'harmoniser les adaptations éventuelles.

En parallèle, l'organisme agréé établit également une liste de sujets.

Les deux listes sont alors confrontées; l'exploitant, ses bureaux d'études et l'organisme agréé conviennent ensuite

d'une synthèse de ces listes pour obtenir une liste unique de sujets à traiter.

2) En vue de l'établissement de ces listes, il est tenu compte :

- des problèmes rencontrés dans l'exploitation de l'unité depuis son démarrage,
- des problèmes, ayant un impact sur la sûreté, qui avaient été identifiés au cours de cette même période et pour lesquels il avait été estimé qu'une action immédiate n'était pas requise,
- des sujets examinés lors de l'analyse de sûreté de Doel 3 et 4, Tihange 2 et 3, en cours depuis 1977,
- de l'expérience de fonctionnement et notamment des incidents survenus dans les centrales étrangères,
- des faiblesses ou déficiences identifiées sur les centrales étrangères ayant fait l'objet d'une révision de sûreté.

3) Chaque sujet retenu dans la liste unique est ensuite étudié, en prenant en considération les règles de sûreté actuelles.

- la méthodologie à utiliser pour l'étude de chaque sujet est déterminée après concertation entre l'exploitant, ses bureaux d'études et l'organisme agréé.
- l'étude elle-même est exécutée par les bureaux d'études ou par l'exploitant, suivant les sujets. Elle est ensuite présentée à l'organisme agréé qui communique alors ses remarques ainsi que les éventuels points à étudier plus avant.

Durant l'exécution de ces études, des contacts entre les spécialistes ont lieu, afin d'assurer un consensus sur les orientations prises, sans attendre la fin des études.

- les conclusions définitives des études ainsi que les améliorations estimées souhaitables, sont proposées par l'exploitant et ses bureaux d'études, et ensuite approuvées par l'organisme agréé.

Ces conclusions définitives ne sont tirées, dans toute la mesure du possible, que lorsqu'on dispose des résultats des différentes études. Ainsi, une réévaluation intégrée peut être effectuée et conduire à une solution globale à différents problèmes.

- des contacts périodiques avec les administrations compétentes permettent de faire le point des sujets pour lesquels des conclusions peuvent déjà être tirées.

4) Un rapport de synthèse est établi, qui traite séparément chacun des sujets retenus. Pour chacun de ces sujets, ce rapport indique :

- l'état avant réévaluation,
- la méthodologie utilisée, convenue entre l'exploitant, ses bureaux d'études et l'organisme agréé,
- les résultats des études qui sont effectuées dans le cadre de la révision décennale,
- les conclusions qui ont été tirées des études déjà effectuées. On y mentionne les améliorations qui sont à apporter à l'unité ainsi que les études encore à effectuer,
- le calendrier des travaux pour l'exécution des études restantes et la réalisation des améliorations.

Une première version de ce rapport a été remise aux autorités compétentes, dans le délai prévu (juillet 1985).

Ce rapport a servi de base au nouvel arrêté d'autorisation de l'unité, daté de décembre 1986, qui a permis le démarrage de l'installation après les travaux importants effectués lors de l'arrêt du second semestre 1986.

Depuis lors, ce rapport de synthèse est mis à jour annuellement, et transmis aux autorités compétentes qui suivent l'évolution des études et des travaux.

#### 3.4. Conclusions générales de la révision décennale.

L'application de la méthodologie décrite ci-dessus a conduit à une liste de quatre-vingt cinq sujets différents, d'importance variable, décrits dans le rapport remis le 30 juillet 1985 aux Autorités compétentes.

Il n'est pas possible de citer ici tous les sujets.

Les principaux sujets peuvent être classés comme suit :

- 1) Effets de site, protection contre les agressions externes et les risques industriels, comme :
  - les chutes d'avions
  - les explosions et les nappes de gaz
  - les séismes
  - les vents violents.

Le cas particulier du séisme est détaillé ci-après.

- 2) Protection contre les accidents internes, comme
  - les ruptures de tuyauteries
  - les inondations
  - les incendies
  - les conditions d'environnement post-accidentel
  - les accidents de conception et leurs conséquences.

- 3) Tenue du circuit primaire, comme :
- tenue de la cuve (courbe pression-température)
  - comptabilisation des transitoires
  - protection contre les surpressions à chaud et à froid.
- 4) Circuits auxiliaires nucléaires, comme :
- refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA)
  - injection de sécurité
  - aspersion d'enceinte
  - eau alimentaire de secours
  - soupapes du pressuriseur.

La conception de ces circuits a été revue, compte tenu des règles actuelles et de l'expérience d'exploitation.

Le cas particulier du RRA est décrit ci-dessous.

- 5) Systèmes auxiliaires en général, comme :
- décharge vapeur
  - circuits de refroidissement
  - circuits d'air comprimé
  - ventilations.

La conception de ces systèmes a été revue.

- 6) Instrumentation et alimentations électriques.
- système de protection du réacteur
  - instrumentation nécessaire aux différentes fonctions
  - tableaux électriques
  - système d'ultime repli (SUR)

Le cas particulier du SUR est décrit ci-dessous.

## 7) Qualification des matériels.

- qualification des équipements actifs et de l'instrumentation aux différentes conditions accidentelles.

## 8) Programme d'inspections et d'essais périodiques.

- bilan du programme antérieur
- examen du programme futur.

## 9) Conduite des installations.

- amélioration de la salle de conduite
- formation des opérateurs
- révision des procédures
- révision des spécifications techniques.

L'examen de ces différents sujets a confirmé les enseignements qui avaient pu être tirés de l'expérience étrangère.

L'approche suivie pour trois sujets particuliers (protection contre les séismes, circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt, système d'ultime repli) illustre la méthodologie générale.

## 4. PROTECTION CONTRE LES SEISMES.

L'unité 1 de la centrale de Tihange a été conçue initialement pour faire face à un séisme caractérisé par une accélération au sol de 0,1 g à fréquence infinie (séisme SSE, safe-shutdown earthquake).

Cette conception a été basée sur le spectre du séisme de El Centro (Californie 18-5-1940) pour le bâtiment réacteur, et sur un spectre donné par un modèle théorique pour les autres bâtiments.

Les méthodes de calcul utilisées à l'époque (vers 1970) étaient simples (modèles linéaires), et comportaient des marges de sûreté importantes.

Les bâtiments, les équipements et les circuits classés à l'époque comme "importants pour la sûreté" ont été conçus et construits conformément à ces modèles.

Au cours de l'analyse de sûreté de l'unité 2 du site de Tihange, en 1981, les experts de la CEE ont recommandé de vérifier la tenue de cette unité à un séisme SSE de 0,17 g d'accélération au sol.

Un sujet important de la révision décennale de Tihange 1 était donc immédiatement défini : montrer que l'unité 1 peut résister à un séisme de 0,17 g sans conséquences radiologiques inacceptables et être mise à l'arrêt sûr, et, au besoin, apporter les modifications nécessaires aux bâtiments, équipements et circuits concernés, pour qu'il en soit ainsi.

La démonstration de la tenue au séisme 0,17 g de l'unité 1 a demandé de nombreuses heures d'études, et elle n'est pas tout à fait terminée.

Il n'est pas possible de résumer ici toutes les méthodes qui ont été utilisées, ou tout le cheminement du raisonnement et des études. Seul le résultat final est donné, présenté ici dans un ordre logique qui oublie les nombreuses itérations et discussions quant au choix des méthodes utilisées.

La première étape est celle du choix du séisme. Un spectre d'accélération au sol, correspondant à l'accélération de 0,17 g à fréquence infinie, a été déterminé. Ce spectre est spécifique au site, car il tient compte de la nature du sous-sol et des caractéristiques tectoniques de la région.

La deuxième étape est le calcul de la sollicitation des différents bâtiments, d'une part pour vérifier leur tenue, d'autre part pour connaître les accélérations au niveau des planchers, accélérations qui seront transmises aux équipements.

Tous les bâtiments importants pour la sûreté ont été vérifiés, avec une méthode adaptée à chaque cas particulier : méthode linéaire, méthodes non linéaires à deux dimensions et à trois dimensions.

Les calculs ont fait apparaître la nécessité de quelques renforcements du génie civil, comme :

- des renforcements de colonnes du bâtiment des auxiliaires électriques, et des liaisons entre colonnes,
- des renforcements de voiles de béton et de maçonneries.

Ces travaux ont été effectués, et la tenue des différents bâtiments au séisme de 0,17 g est donc assurée.

La troisième étape est la vérification de la tenue au séisme des systèmes (tuyauteries, réservoirs, échangeurs, pompes, vannes, équipements électriques ...) qui sont sollicités par les accélérations provoquées aux différents niveaux des bâtiments par les mouvements du sol.

Tous les circuits importants pour la sûreté ayant été conçus initialement pour résister à un séisme de 0,1 g, un échantillon représentatif de lignes de configurations et de matériaux différents a été choisi, afin de montrer la tenue des tuyauteries au séisme de 0,17 g. Des méthodes de calcul non linéaires, tenant compte de la plasticité des matériaux, ont permis cette démonstration. Il n'a donc pas fallu modifier le supportage des circuits.

La tenue au séisme des réservoirs et des échangeurs a également été démontrée par calcul, sur base d'un échantillon représentatif.

Une démarche analogue est en cours pour montrer la qualification au séisme des équipements mécaniques (pompes, moteurs ...). Ces équipements sont comparés à des équipements ayant subi des séismes réels de forte intensité, sans détérioration, selon la base de données du SQUG (Seismic Qualification Utility Group) et leur qualification peut ainsi être montrée par analogie.

Les équipements électriques (tableaux électriques, capteurs, relais ...) devant fonctionner en conditions accidentelles ont également été qualifiés ou remplacés par du matériel qualifié. En particulier, une partie importante de l'instrumentation (capteurs - transmetteurs) a été remplacée, ainsi que les relais du système de protection du réacteur.

La tenue au séisme de 0,17 g des passerelles à câbles a été montrée par comparaison des passerelles et de leurs supports à des passerelles similaires ayant subi des séismes réels de forte intensité. Cette comparaison a nécessité un relevé systématique de toutes les configurations de passerelles dans les différents bâtiments. Suite à cette inspection, des points faibles ont été décelés et les renforcements ont été effectués.

Grâce à ces analyses et à ces travaux de renforcement, de modification ou de remplacement, on dispose d'une bonne assurance que les systèmes rempliront leur fonction de sûreté pendant et après un séisme de 0,17 g.

## 5. LE CIRCUIT DE REFROIDISSEMENT DU REACTEUR A L'ARRET "RRA",.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt RRA a pour fonction principale l'évacuation de l'énergie résiduelle du circuit primaire pendant les phases d'arrêt de l'unité, quand cette énergie ne peut plus être évacuée par la vapeur produite dans les générateurs de vapeur.

Le circuit RRA de l'unité 1, dans sa conception initiale, est représenté à la figure 1. Il est situé dans le bâtiment réacteur. Ce circuit a été calculé pour résister au séisme de 0,1 g, mais il n'était pas qualifié aux conditions post-accidentelles (température, doses, inondation, ...) consécutives à une brèche primaire ou à une rupture de tuyauterie vapeur, cette qualification n'étant pas demandée par les règles de sûreté en vigueur à l'époque.

Par ailleurs, ce circuit a dû subir des réparations en 1979, suite à l'apparition de corrosion de l'acier des tuyauteries par le chlore.

Une analyse complète de la sûreté du circuit a été effectuée, compte tenu des règles actuelles et de l'expérience d'exploitation.

Elle a mis plusieurs points faibles en évidence :

- . la ligne unique à l'aspiration du circuit dans la boucle primaire rend impossible l'utilisation du circuit si une des deux vannes d'isolement refuse de s'ouvrir;
- . en cas d'inondation du fond du bâtiment réacteur suite à un accident (brèche primaire ou rupture de tuyauterie vapeur), les moteurs et les pompes pourraient être immergés;
- . les différents matériels (moteurs, pompes, vannes, instrumentation) ne sont pas qualifiés aux conditions post-accidentelles;

. les tuyauteries du circuit ont été soumises à la corrosion par le chlore; des remplacements ont eu lieu depuis 1979.

Un état de la situation est à faire.

. le circuit RRA étant dans l'enceinte, l'entretien ne peut être effectué que lorsque le réacteur est à l'arrêt.

Pendant l'intervention sur un équipement, la défaillance de l'équipement redondant pourrait compromettre l'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur par le circuit RRA.

Suite à ces constatations, plusieurs possibilités de modifications ont été examinées, allant jusqu'à la réalisation d'un circuit RRA situé hors du bâtiment réacteur, dans un bâtiment nouveau, à construire dans ce but.

La solution finalement retenue est représentée à la figure 2.

Elle répond aux différents points faibles du circuit initial, tout en maintenant le circuit dans l'enceinte, dans une configuration aussi proche que possible de la configuration initiale :

- la ligne d'aspiration est dédoublée au niveau des vannes;
- les moteurs et les pompes sont rehaussés d'un mètre environ;
- les équipements sont remplacés par du matériel qualifié, et les actionneurs sont télécommandés pour mise en service sans intervention dans le bâtiment réacteur;
- les tuyauteries suspectes sont remplacées;
- une liaison avec le circuit d'injection de sécurité basse pression permet le secours du RRA par ce circuit en cas d'indisponibilité des pompes RRA.

De plus, l'installation de soupapes de sûreté pilotées (soupapes SEBIM) permet non seulement la protection du circuit RRA, mais aussi la protection du circuit primaire contre les suppressions à froid.

Ainsi, les modifications de conception du système de réfrigération du réacteur à l'arrêt et les travaux effectués permettent de faire face à des problèmes de fonctionnement en situation post-accidentelle mais également assurent une disponibilité plus élevée de la fonction propre du système. Elles permettent aussi de résoudre un autre problème, celui de la protection du circuit primaire contre les surpressions à froid.

Ceci est un exemple de l'utilité de l'approche globale des problèmes.

#### 6. SYSTEME D'ULTIME REPLI<sup>»</sup> SUR<sup>»</sup>.

Au cours de la réévaluation de sûreté, plusieurs points faibles ont été identifiés, résultant des bases de conception en vigueur à l'époque de la construction de l'unité.

Ainsi, certains accidents n'avaient pas été pris en compte lors de la conception initiale, comme :

- la perte de toutes les alimentations électriques externes (réseau électrique) et internes (groupes Diesel), accident qui suppose la défaillance des groupes Diesel installés pour assurer l'alimentation des auxiliaires en cas de perte du réseau électrique;
- l'indisponibilité des étages supérieurs du bâtiment des auxiliaires électriques, suite à un incendie par exemple. Ces étages supérieurs abritent les tableaux électriques et le relaying.

Un panneau de repli avait bien été installé suite à la conception initiale, mais son but était de pouvoir faire face à l'indisponibilité de la seule salle de conduite, en permettant le transfert des commandes des équipements existants, et d'amener l'unité en état d'arrêt intermédiaire.

Un nouveau système a donc été conçu et installé, pour faire face à ces événements non pris en compte lors de la conception initiale.

Le nouveau système d'ultime repli a les objectifs suivants :

- il complète le panneau de repli initialement installé, pour permettre le passage à l'état d'arrêt à froid, en cas d'indisponibilité de la salle de conduite;
- il permet le passage et le maintien de l'unité en état d'arrêt intermédiaire (aux conditions du RRA) en cas de perte totale des alimentations électriques externes et internes. Ce système comporte donc des sources électriques (groupe turbo-alternateur et groupe Diesel) et les équipements qui permettent d'assurer le refroidissement de l'unité;
- il permet le passage et le maintien de l'unité en état d'arrêt à froid en cas d'indisponibilité des étages supérieurs du bâtiment des auxiliaires électriques avec risque de perturbations (résultant par exemple des court-circuits causés par un incendie important dans cette partie du bâtiment). Ceci implique donc une décentralisation des commandes et une protection contre les ordres aberrants.

La conception du système d'ultime repli a conduit à l'installation d'une pompe d'injection de secours aux joints des pompes primaires.

Cette conception a conduit aussi à l'installation d'un système d'air comprimé de sauvegarde, non prévu lors de la conception initiale de l'unité. Ce nouveau système est disponible en secours de l'air comprimé normal, même en dehors des cas d'utilisation du système d'ultime repli en tant que tel.

Il apparaît donc que l'installation d'un seul système permet de faire face à différents problèmes identifiés, en apportant une solution globale.

#### CONCLUSIONS.

La réévaluation de sûreté de l'unité 1 de Tihange, faite lors de la première décennale, n'a pas montré de faiblesse fondamentale dans la conception initiale.

Par contre, elle a montré que de nombreuses modifications pouvaient être apportées, afin d'élargir les bases de conception à des événements non pris en compte initialement. Ceci permet d'augmenter ainsi le niveau de sûreté pour l'aligner autant que possible sur celui des unités plus récentes.

L'expérience a montré l'intérêt qu'il y a à rechercher des solutions globales aux problèmes identifiés, plutôt qu'à essayer de les résoudre au coup par coup. Cette recherche de solutions globales fait appel à l'imagination des différentes parties concernées (bureaux d'études, exploitants, organismes de contrôle, ...) qui sont obligées d'envisager des solutions originales pour modifier des installations existantes afin de les adapter à de nouvelles exigences.

Une telle réévaluation est techniquement et humainement passionnante.

---

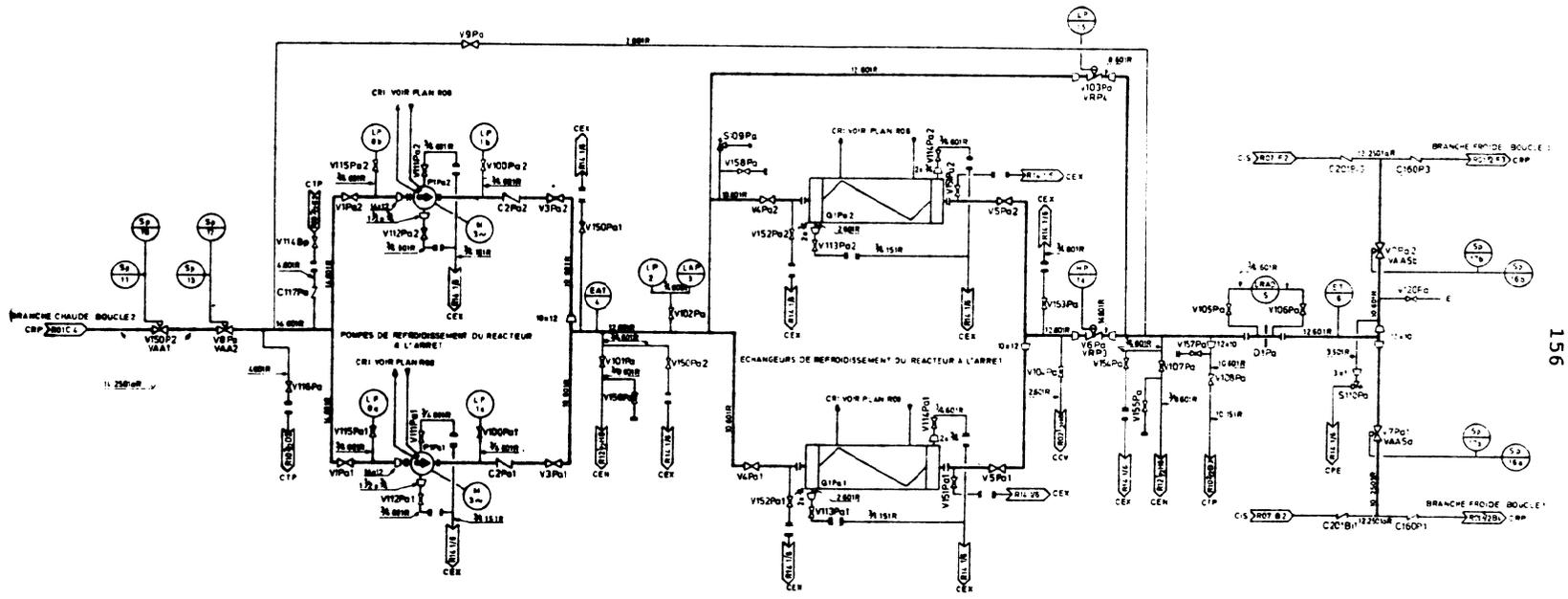


FIG 1 : CIRCUIT RRA AVANT REVISION DECENNALE.

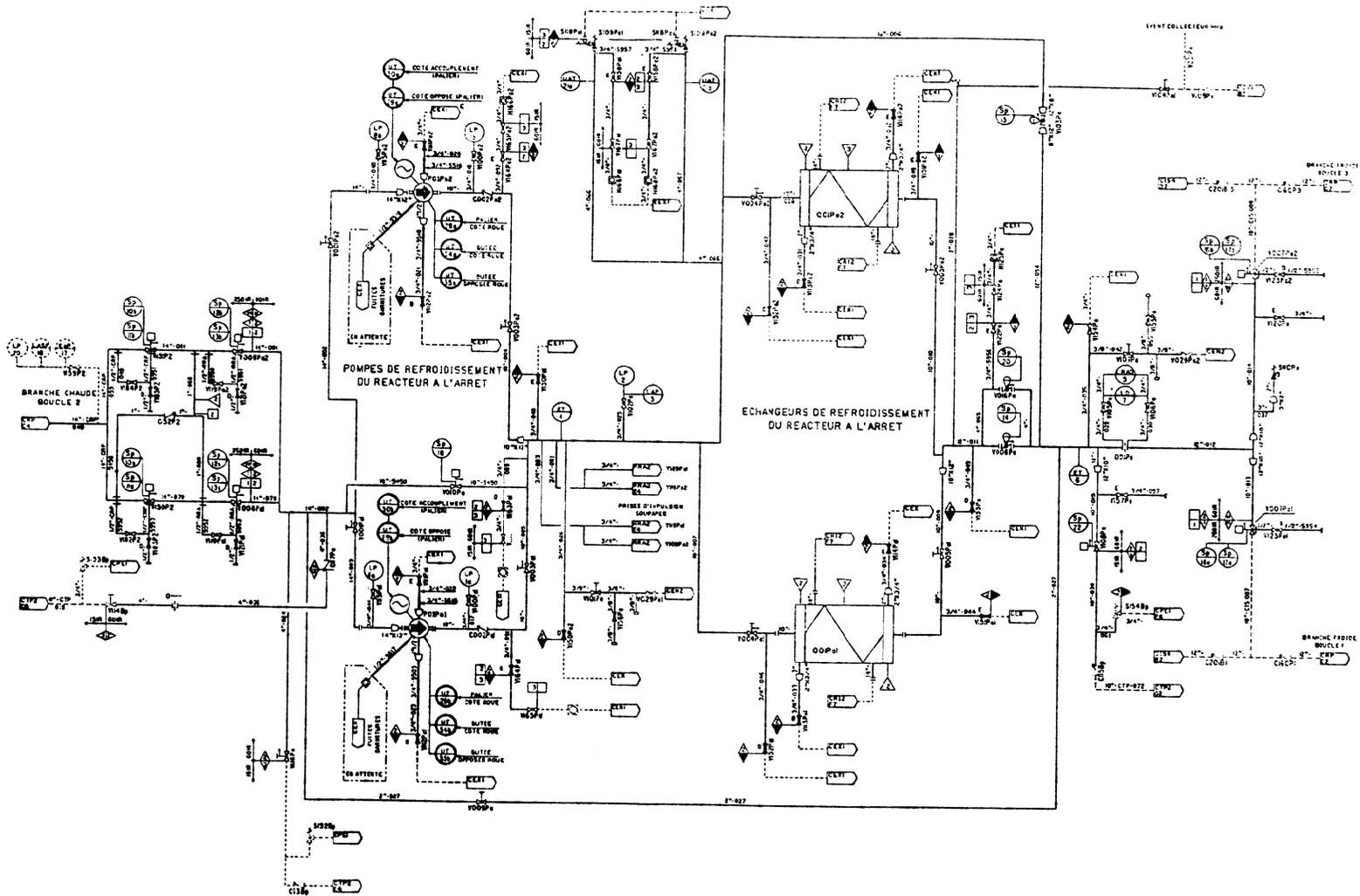


FIG. 2 : CIRCUIT RRA APRES REVISION DECENNALE.

### Samenvatting.

Het Koninklijke Vergunningsbesluit van Tihange 1, zoals ook de vergunningen van de andere Belgische nukleaire eenheden, vraagt dat om de tien jaar een veiligheidsevaluatie wordt uitgevoerd.

Deze herziening, aangevat in 1983, heeft rekening gehouden met de ervaring in het buitenland. Ze heeft geleid tot een lijst van in detail te bestuderen onderwerpen, met het doel de veiligheid van de installaties te verbeteren, ondermeer door de ontwerpbasis uit te breiden met gebeurtenissen die initieel niet in rekening werden gebracht. Verschillende wijzigingen aan de installaties werden aangebracht. Dit heeft toegelaten het veiligheidsniveau te verhogen om het voor zover mogelijk op hetzelfde niveau te brengen als de meer recente eenheden.

Om een globale oplossing uit te werken voor de onderscheiden geïdentificeerde problemen werd een speciale methodologie gevolgd.

De benadering die gevolgd werd voor drie specifieke projecten (beveiliging tegen aardbevingen, koelkring van de reaktor bij stilstand, ultiem noodstelsel) wordt in meer detail beschreven.

### Abstract.

A ten years safety review is required by the Royal Decree of authorization of Tihange 1, as well as by those of the other Belgian nuclear power plants.

This safety review, started in 1983, takes into account the foreign experience. It led to a list of subjects to be examined in detail, in order to improve the plant safety, especially by extending the design bases to events not considered initially. The numerous modifications to the installations have increased the safety level in order to align it, as much as possible, to the level of more recent units.

A special methodology to give a global solution to the different problems identified was followed.

The approach adopted for three particular subjects (protection against earthquakes, residual heat removal system, ultimate shutdown system) is described in more details.

## LA DECENNALE DE TIHANGE 1

J.M. ALLENE  
FRAMATOMERésumé

L'arrêt pour visite décennale d'une centrale conformément à la réglementation en vigueur peut être l'occasion pour un exploitant de procéder, en sus des contrôles et inspections prescrits, à des travaux visant l'amélioration globale du fonctionnement y compris la sûreté, ainsi que l'amélioration des performances de l'installation, tant du point de vue technique que économique.

L'auteur présente ici ces travaux envisageables et leurs principes de mise en oeuvre, ainsi que les conseils et études associés.

Cette présentation s'appuie en particulier sur l'expérience de FRAMATOME lors de l'arrêt de Tihange 1 et sur les premières réflexions communes avec EDF à propos des centrales françaises.

## LA DECENNALE DE TIHANGE 1

### ANALYSE DES OPERATIONS DE PREPARATION DEROULEMENT DE L'ARRET DE TRANCHE DECENNAL

-----

#### 1 - LES VISITES DECENNALES

Nous savons que la réglementation relative à la construction et l'exploitation des appareils à pression prévoit, dans de nombreux pays, qu'à intervalles réguliers (10 ans), l'exploitant doit pratiquer des épreuves hydrauliques et des visites internes sur certaines capacités ou canalisations.

Ce sont des exigences de même nature qui, appliquées au circuit primaire principal des chaudières nucléaires, aboutissent à la réalisation d'une visite décennale.

Profitant de cette visite, qui implique un arrêt programmé d'une durée supérieure à un simple rechargement, les exploitants intègrent dans le programme d'arrêt des opérations complémentaires d'inspection en service ou d'entretien préventif.

D'autre part, les exploitants sont parfois amenés, à l'occasion de ces visites, à reprendre les études de sûreté initiales pour améliorer encore certains points particuliers ou les resituer dans un cadre plus récent.

Ces deux types d'actions avaient été prévus par l'exploitant dans le cadre de la visite décennale de TIHANGE 1. Nous allons maintenant examiner les conditions de leur préparation et de leur réalisation.

## 2 - LA PREPARATION DE LA VISITE DECENNALE DE TIHANGE 1

### 1975 - 1986

Onze années au cours desquelles TIHANGE 1 a figuré parmi les tranches les plus performantes de la planète à la grande satisfaction de son exploitant, la Société Franco Belge SEMO. A ce terme, intervint la réalisation de la visite décennale.

Les premières réflexions sur la teneur de cette visite se situent très en amont. Dès 1983, l'exploitant et ses ingénieurs conseils ont dressé un premier état des interventions envisagées. Les études de réévaluation de sûreté furent engagées. FRAMATOME fut sollicité par l'exploitant et réalisa en 1984 et 1985 la reprise de certaines études d'accident.

Le respect des échéances qui avaient été convenues, ne put être réalisé que par l'instauration d'un processus d'examen itératif des documents entre les différentes organisations intervenantes : SEMO-TRACTEBEL - EDF/SEPTEN - FRAMATOME.

Le rapport de sûreté a été remis en 1985.

Parmi les conséquences sur la chaudière nucléaire de cette réévaluation de sûreté, on peut retenir :

- le remplacement des soupapes de décharge du circuit primaire par des soupapes pilotées SEBIM
- le doublement et la refonte complète du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

### 2.1 Préparation des améliorations

La première de ces interventions ne représentait pas pour FRAMATOME une complète nouveauté puisque de nombreuses tranches françaises étaient déjà équipées de soupapes SEBIM. Pour TIHANGE, il fut toutefois nécessaire d'étudier un nouveau supportage du tore de décharge et le cheminement d'une partie du circuit de décharge. Il a fallu à peu près 1 an pour étudier l'ensemble de l'installation générale.

Sur le RRA, la tâche était différente puisqu'il s'agissait de reprendre en totalité un des importants circuits du réacteur.

Le volumineux dossier d'études fut réalisé en 15 mois. Son élaboration a nécessité une étude très complète de l'environnement dans le bâtiment réacteur pour le tracé des lignes. Tous les calculs de lignes et de supportage ont été repris avec de nouvelles hypothèses et les méthodes les plus récentes en matière de calculs de tuyauteries. En parallèle à la réalisation du dossier d'installation générale, les documents de travaux avaient été lancés :

- Dossier soudage
- Procédures de montage en propreté nucléaire
- Etudes de radioprotection pour l'organisation du chantier et la protection du personnel d'exécution
- Dossier administratif
- Procédures de rinçage et d'essais de requalification.

Dans le même temps, les équipes techniques de préparation en liaison avec les spécialistes d'achat de FRAMATOME étudiaient avec les différents fournisseurs l'adaptation des matériels nécessaires à l'usage qui devait en être fait à TIHANGE dans le cadre de leur qualification générale.

Une fois les documents d'approvisionnements rédigés, le lancement de la fabrication pouvait commencer pour les pompes, la robinetterie, les tuyauteries, les accessoires de raccordement, les supportages.

Grâce à l'importante anticipation qui avait pu être ménagée, toute cette phase de préparation fut menée à bien dans les délais prévus et les échéances respectées.

Dans le même temps, SEMO étudiait avec FRAMATOME la possibilité de réaliser pendant l'arrêt décennal des opérations lourdes de maintenance.

## 2.2 Préparation des opérations de maintenance lourde

SEMO décida de confier à FRAMATOME la réalisation des opérations suivantes :

- **La conversion Up-Flow des équipements internes inférieurs du réacteur.**

Cette opération consiste à inverser le sens de circulation de l'eau entre le cloisonnement du coeur et la virole des internes inférieurs. Cette inversion qui atténue l'écart de pression entre la périphérie et l'extérieur du coeur permet d'éviter les jets d'eau susceptibles d'endommager certains crayons des assemblages combustibles périphériques.

L'opération est réalisée en perçant des orifices dans les structures internes du réacteur et en obturant d'autres orifices afin de permettre au fluide primaire de circuler dans le nouveau sens voulu.

La préparation de la conversion Up-Flow doit être menée dans trois directions :

- la justification technique de la modification vis-à-vis du fonctionnement, de la sûreté, de la tenue mécanique du réacteur : elle a été réalisée par les équipes d'ingénierie de FRAMATOME et a demandé environ 6 mois de travaux
- la préparation des procédés. Elle a été réalisée par les spécialistes de la Division Maintenance de FRAMATOME.

Ces procédés, d'une technicité spécifique et originale, mettent en oeuvre le carottage par électroérosion d'une part du bouclier thermique pour pouvoir accéder aux trous existants à boucher et, d'autre part du renfort supérieur du cloisonnement pour établir les nouveaux orifices d'écoulement à la sortie du coeur. Cette méthode d'usinage avait fait l'objet d'un long travail de développement préalable par FRAMATOME.

Il restait à accomplir les essais de mise au point et les qualifications de mode opératoire. Ils furent réalisés sur maquettes dans les mois précédant l'intervention à CHALON S/SAONE dans les ateliers de FRAMATOME. Pendant les opérations de qualification, le personnel devant intervenir fut choisi, formé et entraîné au cours de nombreuses séances de travail sur maquette, animées par les responsables du développement.

Ce travail sur l'électroérosion a été complété par d'autres activités indispensables à la bonne réussite de l'opération :

- . Contrôle dimensionnel
- . Contrôle télévisuel
- . Mise au point du bouchon verouillable et démontable conçu et breveté par FRAMATOME.

**- L'évacuation des déchets d'usinage :**

La préparation de cette opération fut menée en étroite liaison avec SEMO. Il s'agissait de définir et de construire des filtres capables de retenir les scories d'usinage collectés par pompage dans l'environnement des électrodes. ces filtres devaient avoir une protection biologique bien adaptée pour protéger le personnel au cours des travaux et des manutentions, les produits de filtration ayant un niveau d'activité particulièrement élevé.

Le même problème se posait pour les carottages d'acier inoxydable obtenus par électroérosions. Des conteneurs spéciaux destinés au stockage dans le Bâtiment Réacteur et à l'évacuation devaient être étudiés. SEMO les a conçus et réalisés.

**- Le remplacement des broches des guides de grappe des internes supérieurs du réacteur**

FRAMATOME avait réalisé sur 21 tranches françaises des interventions similaires. Il fut décidé d'utiliser la même méthode dont l'efficacité avait été démontrée.

Son scénario est le suivant :

- . Extraction des tubes guides grâce à un jeu d'outillages spéciaux, passerelles, perches, grappins, hottes
- . Mise en place des tubes guides dans des conteneurs spéciaux
- . Transport des conteneurs à PIERRELATTE
- . Remplacement des broches dans l'atelier chaud de PIERRELATTE
- . Retour sur site et remontage des tubes guides dans les internes supérieurs.

Ce scénario bien rodé présentait toutefois dans son application à TIHANGE quelques particularités qu'il a fallu intégrer :

- Guides de grappe différents des guides de grappes des réacteurs français. Cette particularité interdisait donc leur permutation avec un stock tampon. Elle conduisait aussi à une adaptation des outillages existants.
- Organiser des transports nucléaires internationaux dans des délais compatibles avec le planning d'arrêt.
- Analyser au mieux les contraintes externes et internes pouvant influencer sur le planning d'arrêt de tranche.

Toute cette démarche fut menée plusieurs mois avant l'arrêt par une très fructueuse coopération entre SEMO - EDF/UTO et FRAMATOME.

- Le remplacement des doigts de gant du système d'instrumentation du coeur

Cette opération consiste à extraire le doigt de gant de mesure de flux en piscine en le poussant depuis la salle incore puis à le couper en morceaux de longueur compatible avec des carquois de manutention spéciaux. Ces carquois sont ensuite introduits dans le bâtiment combustible par le tube transfert.

Cette méthode déjà pratiquée sur les tranches françaises devait être adaptée aux particularités du système d'instrumentation du coeur de TIHANGE.

La préparation a surtout été orientée vers les points suivants :

- Adaptation des carquois de transfert
- Définition et réalisation des conteneurs de stockage
- Etude de l'activité prévisionnelle des doigts de gant pour définir la partie qui devra être découpée sous eau. La partie restante, la moins active pouvant être découpée à sec dans la salle incore.

### 2.3 Préparation de l'arrêt de tranche

En parallèle à la préparation technique des interventions, se déroulait la préparation du planning d'arrêt de tranche. FRAMATOME, pour la part qui lui était confiée, a apporté sa contribution à l'élaboration de ce planning en fonction de l'expérience acquise au cours des arrêts de tranche du programme français.

## 3 - L'ARRET DECENNAL DE TIHANGE 1

Pendant 4,5 mois, le bâtiment réacteur de TIHANGE 1 fut une véritable fourmilière humaine où chacun, grâce à une bonne organisation d'ensemble et à la bonne connaissance de ce qu'il y avait à faire, put mener à bien la tâche qui lui avait été confiée.

Quelques chiffres montrent le volume de l'activité réalisée à cette occasion :

- Activité globale : 1.000.000 heures
- Activité FRAMATOME sur site : 160.000 heures

Le résultat de la préparation, associé aux efforts de tous les réalisateurs, put être mesuré au moment du redémarrage qui s'est déroulé sans difficulté importante alors que pourtant la grande majorité des systèmes de la chaudière avaient été touchés par des modifications.

### Samenvatting

De stilstand voor tienjaarlijkse inspectie, conform met de vigerende reglementering kan voor de exploitant de gelegenheid zijn om buiten de voorgeschreven nazichten, over te gaan tot werkzaamheden die tot doel hebben een verbetering van de algemene werking en de veiligheid, een verhoging van de performantie zowel uit technisch als uit economisch oogpunt.

De auteur stelt hier de aangeraden werkzaamheden voor en hun principes van realisatie evenals de raadgevingen en aanverwante studies.

Deze voordracht put vooral gegevens uit de ondervinding die FRAMATOME opdeed tijdens de stilstand van Tihange 1 en uit de eerste gemeenschappelijke overwegingen met EDF over de franse centrales.

## LA DOSIMETRIE DE LA VISITE DECENNALE

PIRONET G.  
FOUREZ J.

CENTRALE DE TIHANGE

Résumé.

L'exposé débute par un rappel des principaux travaux ayant eu un impact significatif sur la dosimétrie de la révision spéciale de l'unité 1. Les moyens mis en oeuvre par la section sécurité-radioprotection pour appréhender les difficultés inhérentes à ces interventions sont illustrés et développés en prenant pour exemple le remplacement quasi-total du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (R.R.A.). L'ampleur de certains de ces travaux, la durée de l'arrêt et le nombre important de personnes pénétrant journallement dans la zone contrôlée se révèlent être les facteurs déterminants du coût dosimétrique de cet arrêt. Les résultats obtenus, les principaux enseignements ainsi que les statistiques essentielles terminent l'exposé.

INTRODUCTION.

L'ampleur de l'arrêt de tranche 86 de l'unité 1 de la Centrale Nucléaire de Tihange est la conséquence directe de la réévaluation du niveau de sûreté qui a été entreprise après dix ans d'exploitation.

Cette analyse avait été prévue par le législateur dans l'arrêté d'autorisation de septembre 74 et a été réalisée entre le printemps 83 et juillet 85 époque à laquelle un rapport de synthèse a été remis aux autorités compétentes.

Dès la mi-84 cependant, il est apparu clairement que la mise en oeuvre de certaines modifications suggérées par cette réévaluation exigerait un arrêt de 3 à 4 mois.

Dès lors, la décision a été prise de grouper ces travaux de longue durée et de mettre cet arrêt à profit pour réaliser également de gros entretiens et mettre en place les interfaces nécessaires à la réalisation des modifications programmées sur les arrêts suivants.

C'est ainsi que les travaux peuvent être classés grossièrement en trois catégories :

- 1° les modifications inspirées directement de l'analyse de sûreté (circuits de refroidissement du réacteur à l'arrêt et d'injection de sécurité, mise en place de soupapes Sebim sur le pressuriseur etc...),
- 2° les modifications visant à améliorer les performances de l'installation ou suggérées par l'expériences de 10 ans d'exploitation (conversion du sens de refroidissement des internes inférieurs du réacteur, récupération des purges des générateurs de vapeur etc...).
- 3° les travaux de gros entretien tels que le remplacement des broches des tubes-guides des grappes de réglage ou les barres anti-vibratoires des générateurs de vapeur etc...

pour totaliser environ 250 dossiers de modification.

## 1. PRINCIPAUX TRAVAUX DU POINT DE VUE DE LA RADIOPROTECTION.

### 1.1. Travaux résultant de la réévaluation de sûreté.

#### 1.1.1. Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA).

Entièrement situé dans l'enceinte du réacteur, ce circuit n'était pas qualifié aux conditions post-accidentelles et avait fait l'objet de meulages et recharges suite à des problèmes de corrosion en présence de chlore (1979).

En fonction des résultats de l'analyse de sûreté, il a été décidé e.a. :

- de remonter pompes et moteurs au-dessus du niveau d'eau atteint en cas d'accident,
- de doubler les vannes d'isolement à l'aspiration,
- de remplacer les soupapes de sûreté à ressort par des soupapes pilotées (SEBIM),
- de remplacer certaines parties des tuyauteries (coudes et tés),
- d'assurer un secours potentiel par une liaison avec le circuit d'injection de sécurité basse pression (ISBP).

#### 1.1.2. Le circuit d'injection de sécurité (CIS).

Pour assurer un fonctionnement correct à long terme des pompes IS basse pression des diaphragmes ont été placés sur les branches chaudes et froides; ils permettent une injection simultanée en branches chaudes et froides et assurent une pression suffisante à l'aspiration lors du fonctionnement en recirculation.

#### 1.1.3. Le puisard du bâtiment réacteur.

Pour répondre aux critères du R.G. 1.82 qui vise à limiter le risque de colmatage et à permettre un fonctionnement correct des pompes ISBP et des pompes d'aspersion en recirculation, le puisard a été complètement reconstruit et la surface de filtration a été étendue pour y limiter la vitesse du fluide.

#### 1.1.4. Protections contre les surpressions à chaud et à froid.

Les essais EPRI, effectués dans le cadre des actions post-TMI, ayant mis en évidence la difficulté de qualifier les vannes d'isolement des vannes de décharge du pressuriseur, il a été décidé de remplacer les lignes de décharge, ainsi que les soupapes, par trois trains de 2 soupapes Sevim en tandem.

Une solution identique a été retenue pour le RRA (surpressions à froid).

#### 1.2. Amélioration de l'exploitation et gros entretiens.

##### 1.2.1. Les barres anti-vibratoires.

En novembre 83, une fuite primaire-secondaire apparaît sur le GV3 et son évolution rapide va entraîner l'arrêt du réacteur après 7 jours.

L'inspection par Courants de Foucault révèle que le tube concerné est perforé dans sa partie supérieure (cintre) à l'endroit du supportage d'une barre anti-vibratoire (AVB); 20 autres tubes présentent des indications au niveau des AVB.

Un incident du même type se représentera en juillet 84 sur le GV 1 qui entraînera le bouchage de 35 tubes.

Le remplacement des AVB est alors décidé pour 1986.

##### 1.2.2. Les broches des tubes-guides.

Les tubes-guides des grappes de réglage et d'arrêt du réacteur font partie de la structure interne supérieure de la cuve; ils sont fixés rigidement à une plaque support par leur partie supérieure mais sont simplement guidés dans la plaque supérieure du coeur par deux broches en inconel travaillant à la compression.

Les premières ruptures sont apparues au Japon en 1978 suite à un phénomène de corrosion sous tension.

Le remplacement de ces broches par un modèle amélioré (conçus améliorés, traitement thermique et couple de serrage différents) débute en France en 1982.

Tihange 1 programme le remplacement de ces broches à l'occasion de la révision de 1986 : pour ce faire, les tubes-guides seront envoyés à Pierrelatte dans un atelier chaud spécialement équipé ce qui permettra d'effectuer le travail en temps masqué.

### 1.2.3. Les jets de baffle.

A partir du cycle 4, Tihange 1 va connaître une augmentation significative des défauts d'étanchéité du combustible qui va se traduire par une activité du circuit primaire en constante augmentation.

A la fin du cycle 5, l'inspection des 6 assemblages inétanches met en évidence des ruptures franches de crayons avec perte de fragments de pastilles d' $UO_2$ .

A l'analyse, il s'avère que ces assemblages ont séjourné en périphérie à des emplacements (il y en a 20) situés en regard de joints du baffle. L'inspection des autres assemblages potentiellement concernés révèle la présence de traces sur les crayons directement exposés à ces joints.

Les jeux trop importants du cloisonnement conjugués à la conception de son refroidissement (DOWN FLOW) génèrent des jets latéraux qui provoquent des vibrations des crayons de la première rangée; ces vibrations entraînent la destruction de ces crayons et de leurs voisins.

Un martelage du baffle pour réduire les jeux s'avérera un échec mais l'insertion de crayons postiches solidarités avec les crayons voisins au moyen de clips permettra d'attendre la mise en oeuvre de la solution finale c'est-à-dire l'inversion du sens de refroidissement du cloisonnement (UP FLOW) et disparition de la  $\Delta p$  motrice du phénomène.

## 2. PREPARATION DES CHANTIERS.

Le caractère inédit de certains travaux et l'ampleur de certaines modifications ont exigé une préparation à la hauteur de l'événement.

C'est ainsi que dans les mois qui ont précédé l'arrêt, de nombreuses réunions préparatoires ont été tenues entre SEMO, les Bureaux d'Etude et les prestataires extérieurs.

Pour chacun des dossiers, l'aspect sécurité-radioprotection a été systématiquement abordé et intégré et pour les chantiers à haut risque, des réunions spécifiques ont été programmées avec les chefs de chantiers et des responsables du service de sécurité de leurs entreprises pour aborder successivement :

- la décomposition du travail en phases voire en opérations élémentaires,
- l'étude des techniques utilisées,
- la définition (ou l'estimation) des conditions de travail,
- la caractérisation des risques,
- la définition des précautions et des protections à mettre en oeuvre.

Il est à souligner que ce dernier point, qui était de la responsabilité de SEMO, a souvent fait l'objet d'une collaboration fructueuse avec les chefs de chantiers, ces derniers ayant dans certains cas une expérience très précieuse.

Enfin l'information a été complétée par des montages photographiques (Sebim), cassettes vidéo (retrait des doigts de gants de l'instrumentation interne du réacteur et remplacement des broches des tubes-guides) et par la participation à l'écolage théorique et pratique (maquette) des intervenants (AVB).

### 3. ORGANISATION DE LA SECTION SECURITE - RADIOPROTECTION.

#### 3.1. Les effectifs.

La préparation intensive de l'arrêt a permis e.a. de définir les besoins en personnel. Le suivi des chantiers a ainsi été confié à une vingtaine de techniciens placés sous la supervision de deux contremaîtres; chaque fois que cela a été possible, les chantiers ont été personnalisés c'est-à-dire suivis par les mêmes techniciens.

Le secrétariat de zone contrôlée où toutes les informations en matière de RP convergent a été assuré par 3 techniciens qui effectuaient également les comptages des prélèvements surfaciques ou atmosphériques effectués sur les chantiers.

Les contrôles RP aux entrées-sorties de matériel ont été confiés à 5 techniciens tandis que la surveillance et l'assistance aux entrées-sorties des agents des entreprises extérieures étaient assurées par 9 personnes. (24 h sur 24).

Mentionnons encore la présence de 2 techniciens affectés plus spécialement au suivi du respect des règles en matière de sécurité classique, d'un technicien responsable de l'appareillage et d'un préposé à la dosimétrie électronique.

#### 3.2. Le suivi dosimétrique.

La centrale était déjà à l'époque équipée de dosimètres électroniques ALNOR à affichage digital (RAD 80) avec gestion en temps réel des doses par ordinateur.

De plus, le logiciel permettait d'introduire le cas échéant les doses résultant d'une exposition aux neutrons ou d'une contamination interne autorisant ainsi le suivi de la dose effective de chacun et sa comparaison permanente vis-à-vis des limites légales (13 et 52 semaines).

A la fin de chaque période, après développement des film-badges, les doses officielles sont introduites dans l'ordinateur où elles se substituent aux "doses RAD 80" de la période correspondante.

Pour limiter le nombre de dosimètres à fournir, ceux-ci avaient été banalisés grâce à l'adjonction de lecteurs de code-barres aux entrées de la zone contrôlée, le dosimètre s'identifiant à l'agent par la lecture du code-barres situé sur son film-badge.

A la sortie, l'identification est effacée après acquisition des données par l'ordinateur.

D'autre part, afin de réaliser un suivi automatique de certains chantiers, il était demandé aux agents de tabuler le numéro de code (n° OT) correspondant à l'activité qu'ils quittaient.

Ces dispositions ont permis de couvrir l'arrêt avec un parc de 1000 dosimètres tandis que l'exploitation des multiples possibilités de traitement des informations dosimétriques par l'ordinateur a permis d'assurer un suivi permanent et efficace.

#### 4. LE CIRCUIT DE REFROIDISSEMENT DU REACTEUR A L'ARRET.

Entre le 15 août et le 15 novembre 86, le circuit du RRA a été complètement déposé puis reconstruit à l'exception des échangeurs de refroidissement conservés tels quels.

##### 4.1. Le chantier.

La dépose du circuit a comporté 5 phases :

- 1° le décalorifugeage,
- 2° le traçage des coupes,
- 3° le supportage (palans, élingues,...) des tronçons et équipements à déposer et l'élimination des anciens supports,
- 4° la découpe au coupe-tuyau pneumatique, à la disqueuse ou au plasma et,
- 5° l'évacuation des pièces déposées dont certaines pesaient plus de 3 tonnes.

Une partie de la robinetterie ainsi que la plupart des tronçons droits de 10" et 12" ont pu être réutilisés, par contre, les coudes, téés et réductions ont été systématiquement déclassés.

La reconstitution du circuit a alors évolué comme suit :

- 1° modifications de génie civil (perçements de certains voiles, socles des pompes ...) et amenée à pied d'oeuvre des nouvelles tuyauteries,
- 2° préparation au soudage par réalisation des cotes définitives et chanfreinage,
- 3° présentation des tronçons au moyen d'un supportage provisoire réglable et accostage,
- 4° soudage,
- 5° contrôle gammagraphique,
- 6° mise en place du supportage définitif et
- 7° recalorifugeage.

On peut remarquer que si l'ampleur du travail s'apprécie classiquement par le nombre de pouces de soudures à réaliser, les travaux d'encadrement sont considérables et exigent un grand nombre d'heures de séjour à proximité des tuyauteries.

#### 4.2. Les risques inhérents aux chantiers.

En matière de radioprotection, tant les risques d'irradiation externe que ceux de contamination interne ou externe trouvaient leur origine dans la contamination intérieure très importante du circuit; dans certains cas particuliers (carré d'as p.ex), le débit de dose était également imputable à la proximité du circuit primaire ou d'autres circuits auxiliaires.

##### L'irradiation externe :

Dès le début de l'arrêt, une campagne de mesure a été entreprise pour localiser les "points chauds" et les neutraliser par la mise en place de blindages (plomb); les résultats des mesures étaient régulièrement mis à jour et affichés sur les différents chantiers.

Un risque important est apparu ensuite avec les premières soudures, à savoir l'exposition accidentelle à l'occasion des examens gamma-graphiques.

L'activité importante des sources (jusqu'à 4000 GBq d'iridium 192) et la simultanéité des tirs conjugués à la présence d'autres chantiers en activité constituaient un danger réel qui n'a pu être maîtrisé que par une collaboration intensive entre les contrôleurs et les techniciens de la RP, un respect scrupuleux des consignes et procédures et une vigilance de tous les instants.

#### La contamination.

En dehors de la procédure d'arrêt en vigueur depuis 3 ans sur l'unité (délithiation en fin de cycle effectué à haut pH, palier à 180°C pour "déséquestration" du secondaire des GV, vidange sous air en légère dépression et oxygénation naturelle) le circuit n'avait fait l'objet d'aucun traitement particulier en matière de rinçage ou de décontamination.

La contamination, humide et donc peu transférable au départ, a séché progressivement et est devenue extrêmement volatile.

La technique de coupe s'est également avérée déterminante dans le risque encouru : si le coupe-tuyau pneumatique ne rompt l'étanchéité de la tuyauterie qu'au dernier moment, il en va tout autrement de la disqueuse dont l'utilisation s'accompagne de projections de particules métalliques et poussières contaminées.

En dehors d'un nombre limité de chantiers regroupant de nombreuses coupes, le confinement dynamique avait été préféré au confinement statique; lors des découpes, la gaine d'aspiration des cycleurs (ventilateur équipé de filtres) était placée à proximité de l'outil tandis que pour les opérations de chanfreinage, l'aspiration se faisait à l'autre extrémité du tronçon. Après chaque opération, le circuit ou le tronçon découpé était refermé au moyen de bouchons en plastique.

Enfin, la tenue de travail était constituée d'une salopette étanche avec cagoule, de chaussures de sécurité, de gants en vinyl et d'une protection respiratoire avec cartouche de filtration.

Le chantier était surveillé par un moniteur d'aérosols chargé de détecter rapidement toute apparition de contamination atmosphérique; des prélèvements ponctuels atmosphériques et surfaciques venaient régulièrement compléter cette information.

#### Le bilan.

Le bilan est synthétisé par le graphique ci-dessous qui présente, semaine par semaine, la dosimétrie et le nombre de pouces soudés.

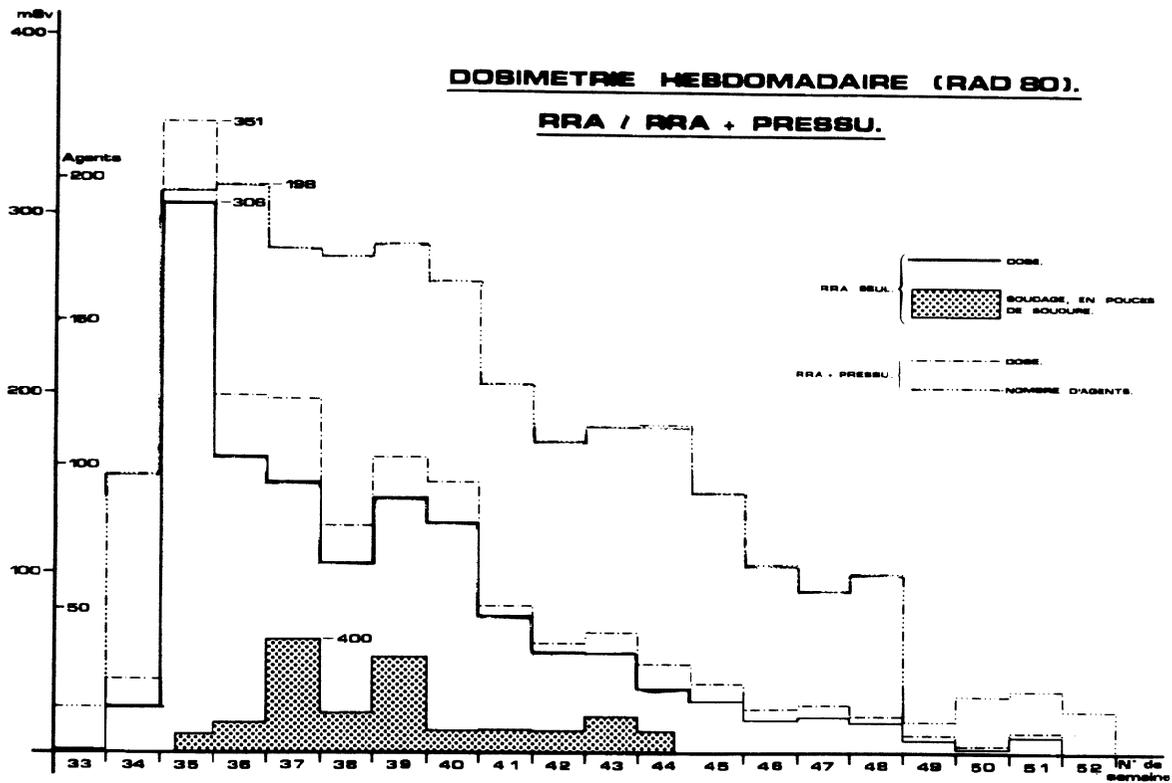
On y observe que les travaux de découpe et de soudage (1.480 pouces) ont duré 9 semaines et que c'est la première semaine avec ouverture du circuit qui a été la plus pénalisante en dose : 306 H-mSv pour 198 intervenants. Par la suite, la dosimétrie hebdomadaire va diminuer conjointement avec la population occupée et avec l'évacuation d'un certain nombre de tronçons rebutés.

La dosimétrie totale s'établira à 1.080 H-mSv pour les quelques 250 personnes étant intervenues durant ces 9 semaines de l'opération; la dose maximale enregistrée a été de 20 mSv.

En ce qui concerne les contaminations, tous les contrôles anthropogammamétriques réalisés au moyen du portique HELGESON se sont avérés négatifs, seules quelques contaminations cutanées (souvent aux mains) ont été décelées aux portiques de sortie de zone contrôlée mais elles ont pu être éliminées sans difficultés particulières.

# DOBIMETRIE HEBDOMADAIRE (RAD 80).

## RRA / RRA + PRESSU.



5. BILAN GLOBAL DE L'ARRET.

Avant d'établir ce bilan, il est intéressant de situer l'état du circuit primaire après 10 cycles de fonctionnement.

L'indice de tranche (EdF-DSRE), moyenne de 9 mesures réalisées au contact du calorifuge des boucles, et les débits de dose dans les boîtes à eau des GV sont de ce point de vue des indicateurs fréquemment utilisés.

La figure n°1 illustre l'évolution de ces paramètres de 1978 à 1986 et permet d'observer une situation relativement acceptable (après 10 cycles) au moment de l'arrêt : l'indice en diminution constante depuis 1981 a été mesuré à 110 et les débits de dose des boîtes à eau sont répartis entre 115 et 150 mSv/h.

Comme le montre le tableau ci-après, c'est le poste GV primaire qui s'est avéré le plus coûteux en dose avec 1,26 H-Sv; il a payé un lourd tribut aux difficultés rencontrées pour la mise en place et le retrait des tapes d'obturation des boucles primaires. Le remplacement des goujons des trous d'hommes (GV 1 et 3) et l'extraction de 3 tubes (GV3) ont également apporté une contribution importante (1890).

DOSES PAR CHANTIER.

Par ordre d'importance en doses	hms	part (%)
A. - GV PRIMAIRE	1.260	14,9
B. - DECONTA, CHANTIER, ECHAFAUD.	1.250	14,8
C. - RRA	1.080	12,8
D. - TRAVAUX DIVERS (VENTIL, SOUD, MACON, PONT, MANUTENT, POMPES)	660	7,8
E. - CALORIFUGES	650	7,7
F. - CUVE	620	7,3
G. - ELECTRICITE, INSTRUMENTATION	580	6,9
H. - ROBINETTERIE (MECANIQUE)	300	3,6
I. - GV SECONDAIRE	290	3,4
J. - ISI 10	290	3,4
K. - MODIFICATION DE CIRCUITS	260	3,1
L. - PRESSURISEUR	220	2,6
M. - RADIOGRAPHIES	160	1,9
N. - POMPES PRIMAIRES	90	1,1
O. - CONTROLES (ESSAIS TYPE C, RESERV.)	70	0,8
P. - COMBUSTIBLE	50	0,6
Q. - PUISARD BR	40	0,5
+ SERVICE AUTRES QU'ENTRETIEN :		
R. - RP + LAVERIE	210	2,5
S. - CONDUITE	130	1,5
T. - CHIMIE	10	0,1
+ DIVERS NON IDENTIFIES	230	2,7

# Evolution des débits de doses

*dans les boîtes à eau primaires du GV3*

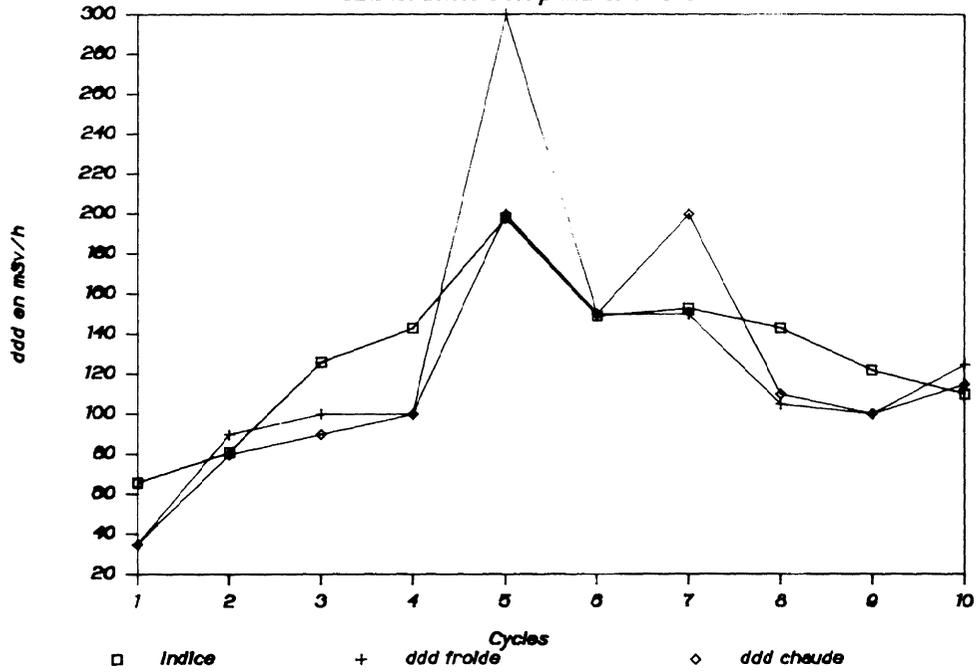


Fig. 1

Le second poste en importance dosimétrique concerne la réalisation et le suivi des chantiers de travail c'est-à-dire réalisation des confinements et échafaudages, approvisionnements, décontamination, évacuation des déchets et repli.

Pour comprendre le coût dosimétrique (1,25 H-Sv) de ce poste, il faut rappeler quelques chiffres de l'arrêt de tranche :

- 1 million d'heures prestées par les entreprises,
- 19.000 pouces soudés sur les circuits auxiliaires nucléaires,
- 200 km de câbles nouveaux posés,
- 30 km de tubes d'échafaudage dont le montage et le démontage ont exigé quelques 13.000 heures de travail,
- et enfin 182 tonnes de linge et 12.000 protections respiratoires utilisés par 2.857 personnes ayant accédé à la zone contrôlée.

Des postes comme "électricité et instrumentation", "décalorifugeage et recalorifugeage", "travaux divers", "robinetterie", "modification de circuits", "radiographies", "conduite" et "RP" sont bien évidemment tributaires de l'ampleur des travaux entrepris et trouvent par conséquent également leur justification dans les chiffres cités ci-dessus.

Le RRA a quant à lui déjà fait l'objet d'une analyse détaillée, il totalise 1,08 H-Sv.

Les opérations sur la cuve du réacteur, malgré leur bon déroulement, affichent un coût important (0,62 H-Sv) vu leur nombre, la quantité d'agents concernés et le nombre important d'heures prestées dans un débit de dose faible mais néanmoins non-nul.

Le démontage et le remontage des tubes-guides (190 H-mSv), la conversion down-flow/up-flow (110 H-mSv) ont contribué pour moitié dans ce poste.

Le poste "CV-secondaire" totalise 290 H-mSv dont 136 (47 %) pour le remplacement des barres anti-vibratoires; l'utilisation de blindages (plomb) et l'ajustement régulier du niveau d'eau ont permis de minimiser la dose malgré une durée intégrée de 56 jours à raison de 4 personnes en 4 poses de 6 heures.

Enfin, la figure n° 2 présente l'histogramme des doses qui montre que 95 % des intervenants ont reçu une dose inférieure à 15000  $\mu$ Sv et 75 % ont reçu une dose inférieure à 5000  $\mu$ Sv

## 6. CONCLUSIONS.

L'arrêt de tranche 1986 de l'unité 1 a duré 19 semaines et a vu la réalisation de quelques 250 dossiers de modification dont une grande majorité concernaient les circuits et équipements situés en zone contrôlée. C'est ainsi que 2.857 personnes différentes sont intervenues à un moment ou à un autre en zone contrôlée accumulant une dose totale de 8,45 H-Sv.

Aucune contamination interne n'a été enregistrée et les quelques contaminations cutanées détectées ont été éliminées sans difficultés particulières.

Tihange 1 est revenu sur le réseau le 30/12/86 et a assuré un coefficient de disponibilité de 99 % pour l'année 87 et le cycle 11 (8.732 heures de marche)

Les dernières modifications de la réévaluation de sûreté ont été réalisées lors de l'arrêt de 1988 qui a duré 36 jours.

# Revision decennale Tihange 1

Distribution des doses

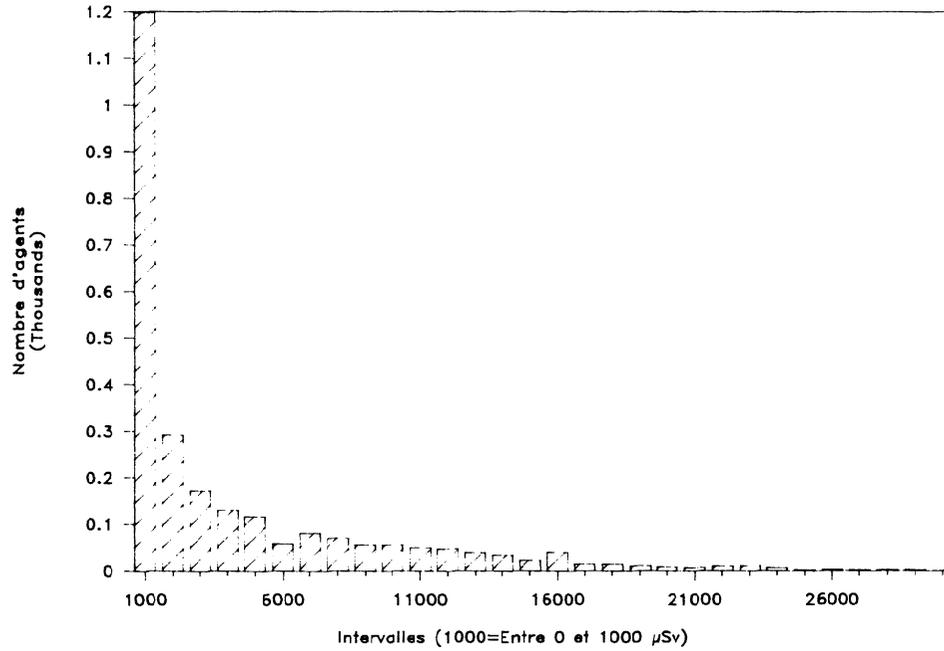


Fig. 2

## Samenvatting

### DE DOSIMETRIE VAN DE TIENJAARLIJKSE INSPEKTIE

In de uiteenzetting wordt vooreerst een opsomming gegeven van de belangrijkste werken, die een beduidende invloed hebben gehad op de dosimétrie, gedurende dit bijzonder nazicht van de eenheid 1.

De middelen welke door de dienst veiligheid-stralingsbescherming werden aangewend om het hoofd te bieden aan de moeilijkheden, welke eigen zijn aan deze tussenkomsten, worden beschreven voor het konkrete geval van de volledige vervanging van een koelkringloop van de reactor bij stilstand (R.R.A.). De draagwijdte van sommige van deze werken, de duur van de stilstand en het groot aantal personen, welke dagelijks de gecontroleerde zone betraden, blijken de belangrijkste factoren te zijn, die de prijs van de dosimetrie van deze stop bepalen.

De behaalde resultaten, de voornaamste raadgevingen evenals de belangrijkste statistieken besluiten de uiteenzetting.

LES SOUS-PRODUITS DES INTERVENTIONS SUR SITE -  
DECONTAMINATION ET RECYCLAGE

P. Hébrant, G. De Saedeleer  
Westinghouse Energy Systems International

Résumé

La prise de conscience des coûts associés au stockage à long terme des déchets nucléaires, entraîne un intérêt croissant pour les techniques de traitement des déchets, en particulier la décontamination et le recyclage d'équipements et de tuyauteries en acier. Cette communication décrit les opérations de décontamination et de contrôle, et la fonte d'une dizaine de tonnes d'acier provenant de la modification d'un circuit nucléaire de la centrale de Tihange 1. Les conclusions de ces opérations sont qu'il est possible de décontaminer l'acier, en employant des méthodes peu coûteuses, jusqu'à des niveaux de contamination résiduelle inférieurs au Becquerel par gramme, et que des techniques de mesure fiables et précises permettent de mesurer ces niveaux. Enfin, la fonte permet diverses possibilités, dont le recyclage de matériaux sous forme de blindage ou de conteneur de transport pour réutilisation dans le nucléaire, mais aussi la réduction de volume pour le stockage à long terme ou la libération pour usage non contrôlé, là où les normes en vigueur le permettent. Ce genre d'opération prend tout son intérêt dans la perspective des opérations de démantèlement prévues pour les prochaines années.

1. INTRODUCTION

Cette présentation porte sur un aspect secondaire des interventions de maintenance en centrale, mais qui peut affecter sensiblement les coûts et la logistique de ces interventions, je veux parler des déchets engendrés sous forme de matériel remplacé : tuyauteries, moteurs, vannes, pompes, supportage,...

Dans le cas de modifications importantes apportées aux systèmes des unités opérationnelles, ces déchets peuvent représenter des quantités non négligeables, en tonnage et volume. Si l'on se limite à considérer ce matériel comme déchet, on est amené à le conditionner, ce qui coûte cher, et à le faire enlever pour stockage définitif, ce qui coûte encore plus cher. Par ailleurs, le stockage sur site n'est pas possible, dans la plupart des cas, sous peine d'encombrement des zones prévues à cet effet. Il n'est donc pas étonnant que des solutions différentes soient étudiées. Parmi celles-ci le recyclage du matériel.

## 2. QU'EST CE QUE LE RECYCLAGE ?

Le recyclage est le conditionnement d'un matériel pour sa réutilisation dans une application différente de celle pour laquelle il a été conçu. Quand on parle de matériel nucléaire, le recyclage peut vouloir dire bien des choses.

En fait, on peut imaginer la réutilisation des pompes, vannes, tuyauteries, supports, ... tels quels dans d'autres activités, nucléaires ou non nucléaires. En pratique cette possibilité existe rarement, car il s'agit pratiquement toujours de matériel spécifique, et une vanne en acier inoxydable d'un circuit auxiliaire nucléaire ne trouvera pas facilement d'application ailleurs, même après décontamination.

On peut également envisager de transformer le matériel pour l'utiliser sous une autre forme, et bien entendu la vente sous forme de mitraille vient immédiatement à l'esprit.

Quelles exigences doit-on rencontrer si l'on veut pouvoir revendre des équipements nucléaires décontaminés à des aciéries non qualifiées ? Tout d'abord, il y a lieu d'obtenir un consensus de la communauté nucléaire et des autorités sur les critères à rencontrer et sur la méthode à suivre.

Un premier critère à discuter est le niveau de contamination résiduelle à atteindre pour autoriser une libération du matériel pour utilisation en dehors du nucléaire.

Différentes propositions existent, tournant autour de 0,1 Bq/g pour une libération inconditionnelle et de 1 Bq/g pour fonte dans des installations non qualifiées.

Un deuxième élément important dans ce processus, est d'établir des méthodes de mesure fiables pour vérifier ces niveaux de contamination résiduelle sur des parties métalliques complexes et souvent inaccessibles.

Enfin, il y a lieu d'établir d'éventuelles restrictions sur la fonte du matériel, et les méthodes de contrôle appropriées.

Si dans certains pays, il semble que les Autorités aient franchi le pas, ce n'est pas le cas partout, et d'autres modèles de recyclage doivent être considérés, en particulier le recyclage contrôlé.

### 3. RECYCLAGE CONTROLE

Pour échapper à l'absence de réglementation organisant la libération inconditionnelle de matériaux décontaminés, une manière élégante est de le recycler tout en ne le libérant pas, c'est-à-dire de le recycler pour une utilisation contrôlée dans des applications nucléaires, sous forme de blindages, conteneurs de transport, fûts métalliques, etc... Dans le cas de blindage, on peut même considérer un scénario où le blindage serait utilisé en centrale en attendant la possibilité de libération inconditionnelle. Un avantage du recyclage contrôlé est aussi que le matériel ne doit pas être décontaminé à des niveaux très bas, puisque il sera de toute façon réutilisé en zone contrôlée.

Ce préambule sur le recyclage peut vous être apparu trop long, je m'en excuse, mais il était nécessaire pour comprendre le schéma suivi pour le recyclage, des tuyauteries du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt retirées de la centrale de Tihange 1 en 1986.

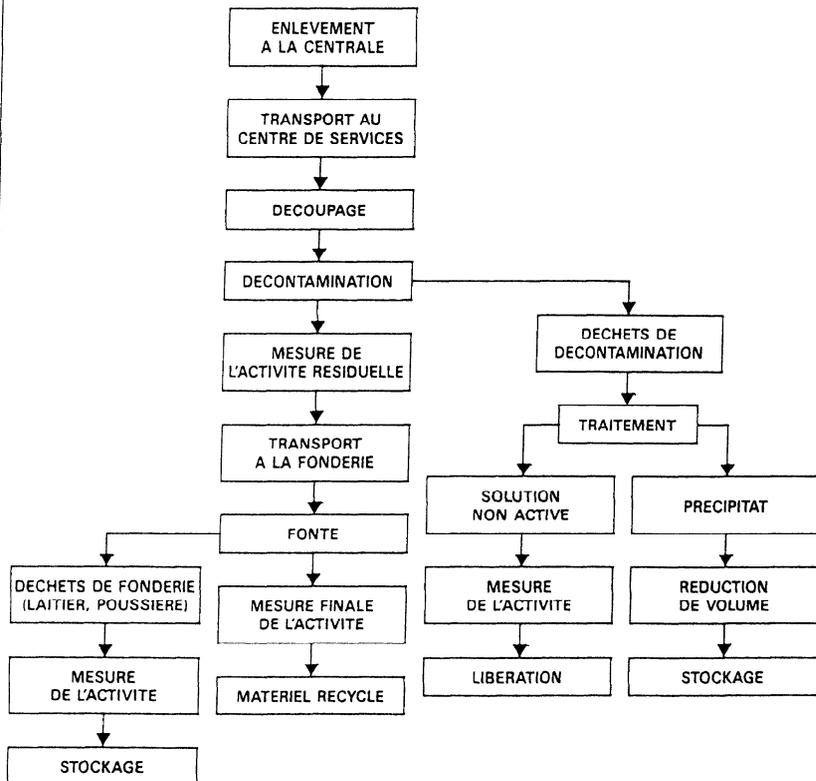
### 4. LE RECYCLAGE DU CIRCUIT RRA DE TIHANGE 1

Pour les raisons évoquées plus haut, c'est-à-dire, l'absence de réglementation et le coût très élevé du conditionnement et du stockage à long terme, le schéma choisi par l'exploitant a été le recyclage contrôlé sous forme de blocs de blindage d'environ 30 kg. L'ensemble des tuyauteries représentait environ 16 tonnes d'acier inoxydable et la moitié, soit 8 tonnes, ont fait l'objet d'un programme pilote mené par le Centre Européen de Services de Westinghouse, sous contrat de Semo exploitation.

Les différentes étapes du processus ont été les suivantes :

Tout d'abord, les tuyauteries ont été enlevées à la centrale et transportées au Centre de Services Westinghouse à Nivelles. Là, elles ont été coupées pour accommoder les dimensions de l'équipement de décontamination, c'est-à-dire 90 cm. Elles ont été triées en fonction de leur activité, puis soumises à la décontamination chimique.

## Le Recyclage des Tuyauteries du Circuit RRA de Tihange 1



## QUELQUES CHIFFRES DU RECYCLAGE DES TUYAUTERIES DU CIRCUIT RRA DE TIHANGE 1

- VOLUME INITIAL DU MATERIEL CONTAMINE: 40 M<sup>3</sup>
- POIDS TOTAL: 10 TONNES
- ACTIVITE SPECIFIQUE FINALE: 1,4 BQ/GR
- DECHETS SECONDAIRES: 163 KG DE DECHETS DE FONDERIE ET 145 L DE PRECIPITAT AVANT REDUCTION DE VOLUME

Le procédé utilisé est le procédé CONAP, développé par la société Nuclear Services. C'est un procédé particulièrement efficace et qui présente l'avantage de ne créer que de faibles volumes de déchets secondaires. Il s'agit d'un procédé basé sur l'oxydation par une solution de permanganate en milieu acide, suivi par une phase de dissolution des oxydes par l'acide oxalique.

L'équipement utilisé est un équipement modulaire, équipé de chaufferettes pour le contrôle de la température et de générateurs d'ultrasons. Des facteurs de décontamination très élevés, de l'ordre de 10.000 ont déjà été observés avec ce procédé.

Les progrès de la décontamination ont été évalués après chaque cycle par des mesures élémentaires prises avec des équipements portables.

Lorsque l'ensemble des tronçons a présenté des niveaux d'activité suffisamment bas, une évaluation plus précise de la contamination résiduelle a été effectuée par gamma-scanning c'est-à-dire par une méthode de mesure basée sur la prise de spectres gamma par des détecteurs au germanium couplés à un logiciel développé pour donner une évaluation de l'activité contenue dans des conteneurs fermés.

La prise de ces mesures avait deux objectifs : le premier était de s'assurer que le niveau de contamination résiduelle maximum admis par la fonderie n'était pas dépassé. Mais un second objectif était de qualifier la méthode de mesure en la comparant à celle utilisée par la fonderie avant la fonte et aux résultats obtenus sur le métal fondu.

Après ces mesures et l'acceptation du matériel par les agents de la fonderie, les tronçons de tuyauteries ont été expédiés en Allemagne, à Krefeld, à la firme Siempelkamp, où ils ont été fondus et réexpédiés en Belgique.

QUELS SONT LES ENSEIGNEMENTS QUE L'ON PEUT RETIRER DE CETTE EXPERIENCE ?

Tout d'abord, que le schéma est applicable, les autorisations peuvent être obtenues, les transports internationaux organisés et approuvés par les autorités compétentes.

Ensuite que l'on peut décontaminer de manière industrielle et économique des morceaux de circuits auxiliaires nucléaires jusqu'à des niveaux de contamination résiduelle de l'ordre du Bq/g. En fait, 90 % des morceaux ont été décontaminés à 0,8 Bq/g, alors que les 10 % restants, composés essentiellement de petites vannes, morceaux soudés, piquages d'instrumentation, etc... étaient décontaminés à 10 Bq/g.

Une troisième conclusion importante est qu'il existe des méthodes de mesure capables d'évaluer globalement ou à la pièce la contamination résiduelle avec une précision et une reproductivité suffisante.

Dans le cas des mesures prises sur les tuyauteries avant fonte, les résultats se situaient dans les 10 % des résultats trouvés à la fonte. Ces résultats sont exceptionnellement bons. Ils proviennent vraisemblablement de l'effet statistique produit par le grand nombre.

Il est néanmoins démontré que des méthodes telles que le gamma scanning utilisé au Centre de Service Westinghouse obtiennent les résultats avec la précision et la fiabilité requise.

Une quatrième conclusion porte sur les déchets secondaires. Ce n'est pas tout de se libérer de 40 mètres cubes de déchets, il faut encore que le bilan global soit positif. De ce point de vue, il faut considérer deux types de déchets : ceux qui sont collectés à la fonderie et ceux qui proviennent de la décontamination. Les déchets provenant de la fonte sont le laitier, qui capte sélectivement le césium, et les poussières captées sur les cyclones de dépoussiérage.

Pour 8 tonnes d'acier, nous avons compté 163 kg de déchets à la fonte, soit 2 %.

En ce qui concerne la décontamination, les déchets engendrés dépendent essentiellement du procédé. Dans le cas du procédé CONAP, le Centre Westinghouse à Nivelles a mis au point un procédé de traitement des solutions par co-précipitation.

Lors de cette étape, l'activité des solutions précipite avec les oxydes de fer et de manganèse, permettant d'obtenir des facteurs de séparation de l'ordre de 1000 pour les isotopes les plus abondants (Cobalt, Fer, Manganèse, Chrome). Le précipitat représente un volume faible par rapport au volume de solutions chimiques employé : pour les 8 tonnes traitées, nous avons enregistré à peine 145 litres de précipitat. Ce précipitat étant composé essentiellement d'eau, il est encore possible de réduire davantage le volume par séchage.

Le bilan du point de vue des déchets est donc lui aussi entièrement positif.

Enfin, il n'est pas inutile de rappeler que 8 tonnes d'acier, représentant initialement 40 mètres cubes de déchets nous sont revenues sous forme de blocs de blindage, pour un volume total d'environ 1 mètre cube.

## 6. CONCLUSION

En conclusion, cette opération a démontré qu'il y a des schémas d'élimination de déchets autres que le stockage à long terme. Il est utile de les développer, dans la perspective des démantèlements d'installations nucléaires, où les quantités seront beaucoup plus importantes que quelques tonnes, mais également en tant que compléments aux activités de maintenance effectuées dans les unités opérationnelles.

D'autre part, en vue de l'horizon 1992, il y a lieu d'harmoniser les critères de libération de matériaux décontaminés, sous peine de rencontrer, dans certains pays, la situation absurde de ne pouvoir libérer du matériel décontaminé alors que dans ces mêmes pays circulerait librement du matériel décontaminé dans des pays voisins.

## Samenvatting

### DE BIJPRODUKTEN VAN DE TUSSENKOMSTEN TERPLAATSE-DECONTAMINATIE EN HERGEBRUIK

Omdat men bewust is van de hoge kosten, die gepaard gaan met het langdurig opbergen van kernafval, stijgt de interesse voor herbehandelingstechnieken van genoemd afval, in 't bijzonder de decontaminatie en het hergebruik van stalen leidingen en uitrustingsstukken. Deze mededeling beschrijft de decontaminatiebehandelingen, de controle en het smelten van een tiental ton staal, welke afkomstig waren van een gewijzigde nukleaire kringloop van de centrale Tihange I.

Men kan besluiten dat het mogelijk is staal tegen een lage kostprijs te decontamineren tot een niveau dat lager ligt dan 1 becquerel/gram, terwijl er tevens betrouwbare en juiste meettechnieken voor deze niveau's bestaan. Het smelten biedt verschillende uitwegen: het gebruik van dit materiaal onder de vorm van afscherming of als containermateriaal voor hergebruik in de kernindustrie, vergemakkelijken van een langdurige stockage door volumevermindering, of zelfs het vrijmaken voor niet-gecontroleerd gebruik waar de geldende normen dit toelaten.

Dit soort bewerking is vooral interessant in het vooruitzicht van de ontmantelingen welke in de toekomst voorzien zijn.

SESSION 2

DISCUSSION - BESPREKING

M. J. PRADEL - CEA-SFRP France

COMMENTAIRE sur la communication de M. HEBRANT :

Je souhaite revenir sur ce que vous appelez "libération" et que nous appelons plutôt "banalisation".

Il faut bien voir qu'il faut obligatoirement admettre que l'on ne peut pas se passer d'une limite de banalisation. Tous les matériaux étant naturellement ou artificiellement radioactifs (je rappelle que la croûte terrestre a une activité de l'ordre du Bq/g) on utilise consciemment ou inconsciemment une limite pour considérer qu'un matériau, métal ou béton, est ou n'est pas radioactif.

La nécessité d'une limite étant admise, il faut dans un deuxième stade la fixer. C'est ce que la CCE essaye de faire, ce n'est pas très facile et il est normal que l'on prenne le temps de la réflexion.

SESSION 3 : EVOLUTION DES TECHNIQUES D'INTERVENTION

SESSIE 3 : EVOLUTIE VAN INTERVENTIETECHNIKEN

LES PERSPECTIVES OFFERTES PAR LA ROBOTIQUE  
LE PROGRAMME ISIS

G. FERRIOLE et J. SEGUY - EDF/UTO Bât.450-93162 Noisy le Grand  
R. HILMOINE - EDF/CPN de Chinon-BP 80 - 37420 Avoine

Résumé

En 1980, EDF décidait de réparer les structures internes supérieures du réacteur graphite-gaz de Chinon A3, atteintes par la corrosion. La dosimétrie (environ 100 Rad/h) et la température (environ 100°C) régnant dans la zone à réparer, l'exiguïté des accès (puits de 220 mm de diamètre et de 7 m de profondeur), la complexité et la diversité des actions à mener rendaient obligatoire l'utilisation de moyens téléopérés performants.

Pour résoudre ce problème, EDF a développé, avec la société Hispano Suiza, un télémanipulateur, ISIS 1, permettant la mise en oeuvre de moyens télécommandés de maintenance (télémetrie, soudage, picotage, découpage). La capacité de ce télémanipulateur (environ 100 Kgs), sa répétitivité (environ 0,2 mm), sa grande fiabilité (37000 h. de fonctionnement cumulé sans défaillance grave) ont permis la réparation, entièrement à distance, de 22 assemblages mécano-soudés (ce qui correspond à environ 500 pièces de renfort soudées en mode téléopéré) autorisant ainsi le redémarrage du réacteur.

Les grandes capacités de téléopérations d'ISIS 1 démontrées lors de la réparation de Chinon A3 ont permis à EDF d'engager, en mai 1987, le développement d'une deuxième génération de robot ISIS, ISIS 2. Ce nouveau robot est un robot polyvalent de maintenance des boîtes à eau de générateurs de vapeur des centrales à eau pressurisée. Ces principaux avantages sont : sa capacité de charge (pouvant atteindre 100 Kgs), sa répétitivité (environ 0,1 mm), sa polyvalence (il dessert l'intégralité de la boîte à eau : la plaque tubulaire, le bol mais aussi l'intérieur de la tuyauterie primaire), sa mise en place automatique sur le GV et le chargement d'outils à l'extérieur du GV. Ces dernières caractéristiques en font un outil tout à fait intéressant du point de vue dosimétrique : les premières estimations permettent d'espérer un gain d'au-moins 50% sur le coût dosimétrique des chantiers actuels.

Les premières utilisations du robot ISIS 2 actuellement envisagées sont le manchonnage soudé des tubes de générateur de vapeur et l'adaptation des anneaux des tuyauteries primaires aux tapes d'obturation nouvelle génération, à partir de 1990.

## 1. L'OPERATION ISIS 1 : UN CHANTIER ROBOTISE DE REPARATION DU REACTEUR UNGG CHINON A3.

### 1.1. Le réacteur de CHINON A3

La tranche de CHINON A3 comporte un réacteur à uranium naturel, modéré au graphite et refroidi par du gaz carbonique ; elle a une puissance électrique de 370 MW. Elle a été couplée au réseau en 1966 et totalise actuellement 96 000 heures de fonctionnement.

La figure I montre le coeur du réacteur qui est constitué d'un cylindre de briques de graphite hexagonales ayant globalement 10 m de haut et 16 m de diamètre, percé de 3 200 canaux contenant 45 000 éléments combustible. Le coeur est entouré d'un caisson en béton précontraint de 5 à 7 m d'épaisseur. Le rechargement est effectué, réacteur en fonctionnement, à l'aide d'une machine spéciale, à travers 109 puits de 7 m de profondeur et seulement 247 mm de diamètre.

Les échangeurs de chaleur sont situés de part et d'autre du réacteur, dans les bâtiments séparés.

### 1.2. Les structures

En partie supérieure du réacteur se situe une zone de 15 m de diamètre et de 3 à 4 m de hauteur où le gaz carbonique chaud sort du coeur à une température moyenne de 370°C et une pression de 29 bar.

Dans cette zone, où se situe la réparation, nous trouvons 102 structures de supportage de thermocouples et de tubes de prélèvement de gaz pour analyse et localisation d'une éventuelle rupture de gaine. Ces structures, fixées sur les tubes-guides des barres de contrôle, sont réalisées en acier ordinaire soudé ou boulonné.

Localement, l'irradiation est d'environ 100 rad/h ce qui interdit toute intervention humaine.

### 1.3. La corrosion

Au cours du temps, ces structures ont été le siège d'une corrosion sous gaz carbonique.

Ce type de corrosion fut découvert à la fin des années 60 à Latina (Italie) et Bradwell (Grande-Bretagne). Il est apparu notamment aux interfaces des assemblages soudés ou boulonnés, créant une surépaisseur conduisant à la rupture des cordons de soudure et des boulons.

La figure 2 montre le processus de corrosion par le gaz carbonique.

Des études menées en Grande-Bretagne et en France ont montré que la vitesse de corrosion dépend:

- pour le CO : de la température (vitesse de corrosion double tous les 20°C autour de 400°C), de la pression et de l'hygrométrie.
- pour l'acier : de la teneur en silicium (au delà de 0,1 %, la vitesse de corrosion est sérieusement réduite).

A CHINON A3, les premiers effets de cette corrosion furent observés sur des photographies prises en partie supérieure du coeur en 1975. A ce moment, la température de sortie de gaz, du réacteur fut réduite de 25°C. Depuis 1981, tous les 4 mois, le réacteur a été arrêté pour prendre à chaque fois 4 000 clichés, dans les mêmes conditions, pour suivre les effets de la corrosion et une cellule d'étude fut créée pour définir et développer une méthode robotisée de réparation des structures corrodées.

La décision de réparer les structures supérieures du réacteur CHINON A3 fut prise en 1982 pour les raisons suivantes :

- économiques : le temps de retour était, à l'époque, de 2 ans.
- techniques : considérant la taille du programme nucléaire français, une telle expérience de chantier robotisé fut jugée utile pour l'avenir

- psychologiques : à cette époque, le programme des réacteurs à eau pressurisée était confronté à des problèmes d'équipement et EDF souhaitait démontrer que des réparations importantes de réacteur n'étaient pas impossibles.

Pour CHINON A3, les principales difficultés furent :

- l'environnement hostile,
- les difficultés d'accès,
- les nombreux obstacles dans la zone de réparation,
- l'incertitude de la position exacte des structures (la corrosion a permis des déplacements significatifs),
- le grand nombre et la variété des gestes élémentaires de réparation ; chaque structure est un cas unique, avec un environnement spécifique,
- enfin, en 1980, aucune solution d'un tel problème n'existait.

#### 1.4. La solution du problème

La figure 3 montre le résultat obtenu après réparation des structures. Le but est de souder, autour de ce qui existe, des pièces de réparation qui répondent aux exigences suivantes :

- confiner les structures existantes,
- assurer la fonction supportage pendant 50 000 h dans du CO à 400 °C (elles sont réalisées en un acier à 0,6 % de silicium),
- permettre le rechargement du réacteur,
- être assemblées par des goujons soudés.

A l'exception de 2 cas, chaque pièce de réparation est soudée sur une autre garantissant ainsi la non-corrosion du support. Pour les deux cas pré-cités, la soudure est réalisée sur la structure existante, corrodée. Avant cette opération, le métal de base est nettoyé avec un outil pneumatique muni d'aiguilles qui extirpent l'oxyde. Chaque pièce est munie de 2 goujons de 12 mm de diamètre, dont seulement un est requis pour le supportage. Le second goujon est prévu en cas d'échec de la soudure du premier. Dans tous les cas les 2 goujons sont soudés.

Le transport et la fixation de pièces nécessitent 2 robots, comme le montre l'enchaînement des opérations sur la figure 4.

Le 1er robot qui a auparavant saisi une tête de soudure, se verrouille automatiquement sur la pièce n° 2, introduite dans le réacteur par un porte-pièce au travers d'un puits de chargement. La tête de soudure avait été précédemment amenée au même endroit par un porte-tête se déplaçant dans un autre puits de chargement.

Le second robot se saisit de la même manière de la pièce n° 1. Les deux robots se déplacent vers la structure et la pièce n° 1 accoste la pièce n° 2 maintenue en place par le 1er robot pour éviter de solliciter la structure. Alors les soudures sont réalisées.

Le second robot supporte les 2 pièces pendant que le premier saisit la pièce n° 3, la faisant accoster et la soudant sur les 2 premières pièces.

Ensuite, les robots fonctionnent de la même manière pour mettre en place et souder les autres pièces de réparation.

Les trajectoires d'approche des pièces sont automatiques mais leur accostage final est réalisé semi-automatiquement par "assistance mutuelle" entre robots et opérateur. Ce dernier reçoit les informations suivantes :

- visuelles, par des caméras de surveillance,
- position relative à la structure, par des capteurs de proximités embarqués sur les pièces,
- efforts sur le robot exercés par les structures, par un capteur d'effort intégré à l'extrémité du robot.

La figure 5 montre l'organisation générale du chantier sur le réacteur.

Le contrôle de soudage est réalisé en enregistrant : intensité, tension et temps d'arcage, pendant le cycle de soudure. La pénétration du goujon dans le bain de fusion est aussi enregistrée. Des centaines d'essais préalables ont été réalisés pour optimiser ces paramètres de soudage.

Pour atteindre un tel résultat sur le réacteur, plusieurs phases sont nécessaires :

- télémétrie des structures à réparer et de leur environnement, à l'aide d'une tête de télémétrie,

- remise en conformité avec le réacteur d'une maquette, échelle 1, des structures (un bâtiment spécialisé a été construit au plus près du réacteur, il abrite la maquette, 3 robots, leurs porte-têtes et porte-pièces et tous les accessoires),
- apprentissage sur la maquette de toutes les phases d'apprentissage (à l'exception de la soudure) pour chaque structure avec les pièces réelles utilisées ultérieurement en réacteur,
- réparation elle-même, en réacteur.

Dans le réacteur sont nécessaires :

- 2 robots principaux (télémétrie et réparation),
- 2 porte-têtes outils (un par robot),
- 1 porte-pièces de réparation,
- 1 tête de télémétrie,
- 2 têtes de transport et soudage,
- 1 tête de décapage,
- 1 tête de vissage,
- 1 tête d'essai de traction (soudure de goujon réputée défectueuse),
- 2 robots de surveillance vidéo,
- le système de contrôle-commande informatisé.

Dans la maquette, sont nécessaires :

- 3 robots principaux (l'un exécute la mise en reconformité dans une moitié de la maquette, tandis que les 2 autres apprennent la réparation à l'autre moitié),
- 3 porte-têtes outils,
- 2 porte-pièces de réparation,
- 1 tête de recopie laser,
- 2 têtes de transport et soudage simplifiées,
- 2 robots de surveillance vidéo,
- le système de contrôle commande informatisé.

Ces deux chantiers sont mis en oeuvre simultanément par du personnel en horaire 3 x 8.



1.5.2. La tête de télémétrie (diamètre: 240 mm, longueur: 1 050 mm, poids : 70 daN)

Elle est utilisée pour déterminer la géométrie exacte de la zone de réparation par enregistrement des coordonnées de points spécifiques.

Elle possède deux systèmes optiques : l'un de longueur focale 16 mm, qui donne une vue générale de l'environnement ; l'autre, de longueur focale 100mm couplée à un télémètre à miroirs rotatifs permettant la coïncidence d'images.

La zone visible, sans changer l'encombrement extérieur, est constituée de la partie extérieure de 2 cônes co-axiaux avec le cylindre de la tête, d'angles au sommet + 30° et - 15° mesurés par rapport à 1 plan perpendiculaire à l'axe du cylindre principal.

1.5.3. La tête de recopie laser (mêmes dimensions et poids que la précédente)

Elle est mise en oeuvre dans la maquette pour matérialiser les points mesurés précédemment en réacteur et utilise une technique de convergence de faisceaux laser traversant le télémètre. La caméra longue focale de la tête de télémétrie est ici remplacée par un générateur de faisceau laser.

La précision de recopie globale du système est inférieure à 5 mm pour un point situé à 300 mm du centre optique.

1.5.4. La tête de décapage (diamètre: 210 mm, longueur: 300 mm, poids: 25daN)

Elle est utilisée pour nettoyer les parties corrodées des structures avant soudure. Douze aiguilles pneumatiques réalisées en un acier spécialement traité brisent les couches d'oxyde métallique.

1.5.5. La tête de transport et de soudure (diam.: 210 mm, long.250 mm,poids poids: 35 daN)

Elle verrouille et transporte les pièces de réparation et soude leurs goujons après un accostage correct dans la position requise.

Les pièces de réparation comportent deux cylindres appelés "canons" contenant des rondelles élastiques situées autour du goujon. Un dispositif spécial verrouille les canons et précontraint les rondelles élastiques, alors la pièce est prête à être transportée.

Après l'accostage correct, un moteur pas-à-pas fait entrer en contact la lèvre électrode avec le 1er goujon, lui-même poussé contre le support. Quant toutes les conditions préalables sont remplies, le cycle de soudage est lancé : préchauffage, arc, court-circuit et propulsion du goujon dans le bain de fusion. Ce cycle dure 1,05 sec.

1.5.6. La tête de vissage (diam.: 210 mm, long.: 40 mm, poids: 10 daN, couple de serrage : 3 à 7 m daN)

Elle est utile pour fixer les pièces de réparation quand on ne peut mettre en oeuvre la solution par goujons soudés.

1.5.7. La tête d'essai de traction (diam.: 210 mm, long.: 250 mm, poids: 35daN, effort de traction : jusqu'à 1500 daN)

Son utilisation est requise quand les deux soudures de goujon sont douteuses, selon les critères cités précédemment (intensité, temps d'arcage et pénétration).

La figure 7 montre la forme de ces différentes têtes-outils.

Les robots principaux travaillent en liaison avec les robots secondaires suivants :

- le robot porte-tête : c'est un outil simplifié comportant deux mouvements : élévation et rotation. Il introduit en partie haute du réacteur les têtes-outils nécessaires au travail du robot. La connexion robot-tête-outil a lieu dans le réacteur.
- le robot porte-pièce : il ressemble au porte-tête, mais descend dans le réacteur des différentes pièces de réparation. Le robot principal les verrouille automatiquement en réacteur grâce à la tête de soudure.
- les robots de surveillance vidéo : ils possèdent 6 degrés de liberté motorisés électriquement et ont été développés pour mouvoir des caméras de surveillance autour des structures pour surveiller le travail des robots principaux.

## 1.6. Le contrôle-commande des robots

L'informatique joue un rôle très important dans la conduite du procédé de réparation. La figure 8 montre l'architecture du contrôle-commande avec une unité centrale qui est une sorte de "Chef d'orchestre". Elle dialogue avec plusieurs unités locales pilotant les différents outils (robots principaux, têtes-outils, porte-têtes et porte-pièces, etc...). L'unité centrale calcule les déplacements du robot principal et synchronise les actions des différents outils. Chaque unité locale contrôle un outil spécifique (séquences, alarmes, messages à l'unité centrale).

Tout le contrôle commande est basé sur les modules 8086 et 8088 d'INTEL. La gestion des logiciels est assurée par un opérateur multitâches multiprogrammation en temps réel (RMX 86).

L'unité centrale est construite autour de micro-processeurs 16 bits, elle possède une mémoire vive de 640 ko, une mémoire morte de 64 ko et une mémoire de masse de 40 Mo.

On distingue 3 modes d'exploitation du robot principal :

- le mode manuel : mis en oeuvre depuis un écran-clavier, il permet la réalisation directe de mouvements élémentaires, articulation par articulation et de déplacements linéaires ou circulaires programmés.
- le mode automatique : le robot décrit tout trajectoire apprise préalablement sur une disquette.

Un tel mode est utilisé pour se faire relier entre elles plusieurs trajectoires déjà apprises, ou pour atteindre une trajectoire connue depuis un point pas trop éloigné de celle-ci, ou pour parcourir à l'envers une autre trajectoire.

Pour gagner du temps pendant la phase d'apprentissage, un système indépendant calcule et optimise les trajectoires des robots. Les six degrés de liberté du robot fonctionnent alors simultanément.

- le mode automatique séquentiel : les différentes phases d'accostage des pièces de réparation sur la structure ou sur la pièce précédemment posée sont contrôlées par des capteurs de proximité embarquées sur les pièces et par le capteur d'effort du robot.

Le déroulement des différentes phases est mis au point pendant l'apprentissage ; les petits déplacements alors utilisés peuvent être : linéaires, angulaires, atteindre un point, une droite ou un plan. Ils peuvent être aussi l'équilibrage d'un effort dû à la structure.

L'opérateur, renseigné par toutes les informations issues des capteurs peut aider, si nécessaire, le robot à mener à bien chaque phase d'accostage.

### 1.7. Données relatives à l'exploitation

La partie supérieure du réacteur de CHINON A3 est composée de 102 structures. Heureusement, seulement un tiers d'entre elles aura à être réparé.

De février 1986 à juillet 1987, 15 d'entre elles ont été traitées.

Le réacteur a été à nouveau arrêté en mai 1988, en octobre de la même année, 7 structures supplémentaires étaient réparées.

De 1989 à la fin de la vie du réacteur (1994), l'intention est de réparer en moyenne 3 structures par an.

En fin juillet 1987, environ 100 000 h, avaient été passées en études et 200 000 en construction et assemblage des matériels.

Aujourd'hui, environ 330 pièces ont été assemblées en réacteur sur 22 structures ; le temps cumulé de fonctionnement des deux robots qui y fonctionnent est de 37 000 h.

## II. LE ROBOT ISIS 2 : UN ROBOT POLYVALENT POUR LA MAINTENANCE DES GENERATEURS DE VAPEUR DES CENTRALES NUCLEAIRES A EAU PRESSURISEE

Au vu des grandes capacités de téléopération du robot ISIS I, EDF a décidé en 1987, de développer, avec HISPANO SUIZA, une deuxième génération, reposant sur le concept du robot développé pour CHINON A3, pour accomplir des opérations de maintenance dans les générateurs de vapeur (GV) des centrales à eau pressurisée.

L'objectif d'EDF est de disposer d'un robot polyvalent, de capacité de charge importante, pouvant être utilisé dans de nombreuses opérations de maintenance du générateur de vapeur (non nécessairement limitées au faisceau tubulaire).

Les principales évolutions du robot ont été :

- la suppression des lobes anticollision, plus nécessaires dans la boîte à eau GV où les obstacles sont inexistantes,
- le rajout d'une peau d'étanchéité tout autour du robot, permettant une décontamination aisée et la limitation des conséquences d'une fuite d'huile éventuelle en fonctionnement,
- la modification d'une flexion permettant d'augmenter de 30 kg les capacités du bras articulé pour atteindre, ainsi, 100 kg,
- l'intégration, dans le capteur d'effort, d'une électronique de traitement du signal, améliorant ainsi les performances.

#### 2.1. Les caractéristiques du robot ISIS 2

Le robot ISIS 2 (voir figures 11 et 12) consiste en un "compas" porteur équipé de deux degrés de liberté (une rotation de  $370^\circ$  et une flexion de  $180^\circ$ ) sur lequel est monté un bras articulé (2,5m de long, 250 kg) équipé de 6 degrés de liberté :

- . 2 rotations de  $370^\circ$
- . 1 rotation de  $120^\circ$
- . 2 flexions de  $120^\circ$
- . 1 flexion de  $180^\circ$

Les flexions sont motorisées par des vérins hydrauliques et les rotations par des moteurs hydrauliques, l'ensemble étant piloté par servovalves à une pression de 270 bars. Chaque degré de liberté est équipé de resolveurs donnant la position du robot au contrôle-commande. L'extrémité du robot est équipé d'un capteur d'effort mesurant l'effort et le couple exercé sur l'extrémité du robot qui est capable d'embarquer 100 kg dans sa position la plus défavorable. La précision de positionnement attendue du robot ISIS 2 est d'environ 0,2 mm en extrémité. L'extrémité du robot est équipé d'une tête de préhension universelle assurant la préhension des outils mis en oeuvre par le robot.

## 2.2. Contrôle-Commande et Mode de fonctionnement

L'architecture du contrôle commande du robot ISIS 2 est à base de multi-processeurs (cf figure 13).

Le calculateur principal (à base de 80386 de chez INTEL), assure l'asservissement en position du robot à partir des informations venant des résolveurs, en générant 8 sorties analogiques vers les servovalves. Ce calculateur principal gère également les alarmes provenant du robot. Il dialogue avec deux superviseurs :

- . un superviseur local, qui en fait l'interface opérateur/robot ISIS 2,
- . un superviseur d'intervention, d'un niveau de commande supérieur, assurant la coordination des actions entre outils et robots, lors d'une intervention de maintenance.

Afin d'automatiser le plus possible les interventions sur site, il a été pris l'option de précalculer, à l'aide d'un système CAO, l'ensemble des trajectoires que le robot ISIS est amené à faire dans une boîte à eau, pour une intervention donnée. Les trajectoires calculées sont sans collision. Ces trajectoires, théoriques, sont stockées sur le disque dur du calculateur principal. Au début de l'intervention, le robot ISIS 2, muni d'un outillage d'initialisation, mesure, pour certains points à atteindre dans le GV; les écarts entre la position théorique (CAO) et la position réelle atteinte. Ces écarts permettent de corriger l'ensemble des trajectoires calculées et ainsi de recaler le robot dans son environnement réel.

Pendant le déplacement du robot en boîte à eau, l'opérateur peut visualiser celui-ci, en CAO, sur l'écran du superviseur local.

## 2.3. Les avantages et les applications d'ISIS 2

Les principaux avantages du robot ISIS 2 sont :

- . son auto-montage sur le générateur de vapeur, évitant ainsi toute introduction d'opérateur à l'intérieur de la boîte à eau,
- . son accessibilité à l'ensemble de la boîte à eau du GV, permettant ainsi d'envisager la réalisation de nombreuses opérations de maintenance avec un seul et même porteur.

La figure 13 présente le principe de l'automontage du robot ISIS 2 : le robot monté sur un support, est amené au pied du générateur de vapeur. Puis, en prenant appui sur un point fixe, le compas et le bras articulé sont automatiquement déployés, permettant ainsi au compas de venir se positionner contre le trou d'homme. Une fois le compas fixé sur le trou d'homme à l'aide de 3 boulons, le bras est désolidarisé de son point fixe au sol, peut être équipé d'une tête outils et entrer automatiquement dans la boîte à eau du GV pour réaliser une opération de maintenance. Ce principe permet d'éviter l'introduction d'opérateurs en boîte à eau pour installer le robot ou pour changer d'outils, assurant ainsi des gains dosimétriques appréciables.

Des études CAO ont permis de vérifier que le robot ISIS 2, dans sa définition actuelle était capable de desservir l'intégralité de la boîte à eau :

- la plaque tubulaire,
- la plaque de partition,
- la surface du bol du GV,
- la tuyauterie primaire, au départ du GV, sur une longueur de 1,5 m environ.

L'importance de la zone desservie par le robot ISIS 2 ainsi que sa capacité de charge lui confère une grande polyvalence.

Ainsi, dès à présent, les opérations suivantes peuvent être réalisées par le robot ISIS 2 :

- . maintenance du faisceau tubulaire (ex: manchonnage soudé),
- . maintenance plaque tubulaire (après impactage corps migrant),
- . électro décontamination bol de GV,
- . contrôle non destructif de soudures (plaque de partition/bol),
- . mise en place d'obturateurs en tuyauterie primaire,
- . intervention en tuyauteries primaires (dans le cadre d'un remplacement de GV).

La figure 15 présente une estimation des gains dosimétriques escomptés, par l'utilisation d'ISIS 2 lors de certaines opérations de maintenance en générateur de vapeur. Le gain est dans la plupart des cas, important ce qui fait d'ISIS 2 un outil très intéressant.

Le robot ISIS 2 est actuellement en fin de développement. Les essais de qualification au centre du CETIC (Châlon Sur Saône) sont prévus pour la mi 89. Les premières utilisations industrielles du robot sont planifiées pour 90.

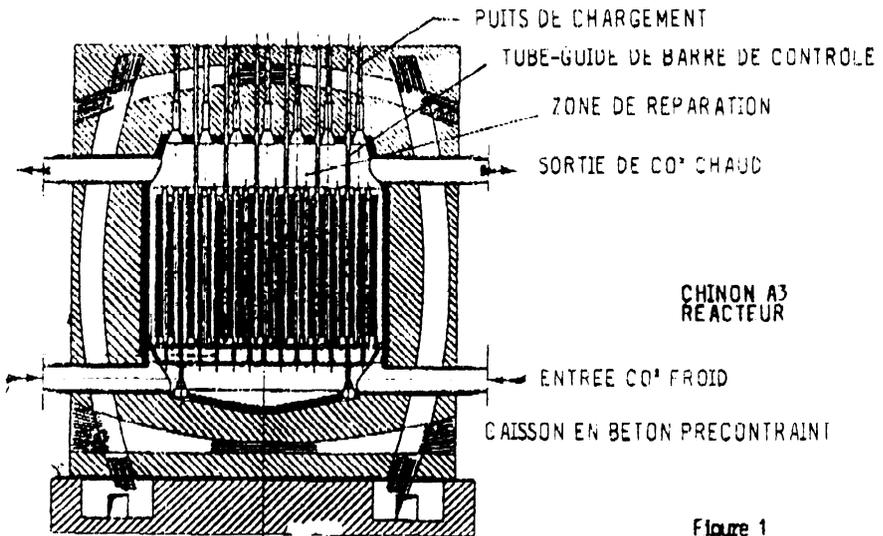
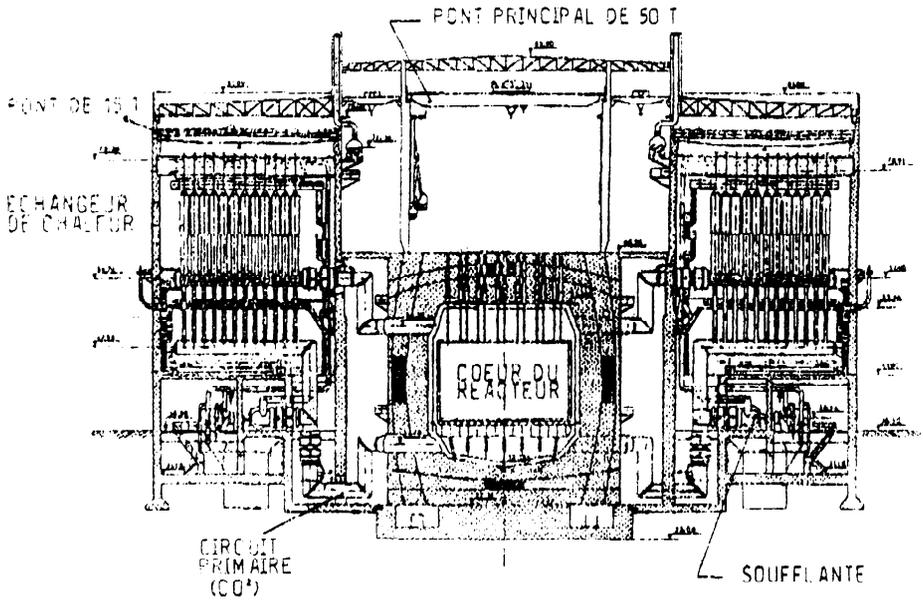
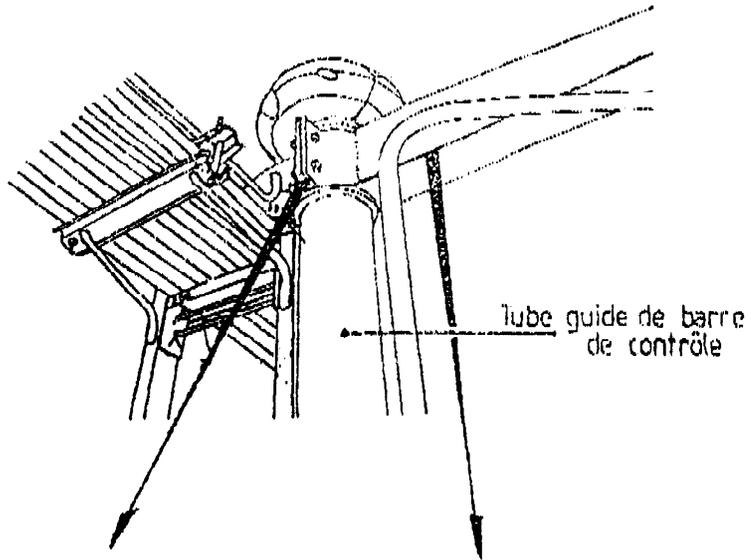
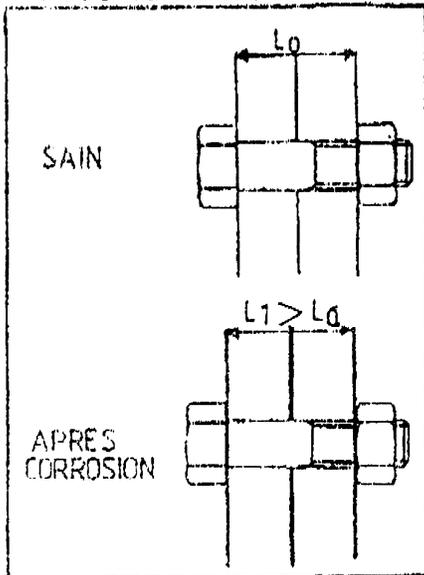


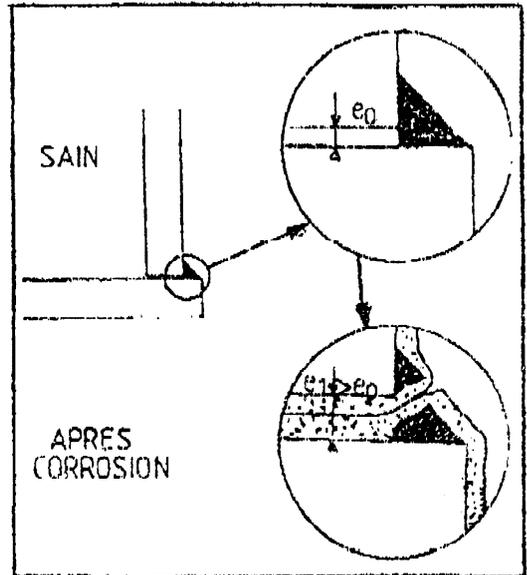
Figure 1



ASSEMBLAGE BOULONNE

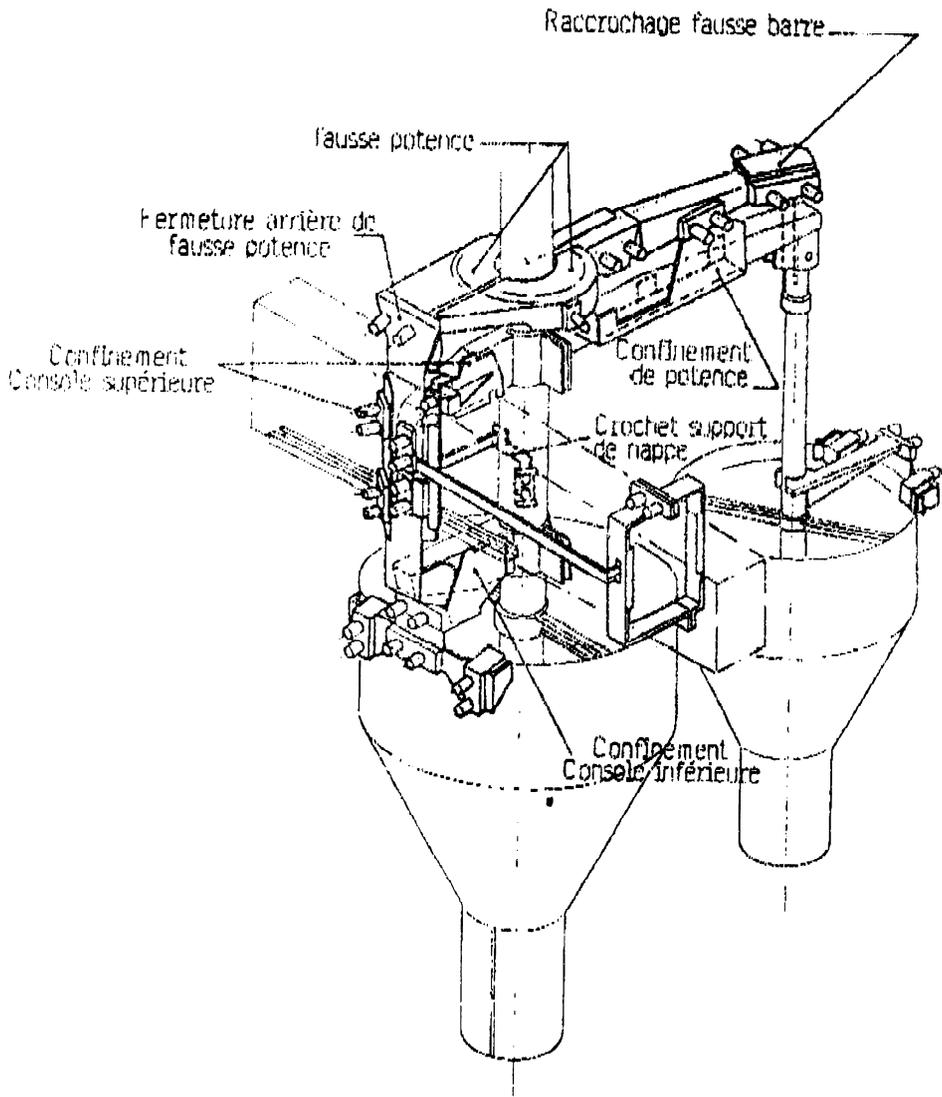


ASSEMBLAGE SOUDE



CHINON A 3  
Corrosion des aciers non calmés par le  $\text{CO}_2$

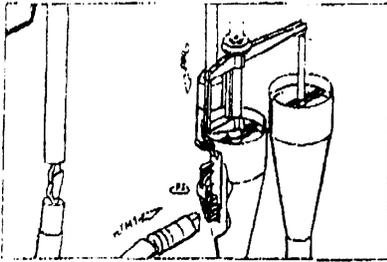
Figure 2



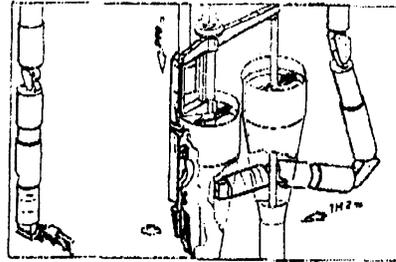
CHINON A3 - Opération ISIS

Pièces de réparation posées sur une structure centrale

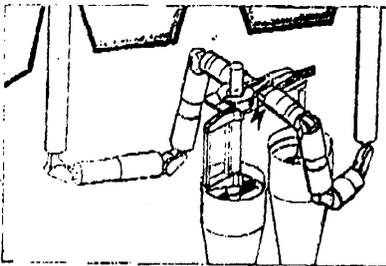
Figure 3



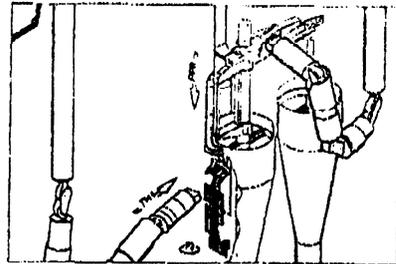
Pièce n° 2 descendue par PPR et prise par TM1



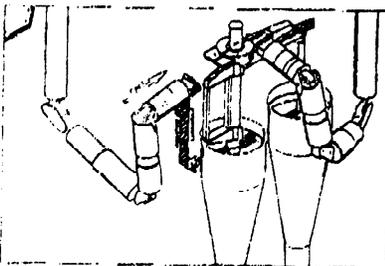
Pièce n° 1 descendue par PPR et prise par TM2



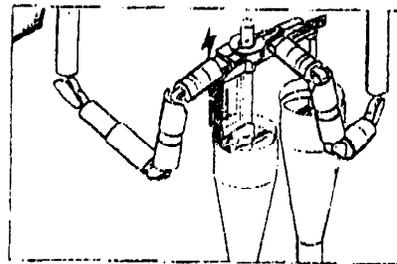
Soudage de pièce n° 1 sur n° 2 maintenue par TM1



Prise de pièce n° 3, ensemble maintenu par TM1



Approche pièce n° 3

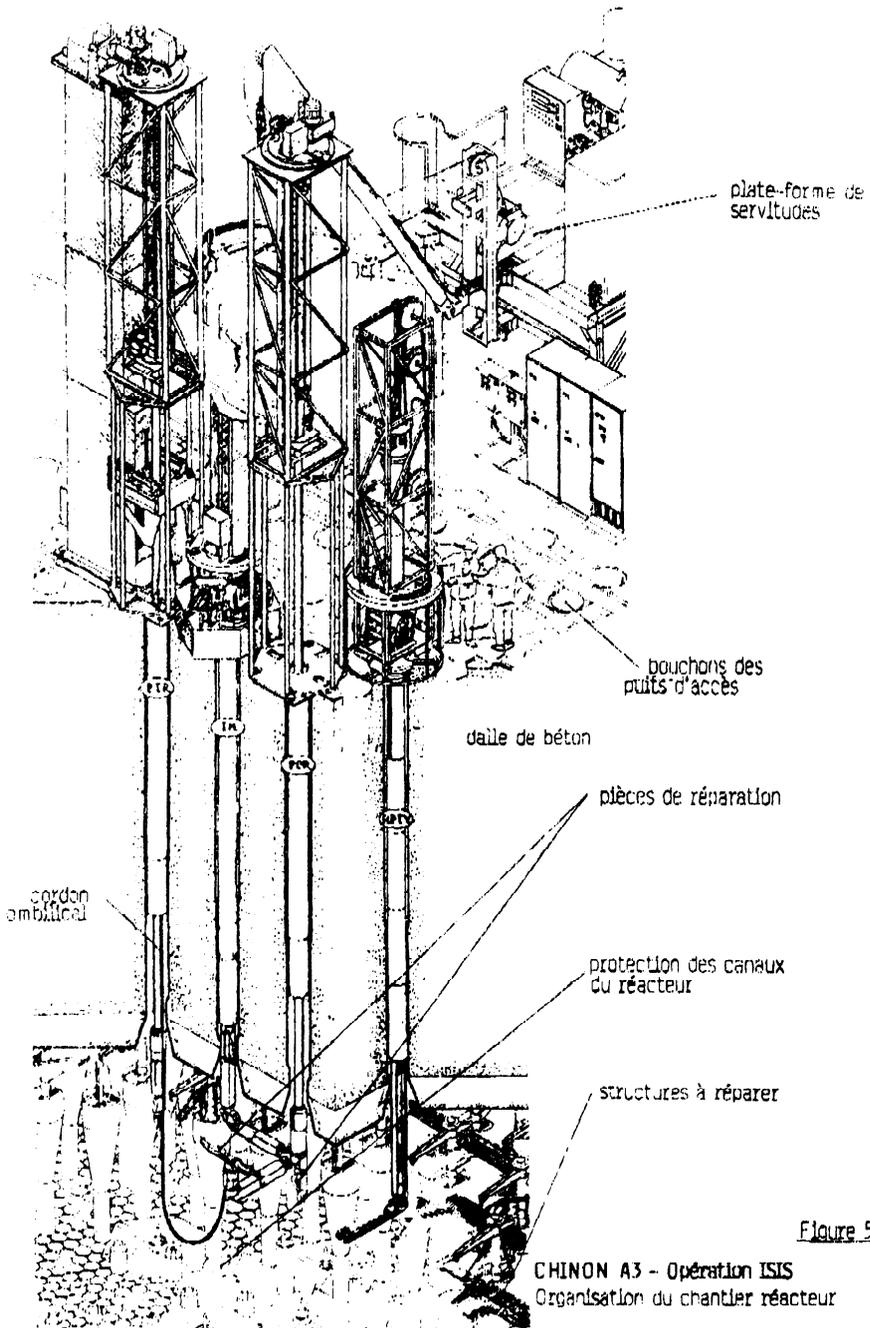


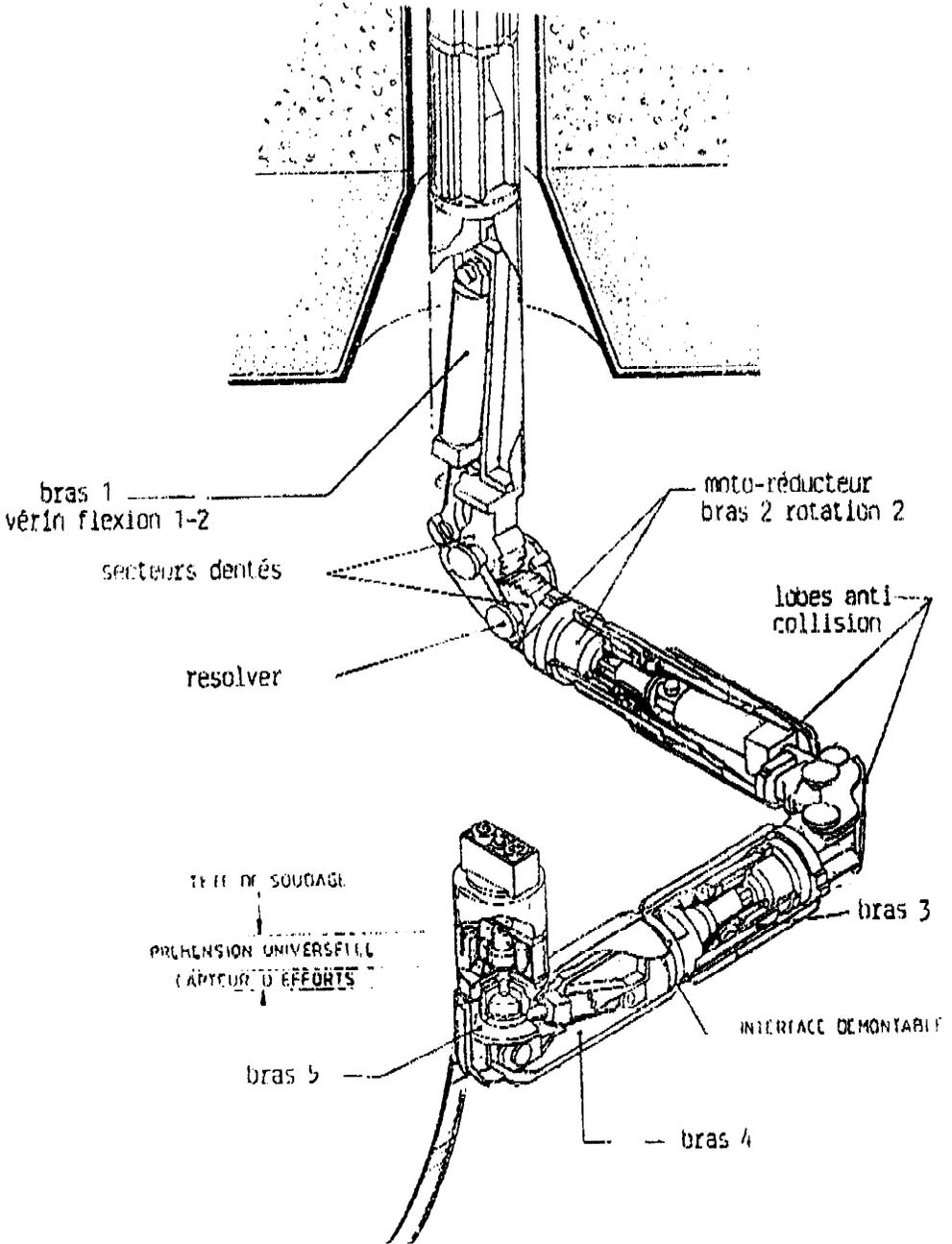
Soudage de pièce n° 3 sur n° 2 et 1 maintenues par TM1

CHINON A3 - Opération ISIS

Cinématique de montage des pièces de réparation

Figure 4





CHINON A3 - Opération ISIS  
Robot principal partie inférieure

Figure 6

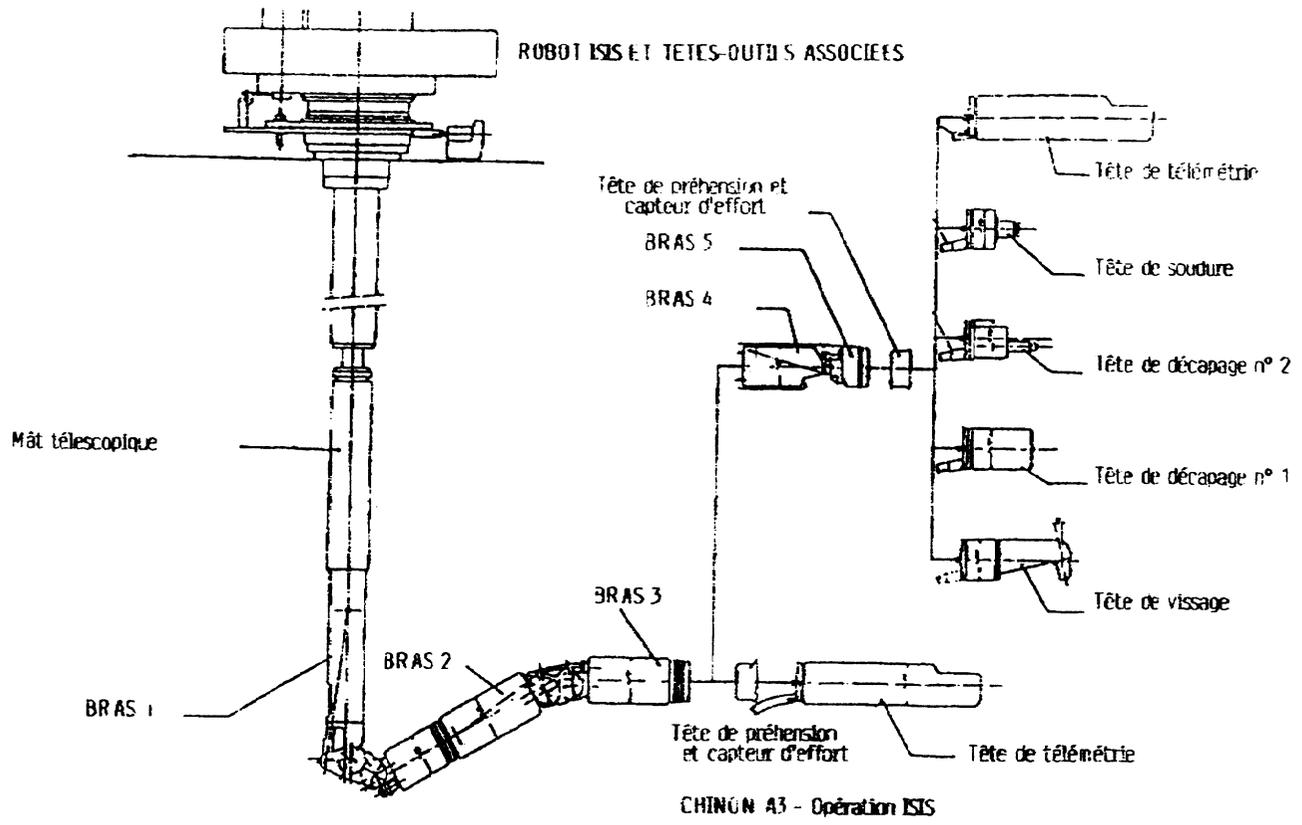
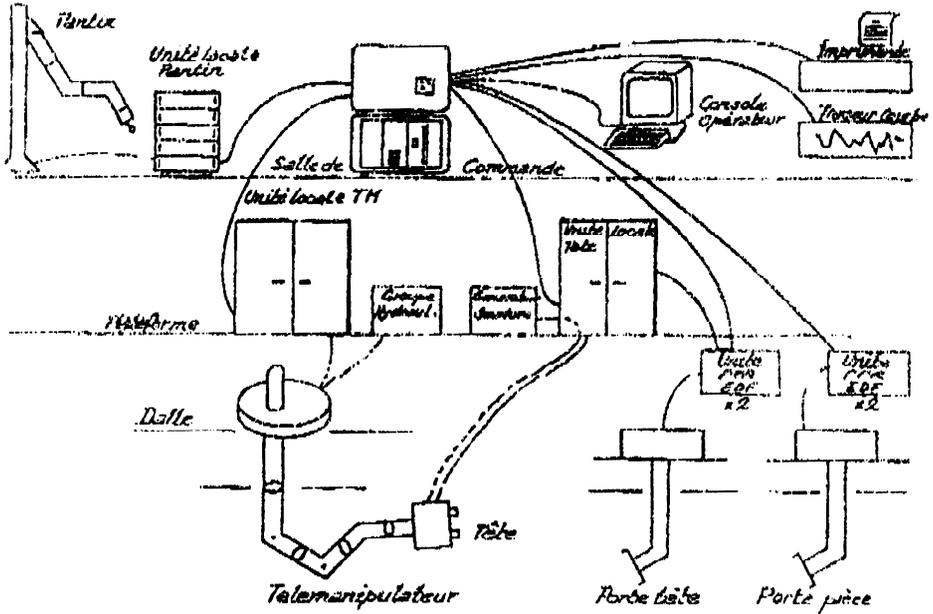


Figure 7



CHINON A3 - Opération ISIS

Architecture générale de contrôle-commande

Figure 8

FIGURE 11 : ROBOT ISIS 2

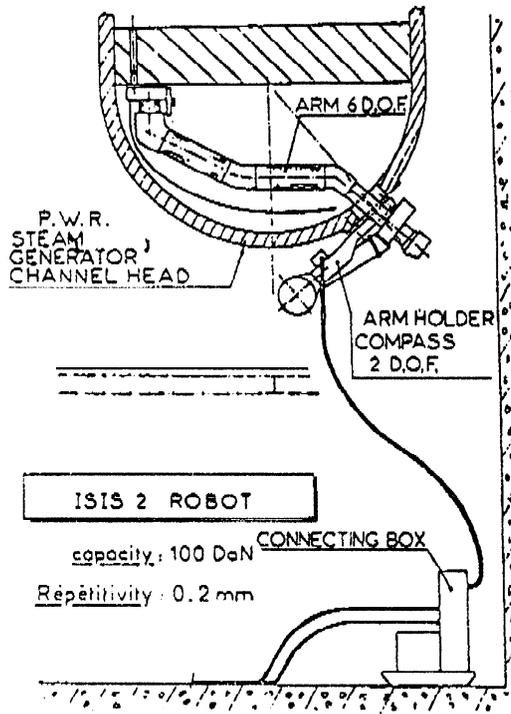


Figure 12

<b>LES CARACTERISTIQUES DU ROBOT ISIS 2</b>
-------------------------------------------------

**COMPAS PORTEUR :**

<b>FLEXION 0</b>	<b>:</b>	<b>320°</b>
<b>ROTATION 1</b>	<b>:</b>	<b>350°</b>

**BRAS ARTICULE :**

<b>FLEXION 1/2</b>	<b>:</b>	<b>180°</b>
<b>ROTATION 2</b>	<b>:</b>	<b>370°</b>
<b>FLEXION 2/3</b>	<b>:</b>	<b>170°</b>
<b>ROTATION 3</b>	<b>:</b>	<b>370°</b>
<b>FLEXION 4/5</b>	<b>:</b>	<b>120°</b>
<b>ROTATION 5</b>	<b>:</b>	<b>120°</b>
<b>POIDS</b>	<b>:</b>	<b>250 KG environ</b>
<b>LONGUEUR</b>	<b>:</b>	<b>2,5 m</b>
<b>DIAMETRE</b>	<b>:</b>	<b>0,22 m</b>
<b>PRECISION EN EXTREMITE</b>	<b>:</b>	<b>0,2 mm</b>
<b>RESOLUTION</b>	<b>:</b>	<b>0,1 mm</b>
<b>PRESSION DE SERVICE</b>	<b>:</b>	<b>270 bars</b>

Figure 13

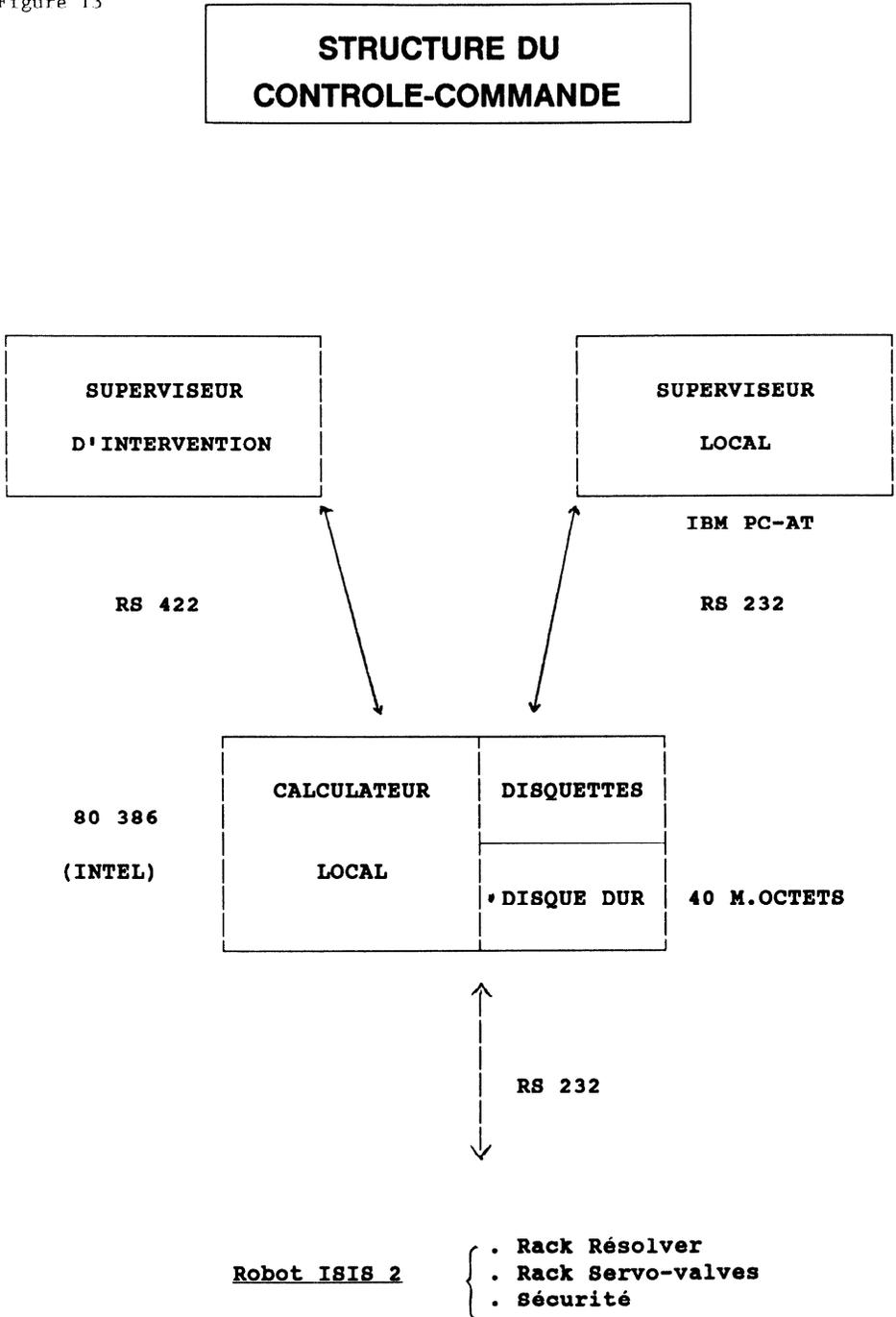
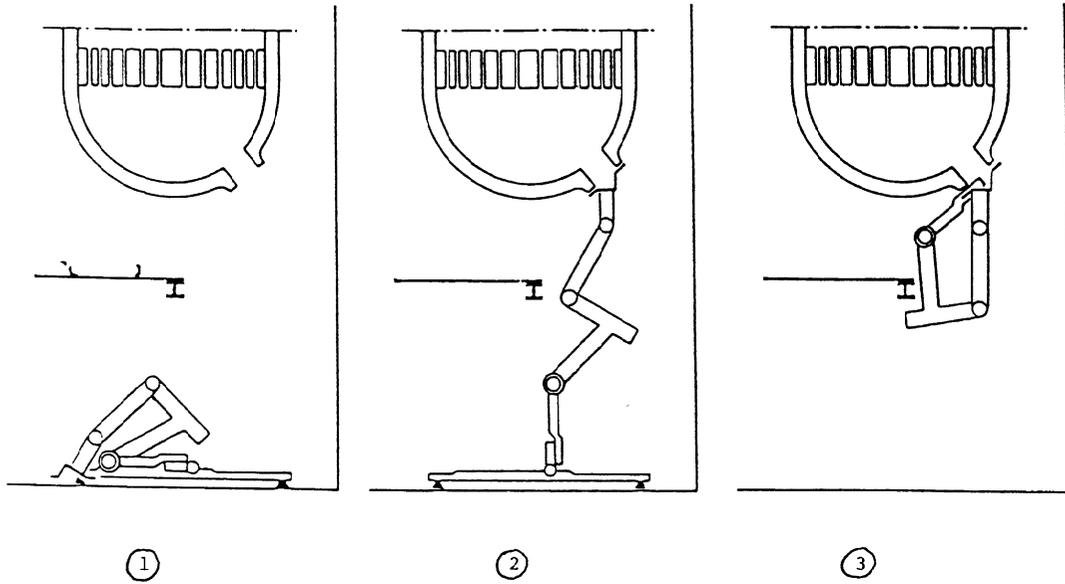


FIGURE 14 : AUTOMONTAGE DU ROBOT ISIS 2



<u>APPLICATIONS POSSIBLES</u>	<u>REDUCTION DE DOSE ESCOMPTEE</u>
<b>INSTALLATION ROBOT</b>	<b>80 %</b>
<b>MAINTENANCE PLAQUE TUBULAIRE</b>	<b>50 %</b>
<b>INTERVENTIONS AU NIVEAU TUYAUTERIE PRIMAIRE</b>	<b>80 %</b>
<b>MAINTENANCE BOITE-A-EAU (DECONTAMINATION, CONTROLE SOUDURES)</b>	<b>50 %</b>

FIGURE 15

### Samenvatting

In 1980 besloot EDF de belangrijkste elementen van de inwendige structuur van de grafiet-gasreactor van Chinon A3, die door corrosie aangetast waren, te herstellen. De hoge straling (ongeveer 100 Rad/h), samen met een temperatuur van ongeveer 100° C in de bewuste zone, met bovenop de moeilijke toegankelijkheid (7m diepe putten met een diameter van 220 mm), de complexe en gevarieerde handelingen die moesten uitgevoerd worden maakten het gebruik van telegeleide robots noodzakelijk.

Om dit probleem op te lossen heeft EDF, in samenwerking met Hispano Suiza, een robot, ISIS 1 genaamd, ontwikkeld. Deze robot is in staat telegeleide handelingen en onderhoudswerken uit te voeren zoals afstandsmeting, las- en snijwerk, bikwerk. De mogelijkheden van deze robot, met een gewicht van ongeveer 100 kg, zoals zijn nauwkeurigheid bij herhaalde bewerkingen (ongeveer 0,2 mm), de grote bedrijfszekerheid, (37 000 gecumuleerde werkuren zonder ernstige defecten), hebben geleid tot de reparatie - volledig afstandsbediend - van 22 lasverbindingen (wat ongeveer overeenkomt met 500 telegeleide gelaste versterkingen) en hebben toegelaten de reactor opnieuw in werking te stellen.

De grote mogelijkheden van de robot ISIS 1, ten volle tot uiting gekomen bij de reparatie van Chinon A3, hebben EDF toegelaten in mei 1987 te starten met de ontwikkeling van een tweede generatie robots ISIS, ISIS2. Deze nieuwe robot is een polyvalente robot bestemd om de waterkuipen van de stoomgeneratoren van waterdrukcentrales te onderhouden. Zijn belangrijkste voordelen zijn : zijn laadvermogen, (gaande tot 100 kg), zijn nauwkeurigheid bij herhaalde bewerkingen (0,1 mm), zijn veelzijdigheid (hij is geschikt voor de gehele waterkuip : zowel voor de buisvormige als voor de bolvormige wanden evenals voor het primaire circuit), automatische positionering op de stoomgenerator en het laden van werktuigen buiten de stoomgenerator. Deze laatste karakteristieken maken er, gezien vanuit het standpunt van de dosimetrie, een zeer interessant gebruiksvoorwerp van : de eerste schattingen laten een winst verwachten van minstens 50 % op de dosimetrise kost t.o.v. de huidige werven.

De robot ISIS 2 zal voor het eerst gebruikt worden vanaf 1990 voor het lassen van aangebrachte moffen op de toevoerleiding van een stoomgenerator en de aanpassing van de ringen van het primaire buizenstel aan de nieuw ontworpen afsluitstoppen.

## LA ROBOTIQUE APPLIQUEE AUX INTERVENTIONS SUR GENERATEUR DE VAPEUR

## APPLICATION: LE MANCHONNAGE PAR SOUDAGE LASER

L. VAN HULLE, J.L. GAUTHIER, J. ALAERTS  
WESTINGHOUSE ENERGY SYSTEMS INTERNATIONAL

Résumé

Pour des soucis évidents de radioprotection mais aussi de fiabilité, l'industrie nucléaire a depuis longtemps reconnu le besoin de suppléer l'intervention humaine en milieu ionisant par l'utilisation d'outillages commandés à distance portés par des robots multifonctions. Un taux élevé de radiation, le confinement géométrique, la nécessité d'une maintenance rapide, fréquente et répétitive sont autant de caractéristiques propres aux réparations sur générateurs de vapeur et imposant à présent presque systématiquement l'emploi de systèmes robotisés. Affectés par plusieurs phénomènes de corrosion, les tubes des générateurs de vapeur absorbent une portion significative des travaux d'inspection et de réparation sur GV en période d'arrêt.

L'inspection des tubes par courants de Foucault, avec son caractère répétitif et extensif, requit impérativement et dès le début, la création d'un bras robotisé à même de transporter l'outil d'inspection partout dans l'espace de travail. Parce qu'essentiellement conçu en vue de cette application, les tentatives d'adaptation de ce type de robot pour des opérations de réparation plus complexes et diversifiées se sont révélées décevantes. Les fournisseurs de services ont dès lors conçu des robots plus robustes et d'une versatilité accrue. Découplés de la fonction spécifique de l'outil qu'ils transportent et par conséquent confinés à leur unique rôle de bras porteur, ces robots ont progressivement gagné en degrés de liberté, en précision de positionnement, en capacité mécanique, en "intelligence". Ceci a permis de passer d'opérations simples telles que le bouchage, le microbillage, le traitement thermique des petits cintres, etc... à des opérations plus complexes telles que le manchonnage où plusieurs types d'outils sont portés successivement par le même robot.

Les progrès dans les technologies de contrôle et électromécaniques, dans les capacités sensorielles et du software de conception assistée par ordinateur ont rendu ces robots indispensables à la réalisation d'opérations aussi délicates que le manchonnage par soudage laser. Plusieurs techniques très sensibles telles que le laser de haute puissance, la transmission par fibre optique peuvent être utilisées en parallèle en toute confiance. Initialement conçus pour soustraire l'homme à l'environnement hostile, ces robots ont progressivement rendu possibles des applications incompatibles avec les limitations physiques de l'homme.

Le degré de maturité atteint dans le développement de ces robots est tel qu'à présent, les programmes de recherche trouvent une extension justifiée dans des applications extraterrestres et de décommissionnement des centrales nucléaires.

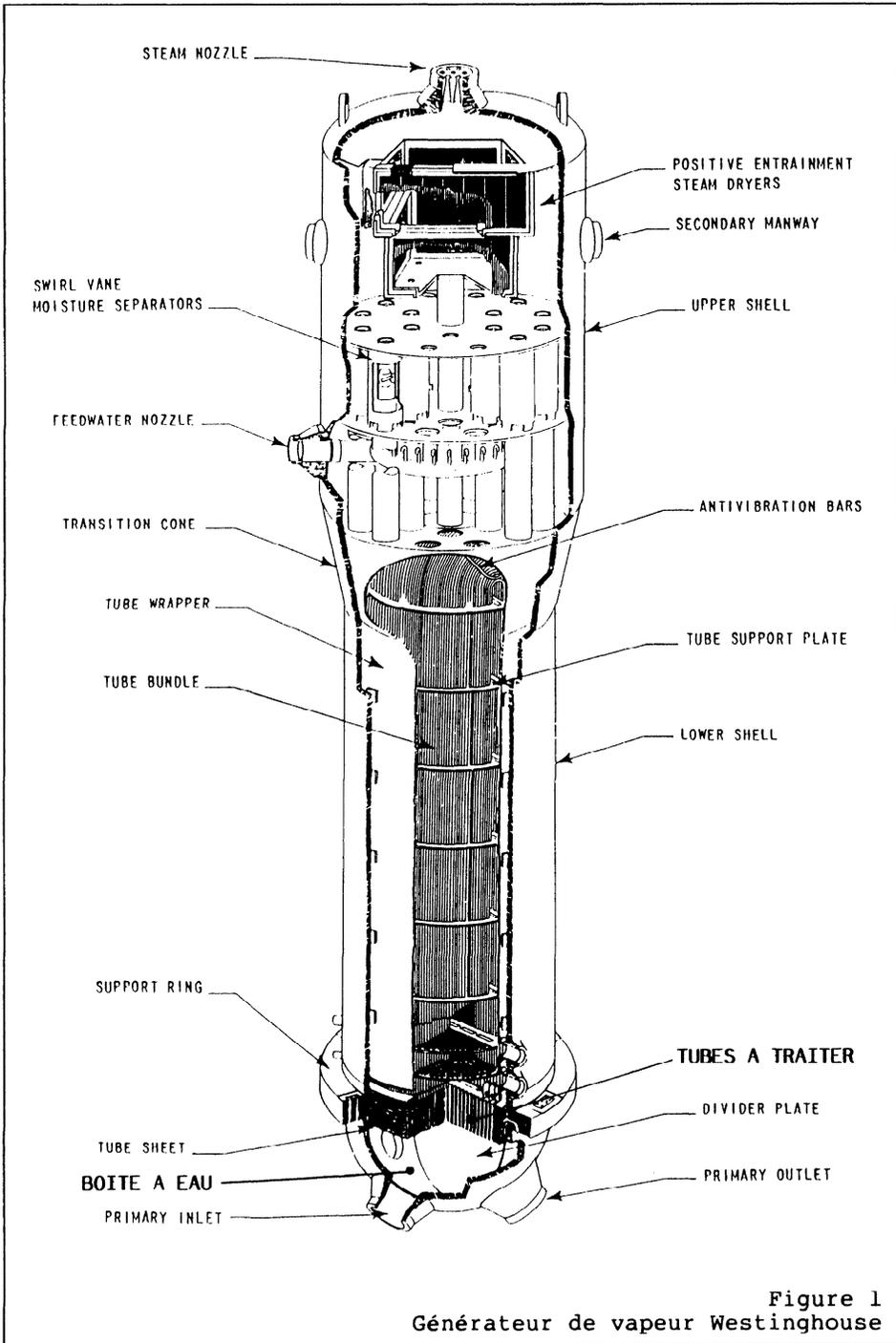
Le vieillissement des installations nucléaires, l'uniformisation des réglementations tendant à réduire sans cesse les doses admissibles, le maintien de périodes d'intervention courtes, des coûts à des niveaux raisonnables conduisent à envisager l'utilisation intensive de ces robots pour toute intervention dans les GV. Standardisation et miniaturisation constituent les étapes à venir pour l'utilisation de la robotique dans les générateurs de vapeur.

## 1. INTRODUCTION

Pour des raisons économiques, médicales et en raison d'une réglementation stricte, il s'est révélé nécessaire d'éviter l'exposition du personnel d'inspection et de maintenance aux risques du travail en environnement hostile. Dans l'industrie nucléaire, en particulier en période d'arrêt de tranche, les interventions doivent être réalisées avec un maximum d'efficacité, en un temps très court. Lorsque les tâches deviennent systématiques, répétitives, l'utilisation d'outillages automatisés se justifie. De plus, si le milieu dans lequel s'opèrent les travaux ne varie pas, il devient économiquement rentable de faire porter l'outil par des robots adaptés et dont la fonction consiste exclusivement à amener l'outil dans sa zone de travail.

Ainsi dans l'îlot nucléaire d'une centrale, plusieurs équipements correspondent à un tel schéma d'intervention. Parmi eux, les générateurs de vapeur (G.V.) (Figure 1) drainent une part importante des heures d'inspection et de maintenance. En particulier, certains types de tubes assurant l'échange de chaleur entre l'eau primaire et l'eau secondaire, se sont révélés susceptibles au phénomène de corrosion sous tension en eau pure, conduisant en phase finale à une fissuration de toute l'épaisseur du tube et partant à la rupture de l'intégrité du circuit primaire. Il va sans dire que l'industrie nucléaire a consacré d'importants efforts en vue de remédier au problème ou de réparer les tubes affectés. Les organismes de contrôle quant à eux se sont vus chargés de la détection des défauts, résultat d'une inspection systématique des tubes.

Dès lors, avec une moyenne de 3 à 4000 tubes par GV, des interventions s'effectuant souvent sur le chemin critique, le confinement spatial propre aux boîtes à eau des GV (donnant accès aux tubes à traiter) et les taux de radiation élevés variant de quelques REM à 70 REM suivant l'âge de la centrale, les GV sont un terrain idéal pour l'épanouissement des techniques de la robotique.



Cependant, bien qu'elles semblent évidentes, il ne faut pas que ces raisons occultent les objectifs principaux poursuivis par une industrie qui fait appel à la robotique, c-à-d.:

- o amélioration de la productivité,
- o qualité et fiabilité accrue,
- o rentabilité économique,

le travail en milieu hostile étant un incitant supplémentaire à ce choix technologique. De plus, l'industrie nucléaire est spécifique à l'égard de la réglementation du travail en milieu ionisant: avec des limites légales et justifiées de doses personnelles admissibles progressivement plus contraignantes (5 Rem/an actuellement), on comprend qu'un des soucis majeurs du fournisseur de services consiste à protéger au maximum ses techniciens spécialisés des rayonnements ionisants tout en limitant le plus possible l'exposition du personnel non spécialisé ("jumper").

Implicitement contenu dans la discussion qui précède, le travail en GV s'est rapidement orienté vers le projet suivant: dans le but d'éviter toute intervention humaine en boîte à eau, un opérateur expérimenté commande à distance, dans une zone protégée, un outil spécifique amené en position par un robot versatile faisant office de bras porteur. Les systèmes constitutifs d'un tel projet sont:

- o le système de contrôle
- o le robot délivrant l'outil en position
- o l'outil spécialisé
- o le système de perception

C'est en illustrant un tel schéma que nous décrirons dans la suite l'apport de la robotique à des applications en GV et plus particulièrement au manchonnage des tubes par soudage LASER.

## 2. HISTORIQUE

Le souci de fournisseurs de services tels que Westinghouse a été d'utiliser la robotique de manière progressive en décomposant l'effort de développement en 3 phases :

- o phase 1: soustraire l'homme à l'environnement hostile
- o phase 2: améliorer la flexibilité et la fiabilité des systèmes robotisés
- o phase 3: soustraire l'homme au circuit

La Figure 2 illustre le cheminement de Westinghouse en vue d'atteindre ces objectifs.

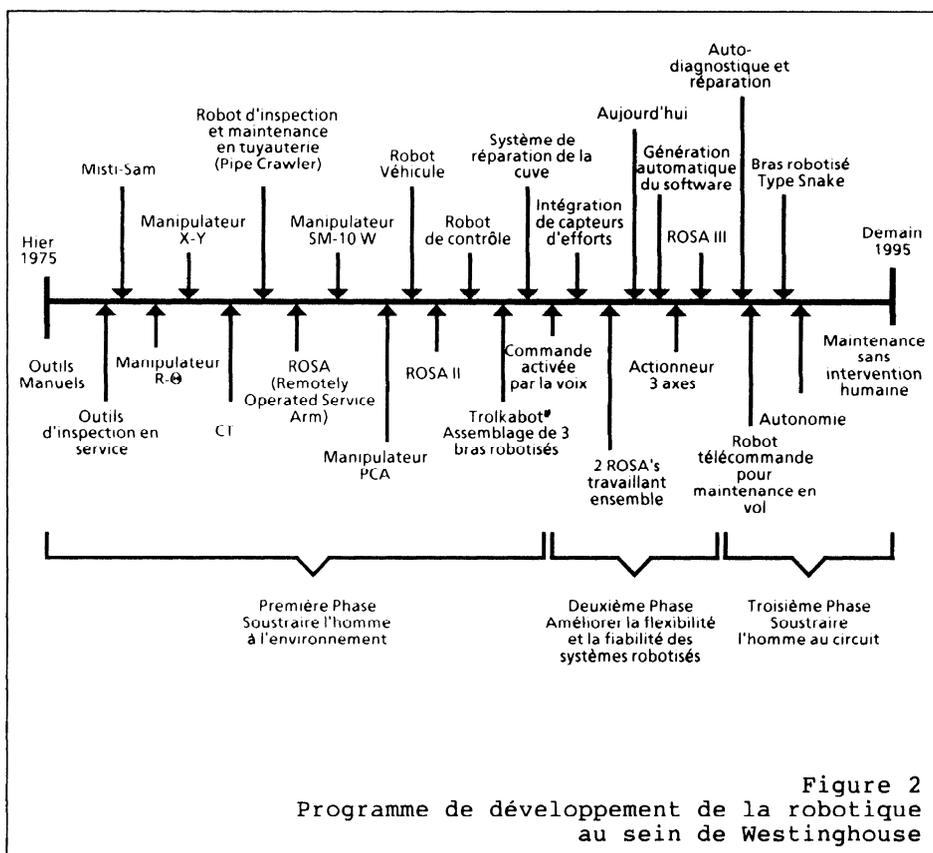
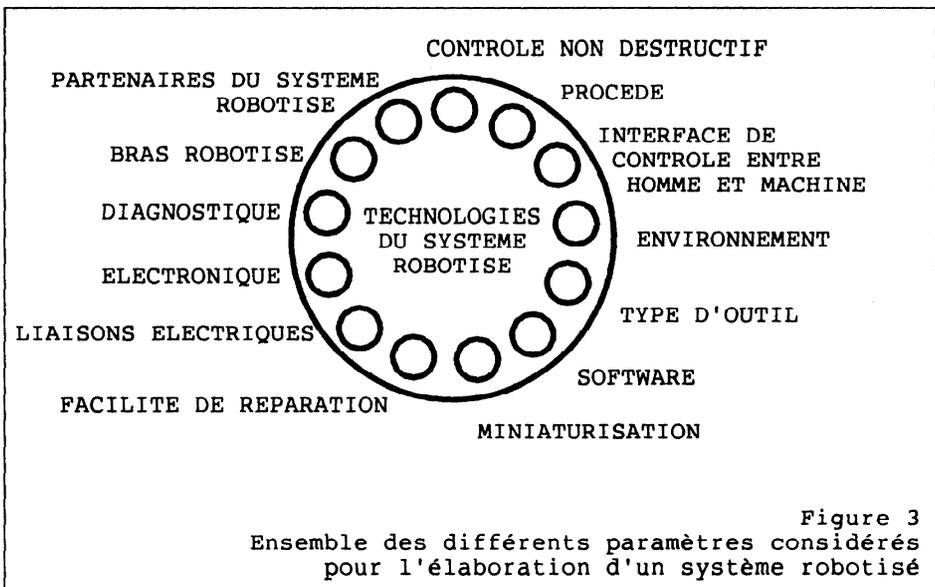


Figure 2  
Programme de développement de la robotique  
au sein de Westinghouse

Après avoir flirté avec l'hydraulique et la pneumatique, la génération actuelle de robots est le fruit de l'intégration de nombreux paramètres tels qu'illustrés par la Figure 3. Une grande majorité de ces robots se caractérisent par le fait qu'ils sont:

- o légers, compacts, modulaires, portables
- o mus électriquement
- o contrôlés par ordinateur
- o munis de capteurs dont le "feedback" est utilisé pour positionner, enregistrer et diagnostiquer.



Requise par les organismes de sûreté, l'inspection des tubes des GV fut initiatrice en matière de robotique. En effet, l'insertion séquentielle d'une même sonde dans un grand nombre de tubes nécessite l'utilisation d'un bras robotisé à même de transporter l'outil partout dans la boîte à eau du GV. Ce concept a donné naissance à différents types de robots dont nous parlerons plus loin. Les outils d'inspection étant petits et légers, les robots qui les transportent disposent de toutes les caractéristiques citées plus haut dont la principale est la légèreté. Bien que l'inspection des tubes ait fortement évolué, la taille des outils a peu varié de sorte

que les progrès intéressant la partie robotisée visèrent en priorité l'amélioration du software de commande. Ainsi, l'inspection des tubes par courants de Foucault se réalise actuellement quasi sans intervention humaine, le déplacement de tube à tube étant préprogrammé et automatique.

Cependant, le défaut une fois détecté, il convient de traiter le tube en conséquence. Pour ce faire, des outils spécialisés plus complexes, plus encombrants et plus lourds que les sondes d'inspection se sont révélés nécessaires. Le choix de confiner le robot porteur à cette seule fonction fut imposé dès que les réparations se firent plus massives, conservant à l'outil la spécificité de l'intervention et permettant ainsi au robot de jouir pleinement de l'essor impressionnant des techniques de la robotique.

Les tentatives visant à renforcer la structure des robots d'inspection connurent une issue plus ou moins fructueuse suivant le cas. En maintes occasions, le nombre limité des degrés de liberté (3 ou 4) et le faible rapport poids/charge maximum étaient incompatibles avec l'application envisagée. Les succès les plus durables furent le résultat d'une redéfinition des spécifications de design des robots en fonction du nouveau genre d'outils qu'ils devaient porter. Allant de paire avec la disponibilité sur le marché de servomoteurs plus puissants, de techniques de contrôle plus évoluées et bénéficiant du degré de développement du software de commande des robots d'inspection, une nouvelle génération de bras porteurs vit le jour et parmi ceux-ci, les robots les plus couramment utilisés actuellement.

### 3. DIFFERENTS TYPES DE ROBOTS INTERVENANT DANS LES BOITES A EAU DES G.V.

La configuration géométrique d'une boîte à eau (quart de sphère) devrait conditionner l'architecture des robots amenés à y travailler. Bien qu'il existe des similitudes entre les différents types existants, il est amusant de constater la diversification et la richesse des concepts. Il est néanmoins possible de regrouper les robots en quatre grandes familles. Avant de les aborder, mentionnons les similitudes principales:

- o En principe et c'est vrai pour la plupart, aucun "jump" en boîte à eau n'est requis pour leur installation.
- o La majorité est à même de prendre et de rapporter l'outil au trou d'homme.
- o La charge maximum en pleine extension, communément annoncée est de l'ordre de 25 kgs.

#### 3.1 Robots type Polaire (R-0)

Inspiré d'un concept utilisé en inspection, ces robots sont constitués d'un mât vertical dont le pied repose sur le fond de la boîte à eau et dont le sommet est maintenu dans la plaque tubulaire. En translation le long de ce mât, un bras articulé horizontal porte l'outil. Suivant le cas, sont reproduites les articulations de l'épaule, du coude (3 degrés de liberté) et du poignet (4 degrés de liberté).

Applications principales: voir Table 1.

#### 3.2. Robots type "Araignée"

Ces robots sont suspendus à la plaque tubulaire à la manière d'une chauve-souris et maintenus à l'aide de "camlocks" expansés dans les tubes. La rétraction des camlocks suivant une séquence appropriée permet le déplacement en "X" et en "Y" du robot. Ce principe ingénieux a l'avantage d'offrir un rapport poids/charge maximum élevé pour un encombrement minimum. La vitesse de déplacement est cependant limitée et les degrés de liberté dont il ne dispose pas doivent être repris par l'outil transporté.

Applications principales: voir Table 1.

	<u>Polaire</u>	<u>Araignée</u>	<u>SM 10</u>	<u>ROSA</u>
<b><u>CONTROLE NON DESTRUCTIF</u></b>				
Inspection par courants de Foucault	X		X	X
Inspection par ultrasons	X			X
Inspection visuelle	X		X	X
<b><u>TRAITEMENT EN DEAU INTERNE DES TUBES</u></b>				
Microbillage	X	X		X
Rotopeening		X		X
<b><u>TRAITEMENT THERMIQUE</u></b>				
Traitement thermique des petits cintres	X		X	
Traitement thermique au niveau des plaques intercallaires				X
<b><u>REPARATIONS</u></b>				
Manchonnage	X			X
Bouchage/forage	X		X	X
Extraction des tubes	X			X

Table 1  
Interventions en G.V.:  
Différents types de robots et leurs  
applications majeures

### 3.3. Robots type "SM-10"

La particularité de ces robots réside dans le fait que l'ensemble du bras robotisé est inséré replié, dans l'axe du trou d'homme et fixé à la bride de celui-ci. Une fois dans la boîte à eau une table pivote rendant la partie portante du bras, parallèle à la plaque tubulaire. Ce bras articulé similaire au type R-0 décrit plus haut peut alors se déplier et amener l'outil installé au trou d'homme partout sous la plaque tubulaire. Dérivé

des techniques d'inspection, le rapport poids/charge maximum est faible et le nombre de degrés de liberté limité à 2 ou 3 mais son installation est aisée.

Applications principales: voir Table 1.

#### 3.4. Robots type ROSA (Figure 4)

Applications principales: voir Table 1.

Ayant largement inspiré le design d'autres robots qui se sont néanmoins révélés moins versatiles, nous nous concentrerons sur le robot W "ROSA" (Remote Operated Service Arm) qui fut parmi les premiers à être conçu en vue d'applications très générales en milieu hostile. Son utilisation routinière en générateur de vapeur ne représente qu'une partie de ses possibilités.

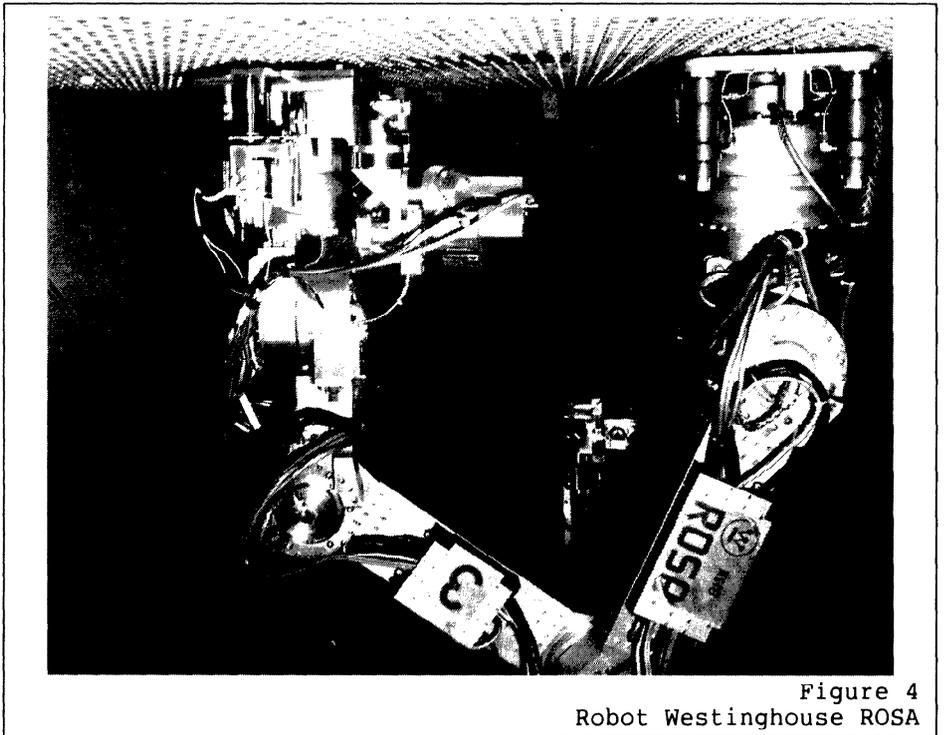


Figure 4  
Robot Westinghouse ROSA

Avec 6 degrés de liberté, ce robot dispose d'une architecture qui lui permet des déplacements quasi anthropomorphiques. Un peu à la manière d'un bras humain dont l'épaule serait cellée au niveau de la plaque tubulaire, ROSA peut imposer à l'outil n'importe quelle orientation requise pour l'insertion aisée de la tête de travail dans un tube. ROSA est conçu de façon modulaire disposant de bras adaptables à l'espace de travail qui joignent les servomoteurs, unités compactes contenant à la fois le moteur, les réducteurs, le frein autobloquant et les capteurs de position. D'une telle conception résultent des caractéristiques techniques telles que:

- o un poids de l'ordre de 50 kgs pour une portée de 1.5 m
- o une charge maximum de 25 kgs en pleine extension et nettement supérieure légèrement replié ce qui est la plupart du temps le cas vu sa capacité à se mouvoir seul le long de la plaque tubulaire. En effet, tel les doigts de la main venant s'agripper dans les tubes pendant que l'épaule s'en décroche et évolue vers une nouvelle localisation, ROSA peut de lui-même modifier la position de sa base de travail et ainsi, du fait de sa portée, couvrir l'ensemble de la plaque tubulaire.
- o une précision de positionnement de l'ordre de 0.1 mm
- o une maintenance aisée.

Depuis sa mise en service, ROSA a constamment évolué, intégrant les derniers progrès de diverses technologies. Parmi celles-ci, l'électromécanique mais surtout l'électronique de contrôle, l'informatique associée et la conception assistée par ordinateur ont apporté au robot un degré de maturité, une facilité d'utilisation dont peu peuvent se prévaloir.

Ainsi en maquette, l'opérateur confère au robot une certaine intelligence du milieu en lui "apprenant" la séquence des mouvements appropriée à une tâche donnée, aidé en cela par une série de systèmes de contrôle - encodeurs de position, mesures de couple aux servomoteurs, capteurs d'horizontalité, caméras, etc... - et par un système de commande très "user friendly" - joystick, menus de programmation, etc... .Ces mouvements sont mémorisés sous forme de fichiers informatiques dont l'ensemble constitue une bibliothèque propre à un type de travail dans un environnement donné. Sur site, il suffit alors d'activer le fichier adéquat pour par exemple, voir ROSA pénétrer de lui-même dans la boîte à eau en passant de la plate-forme à l'accrochage dans la plaque tubulaire sans nécessiter l'exposition du manipulateur de plate-forme au rayonnement du trou d'homme.

Pour certaines applications comme le manchonnage, le nombre d'opérations différentes et d'outils correspondants est tel que "l'écolage" du robot en maquette devient un processus long et coûteux. Dès lors, des softwares très évolués de conception assistée par ordinateur (CAO) permettent de simuler en temps réel sur écran, l'environnement et les mouvements du robot en 3 dimensions (Figure 5). Equipé d'un modèle de l'outil, les déplacements de ROSA sont étudiés en vue d'éviter les collisions avec les limites de l'espace disponible, de délimiter la zone de travail possible en fonction de la position de la base du robot sur la plaque tubulaire, de concevoir la cinématique (programmation des vitesses et accélérations) et la séquence des mouvements. Il va sans dire que le potentiel d'un tel outil est considérable. Son exploitation à présent systématique accroît sans cesse la richesse de ses fichiers par la modélisation d'autres robots, de multiples géométries de boîte à eau et d'outils. L'aide apportée au stade de "l'écolage" du robot mais aussi à celui de la conception est évidente. Les essais en maquette ne constituent plus qu'une vérification en réel des résultats de l'exercice précédent permettant ainsi un substantiel gain de temps.

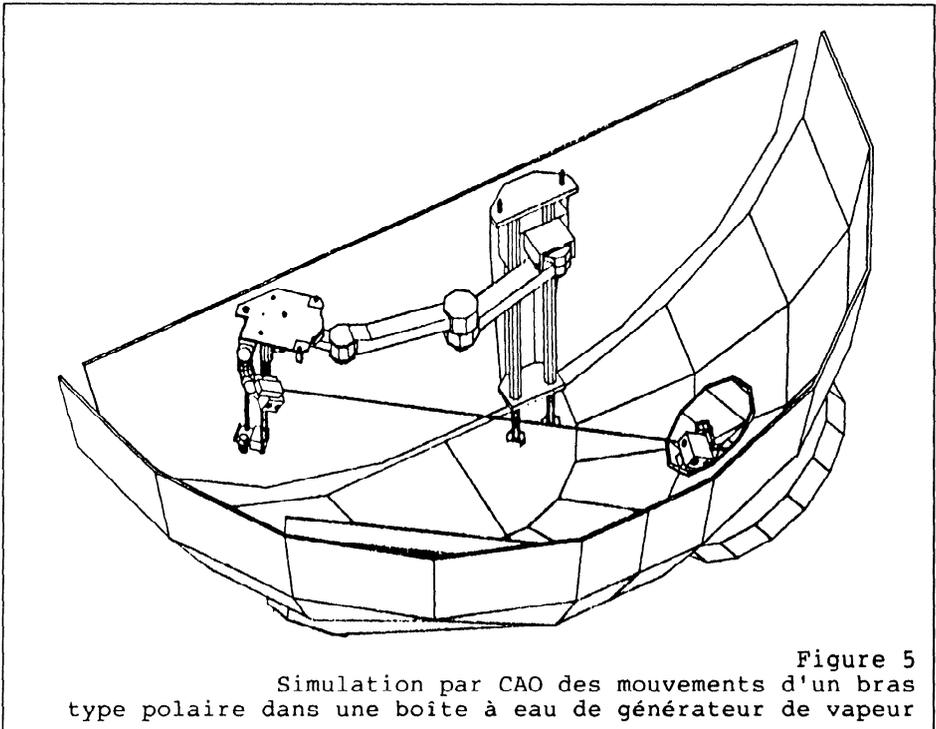


Figure 5  
Simulation par CAO des mouvements d'un bras  
type polaire dans une boîte à eau de générateur de vapeur

Les capacités d'un tel software conduisent à optimiser en mode interactif tous les aspects du système robotique, et en particulier la configuration du robot et de l'outillage transporté, la rationalisation des déplacements, leur dynamique et les limites associées.

Ainsi, en profitant des technologies les plus avancées, ROSA demeure un des robots les plus performants, particulièrement adapté à des campagnes de réparation massive en boîte à eau des GV. En 8 ans, le degré de disponibilité sur sites du robot a été de 90%. Ce résultat reflète entre autre l'originalité et la richesse du projet de base c-à-d., un système très versatile en constante évolution, à même de suivre et d'intégrer le progrès des techniques associées, remplaçant l'homme en milieu hostile là où ses limitations physiques et psychiques prohibent son intervention et pouvant être mobilisé rapidement pour des travaux d'urgence.

C'est en jouissant d'une telle maturité que ROSA contribue au succès d'opérations aussi complexes que le manchonnage par soudage Laser où le degré de sophistication des automates transportés - sans parler des techniques mise en oeuvre: Laser, optique,... - est tel qu'on peut dire qu'un robot en porte un autre.

#### 4. LE MANCHONNAGE PAR SOUDAGE LASER

L'opération de manchonnage, une pratique largement acceptée pour la réparation de tubes de générateur de vapeur, consiste en l'insertion d'un tube - le manchon - de diamètre légèrement inférieur dans le tube corrodé. Le manchon est conçu pour couvrir la zone dégradée du tube et les deux extrémités sont unies de manière permanente à ce dernier de façon à constituer une nouvelle barrière de pression. Cette méthode offre l'avantage de maintenir le tube en service plutôt que de l'isoler par bouchage.

Sur de multiples sites nucléaires opérationnels, Westinghouse et ses licenciés ont utilisé avec succès différentes techniques de manchonnage. Là où préalablement mandrinage et brasure étaient utilisés pour joindre le manchon au tube, Westinghouse a récemment développé et mis en oeuvre sur site la technologie du soudage par laser du manchon au tube.

Cette technologie permet de réaliser une soudure étanche, aux qualités constantes et répétitives sans sensibiliser davantage les tubes qui se sont révélés susceptibles à divers mécanismes de corrosion.

##### 4.1 Procédé

Le procédé de manchonnage se décompose en différentes étapes. La surface intérieure du tube est d'abord brossée et nettoyée à l'aide d'une solution acqueuse pour éliminer les particules libres susceptibles de compromettre l'action des opérations suivantes. Le manchon est alors inséré dans le tube et expansé hydrauliquement et simultanément à son pied et à son sommet pour l'amener en contact intime avec les parties non dégradées du tube. Une soudure au laser est réalisée dans les zones expansées de manière à restaurer l'intégrité structurelle de l'assemblage tube/plaque tubulaire et l'étanchéité entre primaire et secondaire en pontant les zones fissurées du tube.

Toutes ces opérations sont réalisées à l'aide de divers outils/automates spécifiques contrôlés à distance et transportés par ROSA. En conséquence, il s'avère inutile d'entrer dans la boîte à eau, sauf pour des interventions d'urgence sur les outils, limitant ainsi l'exposition du personnel au minimum. La Figure 6 montre ROSA dans une maquette de boîte à eau amenant l'outil de soudage en position.

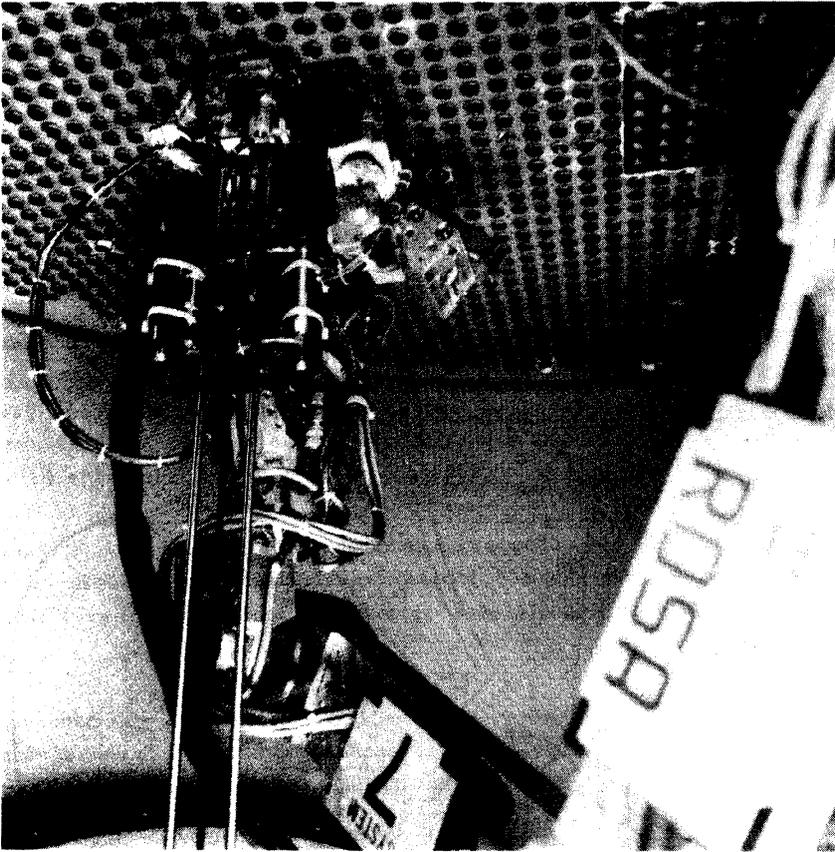


Figure 6  
ROSA portant l'outil de soudage laser dans la boîte à eau

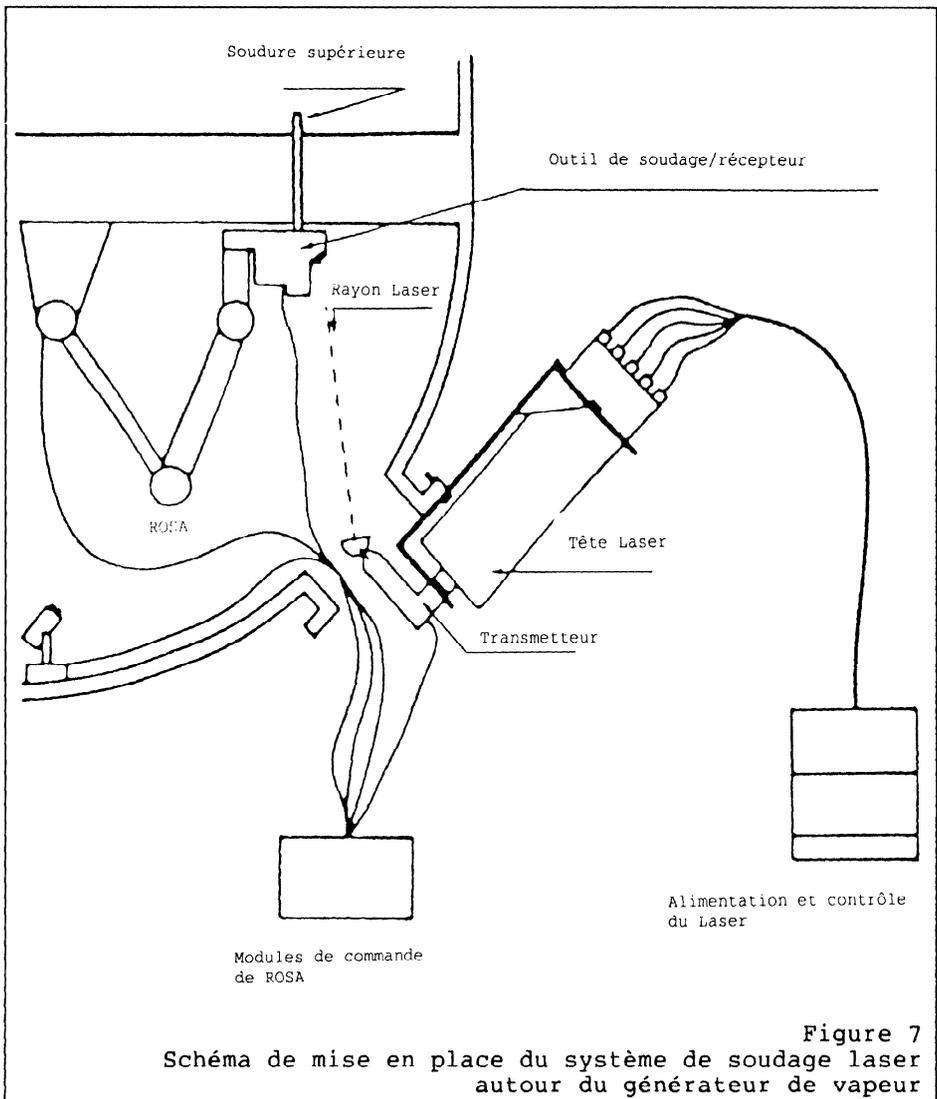
#### 4.2 Soudage laser spécifique à une application sur site en juin 88

Le système de soudage par laser comprend 3 équipements principaux:

1. le laser CO<sub>2</sub> de 1000 W,
2. le système délivrant et orientant le rayon laser (breveté W),
3. l'outil de soudage porté par ROSA, recevant le rayon et réalisant la soudure (breveté W).

Le laser CO<sub>2</sub> commercialement disponible, a été spécialement aménagé pour faciliter le transport et la manipulation à l'intérieur de l'enceinte de la centrale.

La tête laser est fixée au trou d'homme primaire tandis que les équipements périphériques - contrôle, refroidissement, alimentation - sont installés à distance pour ne pas gêner l'accès à la plateforme du GV. Un schéma de mise en place sur GV de l'ensemble de l'outillage est repris en Figure 7.



Le système délivrant le rayon laser est conçu de manière à transmettre la puissance laser du trou d'homme vers l'outil de soudage localisé sous le tube à traiter. L'émetteur au trou d'homme et le récepteur sur l'outil contiennent chacun une chaîne optique dont l'ajustement est contrôlé par ordinateur et permet de diriger le rayon vers la tête de soudage.

ROSA positionne automatiquement l'outil (tête de soudage + récepteur laser) sous le tube concerné, exécutant un mouvement programmé, résultat de la simulation CAD et de la vérification en maquette.

Une fois en place, l'émetteur et le récepteur du rayon laser de puissance (CO<sub>2</sub>) sont alignés en transmettant le rayon d'un laser He-Ne de plus faible puissance au-travers du chemin optique du système. Le feedback des cellules optiques sur l'émetteur et le récepteur alimente un microprocesseur qui réalise automatiquement, via des moteurs pas à pas, la colinéarité entre les rayons émis et renvoyés.

Avant soudage le rayon CO<sub>2</sub> est émis à basse puissance et la coaxialité avec le chemin optique préalablement établi est vérifiée et corrigée si nécessaire (via transmetteurs et miroirs spécialement conçus pour rayons CO<sub>2</sub>).

Les détecteurs CO<sub>2</sub> sont alors écartés et le rayon laser CO<sub>2</sub> de puissance est transmis vers l'outil de soudage. L'outil de soudage positionne la tête de soudage dans le tube à hauteur adéquate et génère la rotation de celle-ci pendant le soudage.

La soudure supérieure est réalisée en 3 passes (360° chacune) en spirale et la soudure inférieure en 1 passe (360°) à l'aide d'un outil plus court. Les soudures sont réalisées sans métal d'apport.

L'énergie du rayon laser est focalisée au niveau de l'interface manchon/tube, créant une soudure très étroite et pénétrante. Du fait de ce flux intense d'énergie, le système est insensible aux conditions thermiques environnantes et aux jeux entre tube et manchon (une distance constante est maintenue entre la tête de soudage et le manchon).

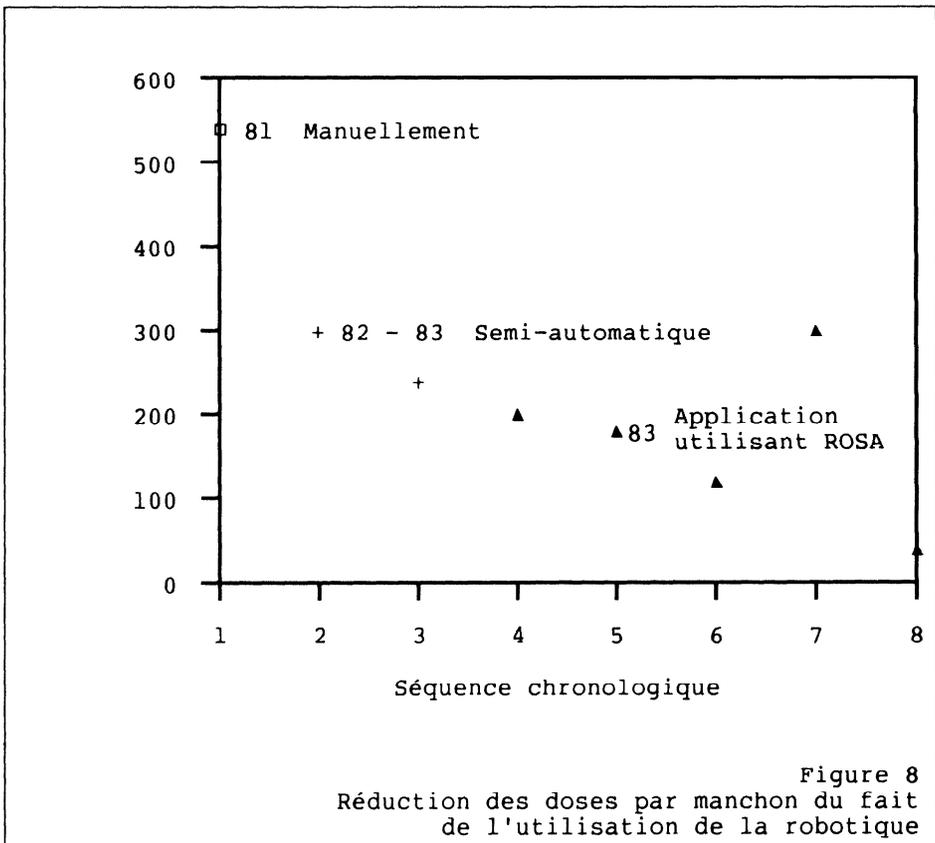
La grande densité de puissance et le contrôle de distance entre tête et zone de soudage conduisent à un flux de chaleur nettement moins important que par d'autres techniques traditionnelles de manchonnage. En conséquence, la zone affectée thermiquement est insignifiante, la distortion minimale et les contraintes résiduelles faibles.

## 5. RENTABILITE DE L'OPTION ROBOTIQUE

Il est difficile d'évaluer le coût et par ce biais, la rentabilité du développement et de l'utilisation d'un système robotisé.

Le bénéfice économique, le plus persuasif est sans nul doute la réduction du coût de la main d'oeuvre. Depuis 1961, quant fut utilisé le premier robot Westinghouse Unimation, le coût de la main d'oeuvre a augmenté de 250%. Quant à celui associé à l'emploi et à l'achat d'un robot sophistiqué, il n'a évolué que de 40%.

Mais certaines conséquences évidentes de l'orientation "robotique" confirment plus que tout la rentabilité de ce choix: une des plus parlantes est illustrée en Figure 8 et représente dans le cadre du manchonnage le gain en dose d'irradiation par manchon réalisé grâce à la robotique (concept ALARA).



D'autres facteurs quantifiables assurent un avenir florissant à la robotique dans l'industrie nucléaire:

- meilleure qualité des réparations
- amélioration de la disponibilité des unités productrices d'électricité
- rapidité d'intervention
- réduction du coût des réparations tout en disposant de possibilités de plus en plus grandes
- réduction de la production de déchets
- amélioration des conditions de travail notamment en matière de sécurité.

## 6. DEVELOPPEMENT FUTUR DE LA ROBOTIQUE DANS LE NUCLEAIRE

Fort de tout ce qui précède et convaincu du caractère indispensable de la robotique dans l'avenir, Westinghouse, en association avec les universités, poursuit sans relâche l'effort de développement de systèmes robotisés.

Ayant largement profité des innovations de l'électromécanique, l'étude des matériaux (résistance - corrosion - vieillissement), ingénierie de l'interface homme - machine, de l'automatique des techniques de contrôle, le développement s'oriente à présent vers les pôles suivants:

### o Electromécanique:

- Optimisation du rapport poids/charge maximum en passant par la miniaturisation
- Amélioration des éléments convertisseurs de puissance et des signaux de rétroaction

### o Perception:

- Meilleure perception sensorielle de l'environnement grâce à des capteurs de force, des capteurs tactiles, des capteurs auditifs pour le positionnement, grâce à un système de vision permettant la reconnaissance des objets et leur préhension (projet Troikabot).

### o Contrôle et commande:

- Contrôle des mouvements coordonnés de bras à 7 degrés de liberté
- Contrôle dynamique optimisé en intégrant un système d'amplification adaptable reflétant la charge, le mouvement et la configuration du robot en conditions dynamiques
- Réalisation de nouvelles stations de contrôle plus "user-friendly"
- Commande par la voix
- Pannes et maintenance diagnostiquée par le robot lui-même

### o Modélisation et simulation:

- Amélioration des softwares et stations de travail en vue de faciliter la conception et l'utilisation du robot par la modélisation et la simulation.

Westinghouse, au travers du projet "NEXTGEN-ROSA II SYSTEM", met en pratique ces objectifs. Ce système robotisé, adapté aux applications en boîte à eau des GV, jouira outre des améliorations précitées, d'avantages tels que:

- o Contrôle de l'outil et acquisition des données pour les travaux d'inspection, intégrés à la station de contrôle du robot.
- o Commandes et contrôles regroupés en un seul câble.
- o Couverture de la plaque tubulaire à 95% à partir d'une seule localisation de la base du robot.
- o Station CAD - avec écran tactile et souris - intégrée au pupitre de commande permettant la programmation et le suivi graphique 3-D des mouvements du robot.
- o Grande flexibilité et accroissement de la charge maximum transportée dans le but entre autres, d'installer les tapes d'obturation des tuyauteries primaires dans la boîte à eau.

La première application sur site est prévue pour début 1990 pour des activités telles que l'inspection des tubes par courant de Foucault, le bouchage mécanique, l'extraction de bouchons.

## 7. CONCLUSION

Le caractère précaire des conditions de travail et la répétitivité des opérations ont promu l'utilisation de la robotique pour l'inspection et la maintenance des GV. La complexité croissante des opérations l'ont rendue indispensable.

Le vieillissement des installations nucléaires, l'uniformisation des réglementations tendant à réduire sans cesse les doses admissibles, le maintien de périodes d'intervention courtes et de la rentabilité conduisent à envisager l'utilisation systématique de robots pour toute intervention dans les GV. Parmi ceux qui sont le plus couramment utilisés, une certaine rationalisation s'impose. Une démarche dans ce sens a été initiée par les producteurs d'électricité, dont une bonne part a opté pour la solution (R-0). Ce type de robot a dès lors atteint un niveau de développement tel que son utilisation - au même titre que ROSA - est devenue quasi transparente en comparaison des difficultés propres à la manipulation des outils spécifiques. En particulier, dans le cas de ROSA, le degré de maturité de sa technologie a conduit à envisager pour celui-ci - outre de multiples applications dans l'enceinte nucléaire - des applications dans le domaine spatial, en particulier sur la future station orbitale de la NASA.

Les interventions sur GV contribuent largement à l'essor de la robotique dans l'industrie nucléaire. L'acquis technologique qui en résulte influence d'autres domaines où la robotique s'avère indispensable. Parmi ceux-ci, le décommissionnement d'anciennes centrales ou de sites sinistrés comme Three Miles Island ou Tchernobyl lui assure un avenir florissant. D'autres challenges passionnants en perspective!

### Samenvatting

De nucleaire industrie is reeds lang overtuigd van de noodzaak om de menselijke tussenkomst te vervangen door polyvalente robots in een omgeving waar radioactieve straling heerst. De hoge kosten, de geometrische vorm, de noodzaak van een snelle interventie, de veelvuldige en herhaalde tussenkomsten kenmerken het onderhoud van stoomgeneratoren en rechtvaardigen het gebruik van automatische systemen.

De inspectie van buizen in het bijzonder eiste reeds vroeg het ontwerpen van automatische armen die in staat waren het inspectiemateriaal over de ganse werkruimte ter plaatse te brengen. De toeleveringsbedrijven zijn meer en meer gedwongen zwaardere en complexere tussenkomsten uit te voeren en hebben daarom steviger en multifunctionele robots bedacht. Onafhankelijk van de specifieke taken van de werktuigen die ze vervoeren en bijgevolg beperkt tot hun vervoeropdracht, profiteren deze robots nu ten volle van de recente vooruitgang in de elektromechanica, van de besturingssoftware, de controle-technieken en computergestuurde design. Deze vooruitgang maakt nu toepassingen mogelijk die voorheen niet denkbaar waren wegens de fysieke en psychische beperkingen van de mens.

Deze mededeling beschrijft de inbreng van de automatisatie bij complexe toepassingen zoals "microbillage", de thermische behandeling en het moffen van buizen. Deze technieken hebben bijgedragen tot de ontwikkeling van deze robots zodat deze onderzoeksprogramma's een verantwoorde uitbreiding kennen in ruimtevaarttoepassingen en de ontmanteling van kerncentrales. De veroudering van de kerninstallaties, de gelijkvormigheid van de reglementering die een reductie van de toegelaten dosissen veroorzaken, het handhaven van korte interventieperiodes samen met een redelijke kostprijs leiden tot het systematisch gebruik van deze robots voor elke interventie in de stoomgeneratoren. Standardisatie en miniaturisatie zijn de volgende stappen in het gebruik van deze robotica.

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n° 1-2, (1990)

GESTION DES DOSES: PREPARATION ET SUIVI DES CHANTIERS  
ANALYSE DU RETOUR D'EXPERIENCE

Jacques LOCHARD (+), Alain COURCOUX (++) , Joël LOUIS-JOSEPH-DOGUE (+++)

- (+) Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire  
Fontenay-aux-Roses, France
- (++) Framatome, Direction des Services Nucléaires, Lyon, France
- (+++) Electricité de France, Département Sécurité Radioprotection Environnement, St Denis, France.

Résumé

Globalement, les activités de maintenance constituent la principale source d'exposition dans les réacteurs à eau légère. En l'état actuel du parc européen, ces activités représentent environ 65% de la dose collective annuelle totale dans les réacteurs à eau bouillante et de l'ordre de 75% dans les réacteurs à eau pressurisée. A côté des tâches répétitives associées à la maintenance de routine, qui doivent être assurées dès les premières années de fonctionnement et qui sont bien maîtrisées, les exploitants se trouvent confrontés à une augmentation importante des opérations de maintenance dites spéciales, dès lors que les tranches sont en exploitation depuis une dizaine d'années.

Cette évolution se traduit, entre autre, par une sollicitation accrue de certaines catégories de travailleurs des entreprises prestataires qui, du fait de leur qualification et de leur expérience sont amenées à intervenir plus fréquemment dans les installations d'un parc donné au cours d'une même année. Ce phénomène est par ailleurs renforcé par le fait que l'on assiste depuis quelques années à une internationalisation croissante du marché de la maintenance pour certaines entreprises spécialisées et donc à la multiplication des interventions pour les opérateurs de ces entreprises.

Au niveau dosimétrique, on a pu constater, ces dernières années, une augmentation progressive de l'exposition moyenne des travailleurs de certaines entreprises prestataires qui du fait de l'augmentation des doses individuelles, font appel à la sous-traitance pour pallier aux indisponibilités en main d'oeuvre qualifiée. Globalement, on assiste à un accroissement des écarts de dosimétrie moyenne entre le personnel des centrales et celui des entreprises de services.

Sur le plan de la radioprotection, les structures mises en place il y a une dizaine d'années, à l'époque du démarrage des premiers réacteurs de la génération 800 à 1000 MWe, sont apparues assez vite inadaptées, voire dépassées, lorsqu'il a fallu faire face aux grands chantiers de maintenance spéciale, en particulier au niveau des principaux équipements du circuit primaire qui doivent garder un haut niveau de fiabilité pour des impératifs de sûreté.

Progressivement, les exploitants, généralement en collaboration avec les entreprises extérieures, ont été amenés à développer une approche plus dynamique de la dosimétrie et de la radioprotection, en ajoutant à la fonction traditionnelle du contrôle individuel, une dimension de "gestion".

L'objectif de la communication est de présenter la démarche et les outils développés par Electricité de France et Framatome, en collaboration avec le Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine nucléaire, pour préparer, suivre et analyser les grands chantiers de maintenance dans les centrales nucléaires sur le plan de la radioprotection.

## INTRODUCTION

Globalement, les activités de maintenance constituent la principale source d'exposition dans les réacteurs à eau légère. En l'état actuel du parc européen, ces activités représentent environ 65 % de la dose collective annuelle totale dans les réacteurs à eau bouillante et de l'ordre de 75% dans les réacteurs à eau pressurisée /1/. A côté des tâches répétitives associées à la maintenance de routine, qui doivent être assurées dès les premières années de fonctionnement et qui sont bien maîtrisées, les exploitants se trouvent confrontés à une augmentation importante des opérations de maintenance dites spéciales, dès lors que les tranches sont en exploitation depuis une dizaine d'années.

Cette évolution se traduit, entre autre, par une sollicitation accrue de certaines catégories de travailleurs des entreprises prestataires qui, du fait de leur qualification et de leur expérience, sont amenés à intervenir plus fréquemment dans les installations d'un parc donné au cours d'une même année. Ce phénomène est par ailleurs renforcé par le fait que l'on assiste depuis quelques années à une internationalisation croissante du marché de la maintenance pour certaines entreprises spécialisées et donc à la multiplication des interventions pour les opérateurs de ces entreprises.

Au niveau dosimétrique, on a pu constater, ces dernières années, une augmentation progressive de l'exposition moyenne des travailleurs de certaines entreprises prestataires qui, du fait de l'augmentation des doses individuelles, font appel à la sous-traitance pour pallier aux indisponibilités en main-d'œuvre qualifiée. Globalement, on assiste à un accroissement des écarts de dosimétrie moyenne entre le personnel des centrales et celui des entreprises de services.

Sur le plan de la radioprotection, les structures mises en place il y a une dizaine d'années, à l'époque du démarrage des premiers réacteurs de la génération 800 à 1000 MWe, sont apparues assez vite inadaptées, voire dépassées, lorsqu'il a fallu faire face aux grands chantiers de maintenance spéciale, en particulier au niveau des principaux équipements du circuit primaire qui doivent garder un haut niveau de fiabilité pour des impératifs de sûreté. Progressivement, les exploitants, généralement en collaboration avec les entreprises extérieures, ont été amenés à développer une approche plus dynamique de la dosimétrie et de la radioprotection, en ajoutant à la fonction traditionnelle du contrôle individuel, une dimension de "gestion".

L'objectif de la communication est de présenter la démarche et les outils développés par Electricité de France et Framatome, en collaboration avec le Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire, pour préparer, suivre et analyser les grands chantiers de maintenance dans les centrales nucléaires sur le plan de la radioprotection.

## LES ENSEIGNEMENTS TIRES DES PREMIERS GRANDS CHANTIERS DE MAINTENANCE

### **Le rôle du retour d'expérience**

L'examen de l'évolution de l'exposition associée aux opérations de maintenance répétitives, qu'elles soient "normales" ou "spéciales", permet de mettre en évidence une réduction importante des expositions collectives au cours des chantiers successifs. Cette réduction s'accompagne généralement d'une réduction concomitante des doses individuelles moyennes des opérateurs impliqués. La Figure 1, qui présente le profil dosimétrique d'opérations très différentes quant à leur ampleur et quant aux techniques mises en œuvre, illustre bien ce phénomène /2,3/. Le graphique relatif à l'opération de contrôle des tubes de générateur par courant de Foucault montre que l'évolution reste favorable même lorsque l'on constate une dérive des débits de dose au cours du temps.

L'analyse plus approfondie des premiers grands chantiers répétitifs de maintenance exceptionnelle effectués dans les centrales françaises, comme le changement des broches des tubes guides ou le microbillage des tubes de générateurs de vapeur, a montré que la réduction des doses est le résultat des améliorations apportées progressivement à la fiabilité et aux performances des outillages, et également de l'effet "d'apprentissage" qui permet aux opérateurs d'optimiser leurs interventions au fil des chantiers. L'analyse a également mis en

évidence que le coût dosimétrique des premières opérations aurait probablement pu être diminué de façon appréciable, si les considérations de radioprotection avaient joué un rôle plus important dans la conception et la préparation des chantiers, ainsi qu'au niveau de leur réalisation et de l'analyse du retour d'expérience /4,5/.

Le renforcement de la préparation des chantiers, au niveau de la conception des équipements et des outillages, de l'entraînement des opérateurs et de la coordination entre les entreprises prestataires et les centrales, ainsi que l'amélioration de l'analyse du retour d'expérience, apparaissent donc comme les moyens privilégiés pour accélérer la réduction des expositions associées à la réalisation des chantiers de maintenance.

### **Les limites de la dosimétrie traditionnelle**

Au delà de ces conclusions générales, l'un des enseignements majeurs de l'analyse des opérations de microbillage /5/ a été de montrer les limites des systèmes dosimétriques classiques en place dans les centrales pour effectuer des analyses détaillées des principaux facteurs déterminant les doses lors d'un chantier.

La dosimétrie automatique, qui représente un progrès considérable par rapport à la dosimétrie-film pour apprécier les conditions dans lesquelles les intervenants en centrale sont exposés, n'est pas adaptée pour analyser la constitution des doses associées à chacune des opérations élémentaires constituant un chantier. D'une part, l'analyse détaillée des aléas, qui représentent une part non négligeable des expositions et qui constituent un domaine privilégié de l'analyse du retour d'expérience dans l'optique de la réduction des doses pour les chantiers suivants, n'est pas envisageable. D'autre part, l'entrée du code en sortie de zone restant sous la responsabilité des opérateurs, l'affectation des doses à des activités codifiées présente de nombreuses incertitudes qui sont d'autant plus importantes que le découpage de ces activités est fin. De plus, l'éloignement géographique du lieu d'enregistrement des doses par rapport au lieu de travail ne permet pas d'exploiter les durées d'intervention en zone. Finalement, avec cette dosimétrie, il est seulement possible de connaître *a posteriori* la dose collective totale associée à un chantier, son évolution au cours du chantier, ainsi que la distribution des doses individuelles, mais une analyse plus fine au niveau des différentes opérations élémentaires successives du chantier reste hors de portée du système.

Pour accéder à un tel niveau d'analyse qui est absolument nécessaire pour pouvoir identifier les tâches réellement critiques et repérer les paramètres sur lesquels il serait éventuellement possible d'agir pour réduire les doses lors des opérations futures, les responsables de chantiers sont conduits à procéder à un ensemble de mesures complémentaires

en fonction de leur intérêt spécifique. Ces mesures peuvent concerner, d'une part, les débits de dose ambiants dans les divers locaux et emplacements où se déroule l'opération, et, d'autre part, les doses reçues voire même les temps d'intervention pour certaines tâches élémentaires. A partir de ces données complémentaires, il est alors possible de procéder, par recoupement des différentes données disponibles, à la reconstitution des doses associées aux principales phases du chantier et du rôle qu'ont pu jouer les divers paramètres, en particulier les débits de dose et les temps d'intervention.

Il faut cependant noter que ce type de démarche n'est pas utilisé de façon routinière, mais seulement pour certains chantiers très spécifiques qui présentent *a priori* des problèmes sérieux sur le plan de la radioprotection, comme c'est le cas par exemple pour les interventions sur les générateurs de vapeur. De plus, la collecte des données, en particulier celle concernant les doses relatives aux tâches élémentaires, nécessite le recours à une infrastructure complémentaire. Il est en effet nécessaire d'isoler matériellement la zone de chantier afin de pouvoir contrôler les allers et venues des opérateurs et relever les données recherchées. Lorsque l'entrée sur le chantier est matérialisée par un sas, s'il existe un risque de contamination, la tenue d'un "cahier de sas" où sont indiqués tous les mouvements des intervenants est possible. L'expérience a montré que le recueil des données dosimétriques selon le principe des "cahiers de sas" est en fait la seule façon de pouvoir analyser *a posteriori* de manière satisfaisante la constitution des doses associées aux opérations d'un chantier.

### **La collaboration entre l'exploitant et les entreprises prestataires**

L'analyse du déroulement des opérations de microbillage a également montré que la collaboration et la coordination entre les responsables des centrales et ceux des entreprises prestataires étaient des éléments déterminants au niveau des performances dosimétriques des chantiers. Il est apparu, qu'au-delà des aspects réglementaires définissant formellement la responsabilité effective de chacune des parties, c'est essentiellement au niveau des relations directes entre les intervenants que s'instaurait ou non une bonne collaboration.

Dans le cas des grands chantiers, il faut en effet garder à l'esprit qu'il s'agit le plus souvent de techniques élaborées au niveau de services centraux en collaboration avec une entreprise prestataire, qui sont ensuite mises en œuvre dans les centrales par une ou plusieurs entreprises. Dans ces conditions, la position des responsables des tranches n'est pas aisée et oscille entre la volonté de se rendre utile au cours des opérations sans avoir de réelles fonctions opérationnelles définies, ou un certain "laisser faire", face à ceux qui sont considérés comme les spécialistes, en essayant de limiter les interventions au minimum. Dans les deux cas, cela se traduit par des tensions au niveau du déroulement des opérations ; la présence des responsables

de la centrale étant ressentie comme une "surveillance" supplémentaire et superflue, et leur absence comme une marque de désintérêt pour les problèmes des opérateurs et en particulier pour les questions relatives à la radioprotection. Cette double attitude a tendance à conduire les entreprises prestataires à revendiquer la plus large autonomie au niveau des chantiers et à désirer assurer l'ensemble des tâches et des responsabilités qui normalement sont assumées par les centrales.

L'expérience de certaines centrales montre cependant, que malgré cette position inconfortable, il est possible de mettre en place pour les opérations importantes, des structures efficaces pour assurer la coordination des activités et une collaboration effective entre les partenaires. L'élément essentiel à ce niveau réside dans la phase préparatoire des chantiers. Si la préparation est menée en commun de manière approfondie, le suivi de chantier est plus efficace, dans la mesure où chacune des parties reconnaît les limites de ses prestations et se met au service de l'autre pour assurer la complémentarité indispensable des expériences.

## DU CONTROLE A LA GESTION

Les systèmes dosimétriques introduits dans les premières installations nucléaires répondaient au souci de surveiller et contrôler les expositions individuelles des travailleurs dans une optique de suivi médical et de respect des limites réglementaires. Les techniques de mesure de l'époque ne permettaient, par ailleurs, qu'un contrôle *a posteriori* des doses intégrées sur des périodes relativement longues. Les progrès en matière de dosimétrie, en particulier l'introduction des dosimètres électroniques, et l'accent mis, dès la fin des années soixante-dix, sur le principe d'optimisation (plus connu sous l'acronyme "ALARA"), ont poussé les exploitants à compléter le suivi individuel classique par des systèmes dosimétriques capables d'appréhender l'exposition collective associée aux diverses opérations effectuées dans les installations.

Il est important, à ce niveau, de souligner que l'apport essentiel du principe d'optimisation, du point de vue opérationnel, est certainement le changement de perspective opéré au niveau du contrôle et ses conséquences sur le plan dosimétrique. En mettant l'accent sur l'évaluation de l'efficacité des actions de radioprotection, le principe "ALARA" induit une approche prévisionnelle qui doit passer par la maîtrise *a priori* des relations entre les conditions d'exposition (sources, débits de dose ambiants, temps d'exposition...) et les doses reçues par les opérateurs. Même si la modélisation peut jouer un rôle fondamental pour cette maîtrise, le retour d'expérience, et donc le suivi des opérations, apparaissent comme les éléments clés d'une démarche ALARA. En fait, dans la pratique, la mise en œuvre de l'optimisation s'appuie la plupart du temps sur la combinaison de résultats de modèles et de données empiriques issues

de l'expérience.

Avec le recul, on peut constater que le long débat qui a suivi l'introduction du principe d'optimisation, s'est essentiellement focalisé sur des problèmes méthodologiques, autour du modèle coût-bénéfice préconisé par la Commission Internationale de Protection Radiologique. alors que la principale difficulté ne relevait pas de la méthodologie mais plus prosaïquement de l'absence de données adaptées pour évaluer l'effet, sur le plan dosimétrique, des modifications des conditions d'exposition des travailleurs. Les premières expériences pour appliquer de façon pragmatique le principe ALARA ont très vite démontrées la nécessité de développer des bases de données et des outils pour calculer les différents paramètres constitutifs des doses /6/.

L'application opérationnelle du principe ALARA au niveau de la maintenance des installations passe donc par la mise en œuvre d'une démarche à caractère prévisionnelle, qui peut tout à fait être assimilée à un système de gestion par objectif classique dont on peut rappeler les principales étapes :

- fixation d'objectifs,
- mesure des performances,
- comparaison des performances et des objectifs,
- identification des causes d'écart,
- définition d'actions correctrices,
- fixation de nouveaux objectifs,
- etc...

Ce processus dynamique et itératif peut s'intégrer directement dans le déroulement des différentes phases qui caractérisent les opérations de maintenance, de la préparation des chantiers à leur réalisation. La Figure 2 présente de façon schématique comment s'articulent les différentes phases d'un chantier, les étapes de la gestion par objectif et les données dosimétriques indispensables.

## LA DOSIMETRIE ANALYTIQUE

Sur la base des enseignements tirés de l'analyse des premiers chantiers importants de maintenance réalisés en France, l'équipe du Centre d'étude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire, qui avait été chargée de l'analyse des opérations de microbillage, a engagé une réflexion, en collaboration avec Electricité de France et Framatome, pour mettre au point un système de dosimétrie informatisé s'inspirant de l'expérience des "cahiers de sas" et

répondant par ailleurs aux besoins en matière de préparation, de suivi et d'analyse des chantiers selon les principes de gestion qui viennent d'être décrits.

L'appellation analytique, donnée à cette dosimétrie, a été retenue par analogie avec celle utilisée en comptabilité d'entreprise : elle peut en effet se définir par rapport à la dosimétrie classique de la même manière que la comptabilité analytique par rapport à la comptabilité générale puisqu'il s'agit, non pas de suivre les doses afin d'établir des bilans, mais d'imputer ces doses à des activités particulières. La comptabilité générale d'une entreprise permet en effet de suivre tous les flux financiers en vue de dresser régulièrement le bilan de l'activité en termes de bénéfices ou de pertes ; la comptabilité analytique quant à elle, permet d'expliquer la rentabilité globale à partir de l'analyse de la structure des coûts et des recettes des différents éléments intervenants, au niveau de la production.

Historiquement, c'est aux Etats-Unis, au début des années 80, qu'ont été réalisés les premiers travaux visant à mettre au point des approches analytiques de la dosimétrie /7/. Bien que développés dans le contexte de l'évaluation des répercussions d'une diminution des limites de doses individuelles sur les conditions d'exploitation des centrales, ces travaux ont débouché sur un ensemble de méthodes qui restent à la base de toutes les réflexions actuelles sur la dosimétrie dite analytique. En France, les réflexions ont réellement débuté à l'occasion de la préparation des remplacements de générateurs de vapeur qui sont prévus au cours des prochaines années. Ces circonstances expliquent pourquoi les premiers développements ont d'abord porté sur la dimension prévisionnelle de la dosimétrie analytique, afin de doter les préparateurs des chantiers d'outils pour estimer les différents paramètres dosimétriques, et tester les diverses options techniques envisageables sur le plan de la radioprotection.

### **La conception générale du système de dosimétrie analytique**

Le système informatisé de dosimétrie analytique repose sur une structure modulaire. Il est en effet constitué de trois modules qui correspondent chacun à une étape de la réalisation du chantier : la préparation, le suivi sur site, l'analyse du retour d'expérience. Chacun des modules est conçu de façon à pouvoir être utilisé indépendamment des autres. Ainsi, il est possible, en fonction du chantier et des problèmes qui se posent, de restreindre l'utilisation de l'outil à une ou deux étapes seulement. Par ailleurs, les modules peuvent être interconnectés directement pour les transferts de données.

La Figure 3 présente de façon schématique les trois modules du système ainsi que les principales "entrées" et "sorties" relatives à chacun des modules.

## 1. Le module prévisionnel

Le chantier est découpé en un ensemble de zones, caractérisées par des débits de dose ambiants significativement différents les uns des autres. Une zone peut être un local, une portion de local ou un regroupement de locaux. A chaque zone est affecté un débit de dose de référence reflétant l'ambiance moyenne de la zone. L'estimation de ces débits de dose est effectuée à partir de l'expérience passée et des cartographies réalisées sur le site du futur chantier. Pour une zone donnée, le débit de dose ambiant peut varier dans le temps, en fonction d'opérations élémentaires ayant une incidence, soit directement sur les sources, soit sur les débits associés à ces sources. Le chantier est par ailleurs découpé en une série de tâches élémentaires considérées "a priori" comme nécessaires à l'analyse de la formation des doses. A chaque tâche est affecté le volume de travail prévisionnel correspondant. Ce dernier est estimé à partir des temps de travail prévisionnels pour chacun des opérateurs. Le modèle intègre aussi les conditions de travail associées à l'activité dans la mesure où elles peuvent avoir une influence sur le volume de travail.

Dès que l'ensemble des données précédentes est traité, le module restitue, en fonction de scénarios préétablis, les résultats de la dosimétrie collective ainsi que le volume de travail exposé. Ce dernier ainsi que les doses collectives sont calculés par phases, sous-phases et tâches élémentaires. Par ailleurs, l'introduction de contraintes, concernant les conditions d'utilisation du personnel en travail posté et les limites de doses individuelles que s'impose l'exploitant ou l'entreprise prestataire, permet au module de calculer le nombre minimum d'intervenants par spécialité satisfaisant ces contraintes.

## 2. Le module de suivi

Le rôle de ce module est de collecter l'ensemble des données dosimétriques et organisationnelles accessibles au cours du déroulement du chantier. L'acquisition de ces données est réalisée au plus près des lieux de travail afin de pouvoir affecter avec une relative fiabilité les doses individuelles aux opérations élémentaires en y associant également des temps d'intervention. Dans la perspective de l'analyse ultérieure du retour d'expérience, l'acquisition des données porte également sur les aléas de toutes natures susceptibles d'affecter le bon déroulement du chantier ainsi que les caractéristiques de la main-d'œuvre (expérience, qualification...) et les conditions de travail (travail en tenues...).

La saisie des données sur le chantier est assurée par la mise en place de points de passage obligatoires pour les opérateurs au plus près des lieux de travail. Leur implantation dépend de plusieurs paramètres : la disposition des locaux, l'intérêt des chantiers du point de vue

dosimétrique... Par ailleurs leur nombre, leur emplacement ainsi que le mode de saisie des données peuvent évoluer au cours du chantier. Cette évolution possible implique l'établissement d'un "planning de suivi du chantier" afin d'assurer un bon déroulement des opérations de saisie. La saisie des données s'effectue en temps réel à chaque passage d'un opérateur, soit manuellement, soit à l'aide d'un support informatique. Elle est assurée par un personnel de surveillance spécialisé. Toutes les données sont validées par l'équipe radioprotection avant leur traitement. Les restitutions de données pendant le suivi sont journalières sous forme de documents directement affichables sur les lieux de travail afin de sensibiliser les équipes d'intervenants aux évolutions et aux performances dosimétriques du chantier. La collaboration entre les responsables de la radioprotection de la centrale et ceux des entreprises prestataires est concrétisée par la constitution d'une équipe mixte, responsable de la mise en œuvre du module de suivi.

Le système de suivi n'est valable que pour les activités directement effectuées sur les lieux de travail. Les doses reçues par les opérateurs à l'extérieur de ces lieux au cours des approches et des replis, ne sont pas prises en compte.

### 3. Le module d'analyse

Ce module est conçu pour effectuer, à l'aide d'une série d'utilitaires documentés, des analyses complémentaires à celles réalisées par les deux autres modules, en particulier des analyses d'écart entre différentes versions de chantiers soit au niveau prévisionnel, soit au niveau du suivi. L'analyse des variantes est probablement la dimension la plus intéressante de ce module puisqu'elle permet de calculer très rapidement l'impact d'une modification quelconque d'un ou de plusieurs paramètres d'entrée du modèle : débits de dose prévisionnels, volumes de travail, conditions de travail, modifications des activités,... L'analyse est menée par rapport à un scénario de référence ; elle peut se limiter à une action ponctuelle de protection, ou introduire éventuellement une combinaison d'actions. Les résultats sont restitués pour chaque variante soit directement, soit en écart par rapport aux résultats du scénario de référence. L'évaluation de l'efficacité des actions de protection envisageables pour les chantiers futurs s'effectue en reprenant les données prévisionnelles et en les complétant avec les données observées, jugées significatives. Par ailleurs, les données recueillies au cours du suivi peuvent être analysées de façon systématique afin d'établir des données de retour d'expérience qui progressivement pourront se substituer aux données empiriques utilisées jusqu'ici au niveau prévisionnel.

## Les principes de mise en œuvre du système

Le système est prévu de telle sorte qu'il puisse s'appliquer à n'importe quel type de chantier quelle qu'en soit la taille, la durée et la complexité, qu'il s'agisse d'opérations de maintenance normale ou spéciale et quelles que soient les catégories de personnel devant intervenir (personnel EDF, entreprises extérieures...). Bien que développé pour des applications dans le cadre de la maintenance des centrales EDF, le système est conçu de façon à pouvoir s'adapter très facilement à des centrales d'autres pays, voire à d'autres types d'installation.

Compte tenu du fait que la démarche analytique n'a aucun caractère systématique, mais doit s'appliquer au cas par cas en fonction des demandes, le système est développé sur micro-informatique avec un matériel dédié qui est acheminé dans les services chargés de la préparation d'un chantier particulier et sur les sites lors de la réalisation de l'opération. Les logiciels correspondants aux modules ont été conçus pour que les utilisateurs n'aient ni besoin de connaissances informatiques particulières, ni besoin de l'assimilation d'une documentation. A chaque étape, l'utilisateur a la possibilité d'un accès en ligne, soit à des commentaires, soit à des utilitaires pour faciliter son travail.

Enfin, il faut garder à l'esprit que le système de dosimétrie analytique est essentiellement un outil de traitement automatique de données et que finalement l'efficacité de ce système dépend directement de la qualité des données de base avec lesquelles il fonctionne. De ce point de vue, les premières applications ont montré l'importance de disposer d'outils complémentaires comme par exemple le code PANTHERE-RP, ou la base de données FRA-DOSE. Le code de calcul PANTHERE-RP (Prévision et analyse théorique de l'exposition dans les réacteurs à eau) développé par le Service Etudes et Projets Thermiques et Nucléaires d'EDF permet d'estimer de façon prévisionnelle les débits de dose au contact, en tout point des divers composants d'un réacteur, ou les débits de dose ambiants, dans toutes les zones où les opérateurs sont susceptibles d'intervenir. Quant à FRA-DOSE, il s'agit d'une base de données génériques de retour d'expérience, mise au point par le Département Radioprotection de Framatome, qui rassemble les informations dosimétriques de toutes les opérations effectuées par l'établissement dans les réacteurs français et étrangers.

## CONCLUSION

L'arrivée à maturité du parc nucléaire français a modifié les conditions de mise en œuvre de la radioprotection dans les centrales. La maintenance d'une quarantaine de tranches soulève en effet, de par l'ampleur des tâches à effectuer, un ensemble de problèmes nouveaux pour

lesquels, la "philosophie" et l'organisation de la radioprotection qui ont prévalu jusqu'ici, paraissent devoir évoluer.

L'expérience des dernières années a montré que l'adaptation de la radioprotection aux nouvelles conditions d'exploitation et de maintenance des centrales passe par le développement de bases de données adaptées à l'analyse des conditions d'exposition des travailleurs, et par un renforcement du rôle des radioprotectionnistes au niveau de la conception, de la préparation, de la réalisation et du retour d'expérience des chantiers. Sur ce dernier point, le décloisonnement entre les tâches de conception et de suivi des chantiers est probablement l'un des éléments essentiels. Il devrait s'accompagner par le renforcement d'une approche en terme de gestion de la dosimétrie, avec fixation d'objectifs et mesure des performances, ainsi que de l'intégration explicite des dimensions économiques de la radioprotection, au moins pour certains choix stratégiques.

La prise en compte de ces nouvelles orientations peut apparaître comme une démarche ambitieuse si l'on considère les modifications qu'elles entraînent sur le plan des principes et de l'état d'esprit des différents acteurs. Les expériences en cours à Electricité de France et à Framatome démontrent cependant qu'elles peuvent être mises en œuvre concrètement avec des moyens très limités, et sans changement notable ni au plan des structures, ni à celui du cadre réglementaire.

## REFERENCES

/1/ I.R. Brookes, T. Eng, "Occupational Radiation Dose Statistics from Light-water Power Reactors Operating in Western Europe" Commission of the European Communities, Report EUR 10971 En, 1987.

/2/ K. Egner, "Cost-effectiveness of Dose Reduction Modifications at Ringhals 2", Proceedings of an International Workshop on Historic Dose Experience and Dose Reduction (ALARA) at Nuclear Power Plants, Brookhaven National Laboratory, Upton, New-York, May 29 - June 1, 1984, BNL-NUREG-51901, 1985.

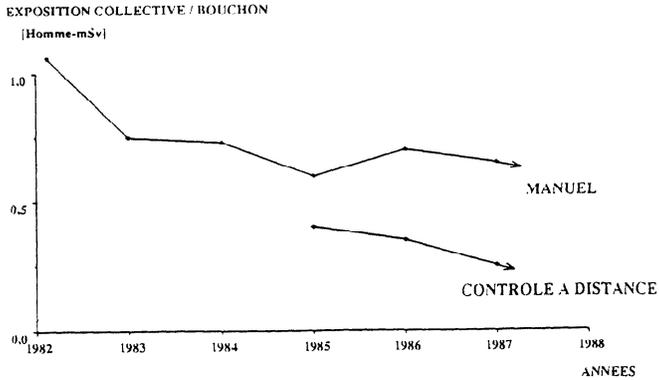
/3/ C. Lefaure, J. Lochard, A. Blain, "Evaluating Remote Control and Robotics Actions in NPPs in an ALARA Perspective : Lessons from the Evolution of Steam Generator Tube Plugging Technique in France, Proceedings of the Third European Scientific Seminar on Radiation Protection Optimisation " Advances in Practical Implementation", 12-14 September 1988, Madrid, (To be published by the CEC).

/4/ R. Dollo, "Interventions sur les tubes-guides de grappes de contrôle des réacteurs à eau pressurisée (REP 900 MWe)", Radioprotection, Vol 20 n°2, 1985.

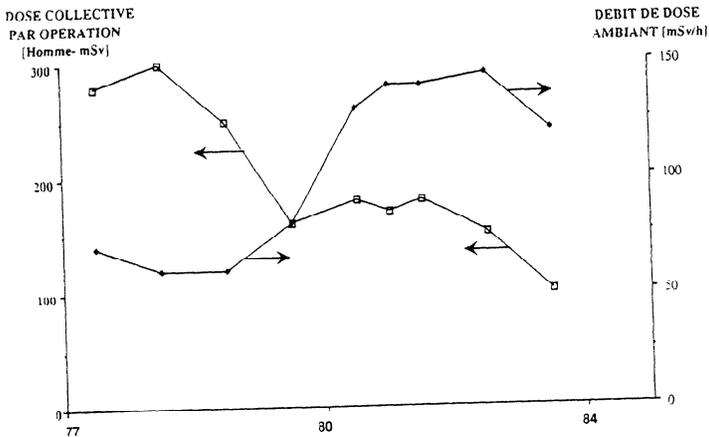
/5/ J. Lochard, P. Pagès, F. Fagnani, P. Haller, M. Blain, B. Bregeon, "Analyse de la radioprotection des premières opérations de microbillage des tubes de générateurs de vapeur des tranches de 900 MWe", Radioprotection, Vol 22 n°4, 1987.

/6/ J. Lochard, J.R. Croft, "Key Issues in the Implementation of ALARA in Operations", Journal of Radiological Protection, 8 (2), 1988.

/7/ C.A. Pelletier, P.B. Voilleque, "Potential Benefits of Reducing Occupational Radiation Exposure", AIF National Environmental Studies Project Report AIF/NESP-010R, 1979.

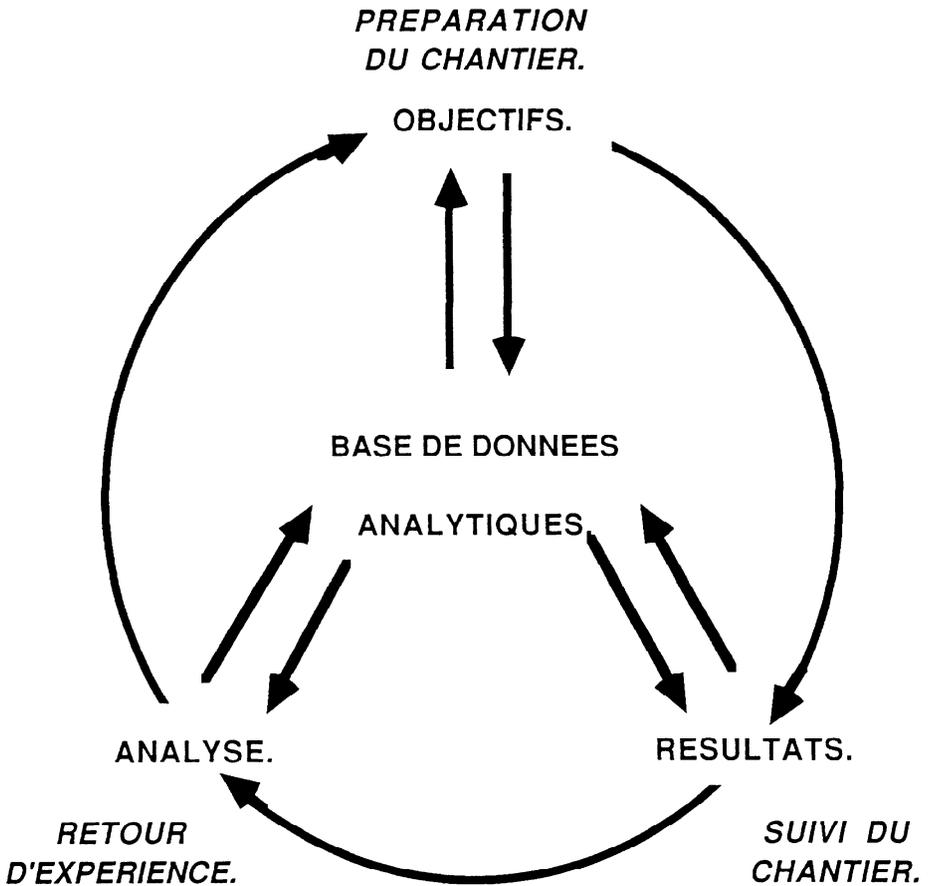


**Evolution de l'exposition collective associée à la pose de bouchons de tube de générateur de vapeur dans les réacteurs français (débit de dose normalisé à 70 mGy/h).**

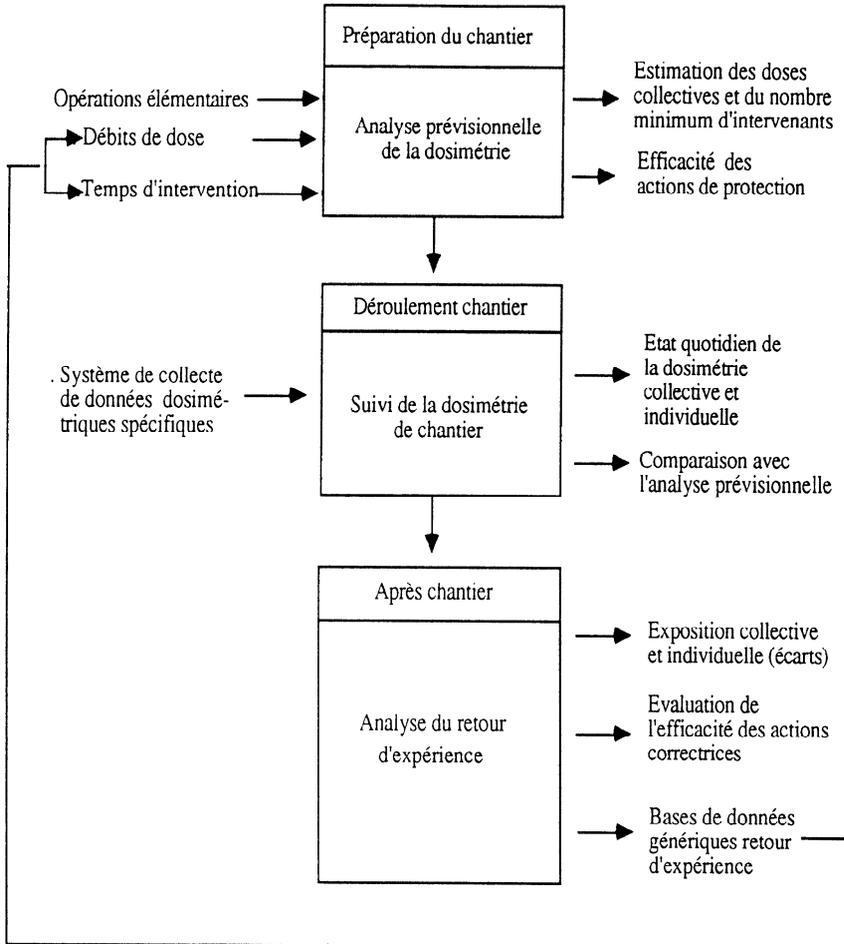


**Evolution de la dose collective moyenne et du débit de dose ambiant associée aux opérations de contrôle des tubes de générateur de vapeur par courant de Foucault (Ringhals-Suède).**

**Figure 1** : Profil dosimétrique de chantiers de maintenance répétitifs



**Figure 2:** Les étapes et les éléments de la "gestion" des doses



**Figure 3:** Schéma de principe du système de dosimétrie analytique.

## Samenvatting

### BEHEER VAN DE DOSES: VOORBEREIDING EN NAVOLGING VAN DE WERVEN, ANALYSE VAN DE ERVARING

Globaal zijn de onderhoudsactiviteiten de belangrijkste bron van blootstelling in de PWR reactoren. In de huidige staat van het Europees park betekenen deze activiteiten ongeveer 65% van de jaarlijkse collectieve dosis in de BWR en ongeveer 75% in de PWR reactoren. Naast de herhaalbare taken gehouden aan het routineonderhoud, die vanaf de eerste werkingsjaren moeten verzekerd worden en die men goed beheerst, worden de uitbaters geconfronteerd met een belangrijke stijging van de speciale onderhoudswerken zeker als de eenheden een tiental jaren in bedrijf zijn.

Deze evolutie heeft als gevolg dat een zekere categorie van werknemers uit de betrokkene ondernemingen meer gevraagd worden omwille van hun kwalificatie en hun ondervinding en meer interventies moeten uitvoeren in de installaties van een welbepaald park gedurende hetzelfde jaar. Dit fenomeen is verscherpt door het feit dat sinds enkele jaren een stijgende internationalisering is waar te nemen van de onderhoudsmarkt voor sommige gespecialiseerde ondernemingen en dus een verduubeling van de interventies voor de werklieden van deze ondernemingen.

Wat de dosimetrie betreft heeft men de laatste jaren een progressieve stijging kunnen waarnemen van de gemiddelde blootstelling van de werknemers van sommige betrokken ondernemingen. Door de stijging van de individuele doses doen deze ondernemingen beroep op onderaannemers om aan een onderbeschikbaarheid (tekort) van gekwalificeerde werklieden te verhelpen. Globaal merkt men een stijging van het verschil tussen het gemiddelde dosis van het personeel van de centrales en deze van dienstverlenende bedrijven.

Op het domein van de radioprotectie heeft men nogal vlug gemerkt dat de structuur opgemaakt een tiental jaren geleden bij het starten van de eerste reactoren van de generatie 800 tot 1000 MWe niet meer aangepast is, zelfs voorbijgestreefd, op het ogenblik dat men geconfronteerd was met de grote onderhoudswerven met speciaal karakter, in het bijzonder wat de uitrusting van de primaire circuits betreft die heel betrouwbaar moeten blijven omwille van de veiligheid. Stilaan zijn de uitbaters, meestal in samenwerking met de ondernemingen van buiten, toegebracht een meer dynamische benadering van de dosimetrie en de radioprotectie door aan de traditionele individuele controle functie een beleidsdimensie te voegen.

Het doel van de uiteenzetting is de contacten en de middelen aan te tonen ontwikkeld door Electricité de France en Framatome in samenwerking met het "Centre d'Etude sur l'Evaluation ou la Protection dans le domaine Nucléaire" om de grote onderhoudswerven in de kerncentrales voor te bereiden, te volgen, en te ontleden op gebied van radioprotectie.

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n° 1-2 (1990)

"LES OUTILS DE LA PREVISION DES DEBITS DE DOSE" (X)

A. BRISSAUD - Ph. RIDOUX

ELECTRICITE DE FRANCE

SERVICE ETUDES & PROJETS THERMIQUES & NUCLEAIRES  
12-14 avenue Dutriévoz - 69628 VILLEURBANNE Cedex

RESUME

Le maintien dans l'avenir des bons résultats du parc des REP EDF en matière de consommation dosimétrique passe par une préparation accrue des opérations de maintenance, qu'elles soient à caractère exceptionnel ou normal.

Il faut prévoir (P) pour comprendre et agir en amont, saisir (S) les données adéquates lors de l'opération et analyser (A) les écarts inévitables avec la prévision pour mieux faire lors de l'opération suivante.

Un tel concept P-S-A resterait du domaine du discours sans les outils pour le mettre en oeuvre effectivement.

La présentation en décrit deux :

- "TIGRE-RP" qui permet de structurer et analyser le retour d'expérience du parc REP EDF en matière de Radioprotection ;
- "PANTHERE-RP" qui permet la prévision des débits d'équivalent de dose "renseignés" quant à leur origine au voisinage des matériels et circuits, et ainsi, de déterminer les meilleures dispositions de protection.

(X) Cet article est uniquement disponible sous forme de résumé.

## Samenvatting

### DE MIDDELEN TOT VOORZIENING VAN DOSISDEBIETEN

Het behoud in de toekomst van de goede resultaten van het park PWR-EDF op gebied van dosimetrisch verbruik is haalbaar dank zij een versterkte voorbereiding van de onderhoudsoperaties, zowel de buitengewone als de normale.

Men moet voorzien om te begrijpen (P) en tijdig ingrijpen ; de gepaste gegevens gebruiken tijdens de operatie (S) en de onvermijdelijke afwijkingen met de voorzieningen ontleden (A) om betere resultaten te behalen bij een volgende operatie.

Dit begrip P-S-A zou tot het domein van de redevoering blijven indien er geen middelen waren om het werkelijk in gebruik te brengen.

Dit uiteenzetting behandeld er twee:

- "TIGRE-RP" dat ons toelaat de vroegere ervaringen op gebied van radioprotectie met het park PWR-EDF te structureren en te ontleden.
- "PANTHERE-RP" dat het mogelijk maakt de "vermelde" dosis-equivalent debieten te voorzien wat betreft hun oorsprong in de nabijheid van materialen en circuits en zo de beste beschermingsmiddelen te bepalen.

## PREPARATION DU PERSONNEL AUX INTERVENTIONS : LE CETIC

G. RICHEUX - EDF et G. ROY - Framatome

## Résumé

Le CETIC est un G.I.E. (Groupement d'Intérêt Economique) constitué à parts égales entre E.D.F. et FRAMATOME ; il est cependant ouvert à tout Exploitant nucléaire ou Constructeur français ou étranger. Ses activités ont débuté fin 1986 et concernent la maintenance des centrales nucléaires REP (Réacteurs à Eau Pressurisée) dans les domaines ci-après:

- la validation de procédés de maintenance,
- la qualification des outillages de maintenance,
- l'entraînement et/ou l'habilitation du personnel utilisant ces outillages en Centrale.

Le rôle du CETIC, en ces domaines, est de mettre à disposition des maquettes, échelle 1, aussi complètes et aussi représentatives que possible des composants principaux de la chaudière nucléaire (piscine, cuves 900 et 1300 MW, générateurs de vapeur, pompe primaire, etc...). Ces maquettes permettent de garantir le bon fonctionnement des outillages et de placer les intervenants dans les conditions les plus proches que possible de la réalité.

Le CETIC est donc un Centre de simulation des activités de maintenance et il procure les avantages ci-après:

- amélioration de la sûreté globale des interventions,
- réduction de la dosimétrie individuelle et collective des intervenants,
- réduction des durées des activités entraînant des gains économiques sur l'activité proprement dite et, le cas échéant, sur l'indisponibilité des tranches.

Depuis sa création, le CETIC a connu un développement très important de ses activités qui ont concerné la maintenance générique programmée, corrective ou préventive, ou l'entraînement et l'habilitation de personnels d'E.D.F. à des opérations de maintenance courante mais à caractère délicat (rechargement du combustible, par exemple).

## NOTE DE PRESENTATION DU CETIC

### SOMMAIRE

	PAGES
1. CONTEXTE DE LA CREATION DU CETIC.....	1
2. ORGANISATION DU CETIC .....	2
3. OBJECTIFS DU CETIC	
3.1. Maintenance corrective ou préventive.....	3
3.2. Entraînement à la maintenance courante .....	4
4. DESCRIPTION DU CETIC	
4.1. Description générale .....	5
4.2. Description des maquettes .....	6
4.3. Tiédissement du CETIC .....	7
5. TYPES D'ACTIVITES DEVELOPPEES AU CETIC	
5.1. Maintenance générique programmée .....	8
5.2. Maintenance corrective sur incident .....	9
5.3. Mise au point d'activité de maintenance à caractère exceptionnel.....	9
5.4. Entraînement et habilitation de personnels de maintenance courante.....	10
6. CONTROLE DES ACTIVITES DU CETIC.....	12
7. BILAN DES ACTIVITES DU CETIC - CONCLUSION .....	13

## 1. CONTEXTE DE LA CREATION DU CETIC

Le parc nucléaire français des réacteurs à eau pressurisée (REP) est constitué par des séries de tranches identiques, tant au niveau des matériels qu'au niveau des installations. Ces tranches identiques constituent différents "paliers" distincts CP0, CP1, CP2 pour les tranches 900 MW, P4, P'4 et N4 pour les tranches 1300 MW. Il est cependant à noter que les principaux composants de la chaudière nucléaire sont, à peu de chose près, identiques pour les tranches 900 MW, soit 34 tranches au total et il en est de même pour les paliers 1300 MW, soit à l'heure actuelle, 12 tranches en fonctionnement.

Cette homogénéité du parc nucléaire français REP provient d'une option délibérée, très largement facilitée par le fait qu'EDF, seul Exploitant nucléaire Français, ait commandé les chaudières nucléaires à un seul Constructeur, FRAMATOME.

Cette situation, unique au monde, tout au moins, à cette échelle, permet d'aborder, d'une manière très globale, l'organisation de la maintenance des chaudières nucléaires aussi bien au plan préventif qu'au plan correctif. Cette approche est, en effet, rendue nécessaire par le vieillissement simultané de tranches identiques, exigeant une maintenance "générique", c'est à dire nécessitant la mise en oeuvre de procédés et d'outillages communs. C'est dans ce contexte qu'a été créé, en 1983, l'Unité Technique Opérationnelle (UTO) du Service de la Production Thermique; cette Unité a pour tâche principale, l'organisation et la gestion de la maintenance générique nationale des tranches nucléaires REP.

La création du CETIC résulte de la même synergie qui a présidé aux créations successives, sous l'impulsion de l'UTO, des Ateliers et Centres nationaux liés à cette maintenance :

- l'atelier SOMANU à MAUBEUGE pour la maintenance des composants "chauds" de la chaudière nucléaire (moto-pompes primaires, pompes RRA, soupapes SEBIM, etc)
- la Base Chaude Opérationnelle du TRICASTIN (BCOT) pour la maintenance et la requalification des outillages "chauds" utilisés en Centrale ; dans un proche avenir, il sera créé pour le même usage, le Centre d'Outillages de Chalon-sur-Saône de FRAMATOME (COC).
- le CETIC ou Centre d'Expérimentation et de Validation des Techniques d'Intervention sur Chaudières nucléaires à eau pressurisée, également implanté à CHALON SUR SAONE.

Le CETIC a été créé à partir d'un G.I.E. (Groupement d'Intérêt Economique) unissant, à parts égales, EDF et FRAMATOME suivant les dispositions ci-après.

## 2. ORGANISATION DU CETIC

Le GIE CETIC est fondé sur un principe de parité entre les deux associés EDF et FRAMATOME, sur les bases suivantes :

- le personnel est détaché, à nombre égal, par les deux Sociétés,
- la direction du CETIC est confiée à un Chef d'Exploitation assisté d'un Adjoint (respectivement d'EDF et de FRAMATOME). Tous deux sont Administrateurs du CETIC et rendent compte de leur gestion auprès d'un Comité de Direction,
- le Comité de Direction du CETIC est constitué par trois représentants d'EDF et de trois représentants FRAMATOME; il se réunit périodiquement.

Il est à noter que, de par son contrat constitutif, l'utilisation du CETIC n'est pas réservée uniquement à EDF et FRAMATOME, mais est ouverte à tout Constructeur ou à tout Exploitant nucléaire français ou étranger.

### 3. OBJECTIFS DU CETIC

#### 3.1. Maintenance corrective ou préventive :

La maintenance des chaudières nucléaires à eau pressurisée nécessite une minutieuse préparation, comparable à toute intervention en milieu hostile : par exemple le milieu sous-marin et l'espace.

Dans la plupart des cas, cet environnement (irradiation + contamination) impose de limiter au maximum l'intervention humaine directe et nécessite le recours à des outillages très robotisés dont la mise en oeuvre à distance est généralement pilotée et mémorisée par des micro-ordinateurs et assistée par des systèmes audio-visuels sophistiqués.

Le CETIC contribue à cette préparation pour les activités de maintenance à caractère délicat, pour ce qui concerne :

- la validation des procédés de maintenance
- la qualification des outillages correspondants
- l'entraînement du personnel utilisant ces outillages en Centrale

La validité de cette préparation réside essentiellement sur sa représentativité; il s'agit donc au CETIC de mettre à disposition des maquettes, échelle 1, représentant les composants principaux de la chaudière nucléaire.

Ces maquettes permettent de garantir le bon fonctionnement et la fiabilité des outillages et de placer les intervenants dans les conditions les plus proches que possible de la réalité

La création relativement tardive du CETIC (fin 1986) vis-à-vis du démarrage des premières tranches REP 900 MW (1977) résulte de deux raisons :

- d'une part, du peu de besoin de maintenance corrective ou préventive dans un parc nucléaire en démarrage, donc à l'état neuf,
- d'autre part, de la possibilité, durant cette période, de tester les outillages prototypes sur des tranches en cours de construction (la dernière tranche française REP 900 MW, Chinon B4, a été couplée au réseau dans le courant de l'été 87).

### 3.2. Entraînement à la maintenance courante :

L'existence au CETIC de maquettes, échelle 1, représentatives des composants réels en Centrale REP, outre les possibilités de préparer des opérations de maintenance corrective ou préventive, permet également, en certains cas, l'entraînement d'équipes spécialisées des Centrales ou des Constructeurs à des opérations pouvant être considérées de maintenance courante, mais ayant un caractère délicat.

Il s'agit en particulier de l'entraînement :

- au déchargement et rechargement du combustible en réacteur ,
- à l'entretien et la requalification des soupapes SEBIM au pressuriseur
- à l'ouverture et fermeture de cuve par Machine de Serrage et de Desserrage des Goujons de cuve (MSDG)

## 4. DESCRIPTION DU CETIC

### 4.1. Description générale

Le CETIC a été installé à CHALON SUR SAONE, courant 1986, en rive gauche de la Saône, dans des bâtiments FRAMATOME, initialement créés pour la fabrication des générateurs de vapeur de la filière REP 900 MW CPO (FESSENHEIM et BUGEY); lors du démarrage du Contrat Pluriannuel CPI cette usine s'est avérée trop petite et FRAMATOME a dû réimplanter à proximité, sur le territoire de la commune de ST MARCEL, une usine beaucoup plus imposante, adaptée au rythme de fabrication des GV des filières suivantes. (jusqu'à une vingtaine de GV construits par an)

L'ensemble des bâtiments constitué par des halls, des bureaux et des locaux techniques, a été conservé; la configuration des halls adaptée initialement à la fabrication des GV convenait parfaitement aux besoins du CETIC. (dimensions respectables, importants moyens de manutention, grandes portes d'accès...)

Globalement les bâtiments existants n'ont subi qu'une remise à neuf, à l'exception de la création, dans le hall principal, d'une piscine en acier inoxydable, de dimensions comparables à celles des bâtiments réacteurs REP 1300 MW (3 compartiments de 2500 m<sup>3</sup> au total, longueur 28 m, largeur 10 m, profondeur maximale : 22 m). L'implantation de cette piscine a nécessité, en infrastructure, la création d'un cuvelage en parois moulées descendant jusqu'à 20 mètres sous le niveau du sol, le haut de la piscine étant accrochée à un plancher béton spécialement aménagé à un niveau + 8 m.

Une description plus détaillée des bâtiments et de leurs équipements est faite en ANNEXE 1 à la présente Note.

#### 4.2. Description des maquettes

Pour équiper le CETIC, des maquettes à l'échelle 1 des composants principaux de la chaudière nucléaire REP 900 ou 1300 MW ont été créées, dès l'origine, afin d'assurer la qualification des outillages.

Les critères retenus pour la définition de ces maquettes ont été les suivants :

- échelle 1 et représentativité malgré un allègement sensible des maquettes
- juxtaposition de parties réelles et de parties fictives
- choix de composants réels basé sur le retour d'expérience et l'étude de probabilité de risques
- adaptabilité des maquettes à des interventions variées

Les principales maquettes ainsi créées sont les suivantes (certaines d'entre-elles n'appartiennent pas au CETIC) :

- piscine bâtiment réacteur
- maquette cuve 1300 MW
- maquette cuve 900 MW
- maquettes internes supérieurs et inférieurs cuve 900 MW
- maquette couvercle 1300 MW
- maquette générateur de vapeur 900 MW
- maquette pressuriseur 900 MW
- maquettes de demi-bols GV 900 et 1300 MW
- volute de pompe primaire 900 MW (volute réelle - propriété EDF)
- machine de chargement du combustible, type 1300 MW commutable en type 900 MW (propriété EDF)
- banc de vissage des Machines de Serrage et Desserrage des Goujons de cuve (MSDG, propriété EDF REAM)

- maquette GV pour le remplacement des cannes anti-vibratoires (propriété FRAMATOME)
- maquetage des soupapes SEBIM au pressuriseur (propriété EDF)

La description détaillée de ces maquettes ainsi que l'analyse des différentes utilisations possibles sont faites en ANNEXE 2 de la présente note.

#### 4.3. Tiédissement du CETIC :

Au départ, le CETIC devait être une installation "froide", c'est à dire non susceptible de recevoir des outillages contaminés en Centrale.

Cette option s'est très vite avérée pénalisante dans la mesure où le retour d'expérience peut faire apparaître des nécessités, soit de modifications d'outillages contaminés, prototypes ou non, devant être requalifiés au CETIC, soit de réentrainement du personnel utilisant ces outillages.

Pour assurer ce retour d'outillages faiblement contaminés au CETIC, il a été proposé à l'Administration de transformer le CETIC en "ICPE déclarée" (Installation Classée pour la Protection de l'Environnement). Ce type de classement permet au CETIC de recevoir des outillages très faiblement contaminés, avec des niveaux d'activité très inférieurs à ceux que l'on rencontre généralement en Centrale ; en effet, aux termes de la réglementation pour ce type d'installation, le CETIC ne devrait pas dépasser les activités maximales ci-après, en radioéléments des groupes II et III :

- .  $3,7 \times 10^9$  Bq (soit 0,1 Ci) en utilisation
- .  $3,7 \times 10^{10}$  Bq (soit 1 Ci) en stockage

En fait, les possibilités de stockage n'ont pas été retenues au CETIC qui ne peut donc qu'entreposer, provisoirement, ou exploiter des outillages dont l'activité globale doit être la plus faible possible et ne jamais dépasser  $3,7 \times 10^9$  Bq, soit 100 millicuries

Le principe retenu au CETIC consiste à créer, dans les halls, des chantiers normaux (froids) cohabitant avec des chantiers en Zones Contrôlées avec tous les équipements de protection et de contrôle inhérents à des activités portant sur des outillages "tièdes" .

## 5. TYPES D'ACTIVITES DEVELOPPEES AU CETIC

L'exploitation du CETIC concerne essentiellement des activités qui touchent de très près la sûreté et à la radioprotection.

Différents types d'activités peuvent être recensées, elles sont répertoriées ci-après.

### 5.1. Maintenance générique programmée

Cette maintenance générique est en général nécessitée par une évolution constatée ou prévisible sur un matériel d'un ou plusieurs paliers.

L'utilisation du CETIC permet d'éviter l'expérimentation directe des outillages prototypes sur une tranche pilote et facilite le retour d'expérience après les premières opérations, en améliorant la fiabilité des outillages par leur requalification au CETIC.

Par ailleurs, un meilleur entraînement des intervenants améliore aussi bien la sûreté que la sécurité de l'intervention.

En résumé, les avantages liés à l'utilisation du CETIC pour la maintenance générique programmée, sont les suivants :

- amélioration de la sûreté globale de l'intervention (réduction des incidents et des anomalies)
- réduction de la dosimétrie collective des intervenants (facteur de 2 à 3 après plusieurs interventions)

- réduction des durées des activités entraînant des gains économiques sur l'activité proprement dite et, éventuellement, et surtout, une réduction de l'indisponibilité des tranches.

## 5.2. Maintenance corrective sur incident

A l'inverse de la maintenance programmée précédente, cette maintenance corrective a lieu au cas par cas; elle n'a pas de caractère systématique, bien qu'un effet de répétition puisse quelquefois être constaté (exemples : réparation de goujon grippé sur bride de cuve, récupération d'assemblage combustible détérioré, redressement d'un pion de centrage d'assemblage combustible, etc)

L'utilisation du CETIC permet, en temps réel, de mettre au point les outillages d'intervention et de former le personnel intervenant dans le véritable contexte de l'activité.

Les principaux avantages, en résultant, sont , bien sûr, identiques à ceux liés à la maintenance générique programmée, à savoir :

- l'amélioration de la sûreté,
- la réduction de la dosimétrie et de la durée d'intervention.

## 5.3. Mise au point d'activité de maintenance à caractère exceptionnel

A l'inverse de la maintenance corrective précédente, la mise au point d'interventions exceptionnelles est programmée et organisée à l'avance, sans qu'il y ait, à court terme, nécessité d'intervention en Centrale.

Les exemples types de telles opérations sont :

- le remplacement des générateurs de vapeur (RGV),
- l'usinage des plans de joint de volute de pompe primaire.

Pour ces opérations, le CETIC peut recréer l'environnement réel des Centrales, en fournissant les maquettes appropriées. L'intérêt de mise au point de ces interventions étant la préparation et l'agrément préalable d'activités qui pourront par la suite présenter un caractère générique mais dont cette mise au point "à blanc" permet de réduire les délais de première réalisation.

Outre les avantages déjà cités, l'apport déterminant de cette mise au point est économique puisqu'il transforme en activité générique une activité qui, sans cette anticipation, serait corrective, donc, à long délai d'exécution, ce qui se traduirait par un important défaut de production d'énergie électrique pour les tranches concernées.

#### 5.4. Entraînement et habilitation de personnels de maintenance courante :

De la même manière que les opérations d'exploitation, certaines opérations de maintenance courante peuvent présenter un caractère important vis-à-vis de la sûreté, ou, à tout le moins, vis-à-vis de la disponibilité des tranches nucléaires.

Dans le cadre de l'extension de la culture de sûreté, mise en avant à EDF, tant pour l'exploitation que pour l'entretien des Centrales nucléaires, le CETIC doit fournir une importante contribution à l'entraînement et à l'habilitation des équipes de maintenance spécialisée en Centrale.

Le CETIC devient ainsi un CENTRE DE SIMULATION AUX ACTIVITES DE MAINTENANCE de la même manière que, depuis longtemps, EDF a développé des simulateurs d'exploitation des tranches nucléaires : il s'agit là d'une démarche tout à fait complémentaire et indispensable à tout développement de la "culture de sûreté" des Exploitants nucléaires.

Dans cet esprit, c'est au travers de la spécificité des installations du CETIC que peuvent se développer des "chantiers-écoles", très difficiles à recréer par ailleurs, à l'exception des chaudières nucléaires elles-mêmes, avec tous les risques que cette activité d'entraînement pourrait entraîner.

A ce jour, les chantiers-écoles, ci-après, sont organisés au CETIC sous l'égide de la Division Formation du Service de la Production Thermique.

- Entraînement et habilitation au déchargement et rechargement du combustible :

Le CETIC permet de simuler très fidèlement ces opérations délicates de déchargement et rechargement du combustible, grâce à une machine de chargement réelle de type REP 1300 MW, mais qui peut également simuler le fonctionnement de la machine REP 900 MW.

Ces opérations s'effectuent en piscine du CETIC, sous eau boriquée à 2000 ppm de bore, en utilisant la maquette des Equipements Internes Inférieurs (EII) disposée en Cuve 900 MW. Les assemblages combustibles postiches utilisés ont des poids sensiblement équivalents au poids des combustibles réels et certains d'entre-eux peuvent également simuler leurs déformations réelles obtenues sous irradiation (flambage, vrillage...)

Dans un proche avenir, toutes les équipes d'EDF spécialisées dans le rechargement du combustible seront habilitées puis, ultérieurement, recyclées sur la machine de chargement du CETIC. L'utilisation de cette machine sera également mise à disposition des autres Exploitants nucléaires étrangers qui pourraient en faire la demande.

- Entraînement à la maintenance des soupapes de sûreté SEBIM du pressuriseur :

Cette maintenance s'avère délicate en Centrale, de par les difficultés de manutention et d'accostage très précis des soupapes, puis de leur requalification après montage.

Le chantier-école du CETIC va simuler tous ces problèmes : l'environnement de la casemate autour du pressuriseur, les raccordements sur le tore d'échappement de trains des soupapes réelles, les armoires de commande des soupapes pilotes et toutes les lignes d'impulsions entre ces armoires et les soupapes, afin de simuler en vraie grandeur, les requalifications des soupapes après maintenance

Ce chantier école sera ouvert aussi bien aux équipes spécialisées d'EDF (ORI) qu'à celles du Constructeur (GITRAM) ou à tout intervenant étranger.

- Entraînement à l'ouverture et fermeture de cuve par MSDG :

Le CETIC dispose d'un banc de vissage de cuve sur lequel peut-être qualifié tout type de MSDG (Machine de serrage et desserrage des goujons de cuve) du parc nucléaire français (CPO, CP1, CP2, P4, P'4 et N4).

A l'occasion de ces qualifications de machine, il peut être assuré l'entraînement, à l'aide de machines réelles, d'équipes spécialisées (d'EDF ou non) dans l'ouverture et fermeture de cuve.

## 6. CONTROLE DES ACTIVITES DU CETIC

Le CETIC peut simultanément recevoir jusqu'à une quinzaine d'équipes travaillant sur des chantiers distincts, soit jusqu'à 120 intervenants simultanés.

Le CETIC peut assurer l'isolement et la protection de confidentialité de chantiers dont la protection industrielle de certains procédés ou outillages n'est pas acquise.

Le personnel du CETIC a pour tâche d'assurer l'accueil et la logistique générale de l'activité des différents chantiers (emplacement, maquettes, fluides, énergie, consommables, moyens de manutention...etc). Les intervenants conservent cependant leur responsabilité et leur contrôle interne au plan technique et au plan de la sécurité, le CETIC n'ayant aucune prérogative en ce domaine.

Sont également admis au CETIC tout représentant de Société ou d'Organisme assurant le contrôle externe d'une activité, pour son propre compte, ou pour le compte d'un tiers, ou au titre de l'Autorité administrative de tutelle (DRIR, BCCN, SCSIN, etc)

## 7. BILAN DES ACTIVITES DU CETIC CONCLUSION

Pour terminer ce tour d'horizon relatif au CETIC, il est mentionné, ci-après, son bilan d'activité des années précédentes et celui, prévisionnel de l'année 1989 :

- 1987 : 26 200 heures d'intervenants pour 75 affaires
- 1988 : 39 900 heures d'intervenants pour 69 affaires
- 1989 : 47 700 heures d'intervenants programmées

soit une progression très rapide de l'activité du CETIC depuis sa création.

Les affaires concernées sont très variées, aussi bien en taille qu'en importance ; certaines intéressent plusieurs centaines de personnes durant plusieurs semaines, d'autres nécessitent l'utilisation d'une seule maquette durant quelques heures, par deux ou trois intervenants. Elles sont résumées succinctement, par type de maquettes utilisées, en Annexe 2 à la présente note.

Pour l'avenir, des activités nouvelles vont certainement apparaître, tout autant dans le domaine de la maintenance préventive que dans le domaine de la maintenance corrective. Par ailleurs, le CETIC devrait également conforter son aptitude à la simulation d'activités de maintenance courante, mais à caractère délicat.

En conclusion, il est utile de rappeler que le CETIC, si besoin est, peut-être ouvert 24 heures sur 24, 7 jours sur 7 et qu'il est accessible à tout intervenant, Constructeur ou Exploitant nucléaire, français ou étranger.

## A N N E X E S

S O M M A I R E

ANNEXE I : HALL D'EXPLOITATION - BUREAUX ET ANNEXES ..... pages 1  
2

ANNEXE II : ..... page 0/20

1. <u>MAQUETTE PISCINE</u> .....	1/20
	2/20
2. <u>MAQUETTES CUVES</u> .....	3/20
	4/20
	5/20
3. <u>MAQUETTE COUVERCLE</u> .....	6/20
	7/20
4. <u>MAQUETTES GENERATEUR DE VAPEUR</u> .....	8/20
	9/20
	10/20
	11/20
5. <u>MAQUETTES 1/2 BOL GV</u> .....	12/20
	13/20
6. <u>MAQUETTE PRESSURISEUR</u> .....	14/20
	15/20
7. <u>MAQUETTES INTERNES 900 MW</u> .....	16/20
	17/20
	18/20
8. <u>VOLUTE POMPE PRIMAIRE</u> .....	19/20
	20/20

ANNEXE 1**LE HALL D'EXPLOITATION**HALL D'EXPLOITATION

Surface au sol : niveau 0		3 040 m <sup>2</sup>
	utilisable	2 664 m <sup>2</sup>
	niveau 8	1 080 m <sup>2</sup>
	utilisable	904 m <sup>2</sup>
Surface piscine		186 m <sup>2</sup>

EQUIPEMENT D'EXPLOITATION

. 18 postes de travail :

3 postes maquettes fixes (GV, Pressuriseur, Cuves)  
15 postes maquettes mobiles

. Chaque poste comprend :

- . 1 armoire de distribution électrique avec protection
- . 1 éclairage mobile 500 LUX spécial au poste
- . 1 alimentation air comprimé 3 m<sup>3</sup>/mn 6 bars
- . 1 alimentation EF 0,20 l/s pression 10 m CE
- . 1 raccord circuit vidéo interne \*

MOYENS DE - MANUTENTION

- 1 Pont 340 t - crochet principal - HSC 23 m - portée 28 m - desserte hall
- 1 Pont 60 t - crochet secondaire
- 1 Pont 5 t - crochet tertiaire (indépendant)
- 1 Pont 30 t - HSC 12 m - portée 15 m - desserte appenti
- 2 Potences 4 t - portée 6,5 m
- 1 Potence 0,5 t - portée 4,0 m
- 1 Ascenseur de charge 8 m - force 7,2 T - Cage 6 x 2,5 x 3
- 1 Monte Personne - capacité : 3 personnes -

EQUIPEMENTS GENERAUX

- 1 Boucle de distribution eau froide
- 1 Réseau protection incendie - RIA Diamètre 40
- 1 Réseau air comprimé - 5 à 6 N m<sup>3</sup>/mn - 6 bars
- 2 Réseaux chauffage
- 1 Réseau eau borée - avec réservoir 2500 m<sup>3</sup>
- 1 Réseau eau déminéralisée d'appoint avec réservoir 400 m<sup>3</sup>
- 1 Réservoir tampon de 1000 m<sup>3</sup>
- 1 Atelier de Maintenance.

<b>BUREAUX ET ANNEXES</b>
---------------------------

SURFACES

- bureaux et divers .....	850 m2	
- vestiaires .....	230 m2	
TOTAL	1 080	m2

AMENAGEMENTS

Pour l'exploitation :

- 9 salles d'étude et de réunion pour intervenants et formateurs
  - 3 salles de conférences
  - 1 local régie vidéo
  - 1 local reprographie

L'ensemble des vestiaires et sanitaires (111 personnes)

Pour la logistique :

- 1 local accueil
- 8 bureaux administratifs et techniques

Les halls et dégagements

EQUIPEMENTS

- Liaisons vidéo : par l'intermédiaire du local régie -  
chaque salle comporte :
  - . 1 équipement duplex pour travailler avec le hall
  - . 1 équipement permettant de travailler en temps réels où temps différés
  - . 1 possibilité de mixage avec générateur d'effets spéciaux (en projet)
- Liaison informatique : liaison possible dans les salles avec ordinateurs internes ou externes
- Téléphone : N° 85 48 14 27
- Télécopie : N° 85 48 45 70
- Télex : N° 800105

A N N E X E I I

PRINCIPALES MAQUETTES
-----------------------

1. PISCINE
2. MAQUETTES CUVES
3. MAQUETTE COUVERCLE
4. MAQUETTES GENERATEUR DE VAPEUR
5. MAQUETTES 1/2 BOL GV
6. MAQUETTES PRESSURISEUR
7. MAQUETTES INTERNES 900
8. VOLUTE DE POMPE PRIMAIRE

## 1. MAQUETTE PISCINE (cf schéma page 2)

### 1.1. ORIGINALITES

- Encombrement enveloppe des piscines bâtiments réacteurs REP 900 et 1300 MW
- Trois compartiments isolables par batardeaux
- Un puits de cuve
- Revêtement acier inox

### 1.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

- longueur : 26 900 mm comprenant 3 compartiments :

. Compartiment A  
 $6 \times 5,675 \times 10,728$   
Volume 348 m<sup>3</sup>

. Compartiment B  
 $7,2 \times 10,585 \times 14,090$   
Volume 1000 m<sup>3</sup>

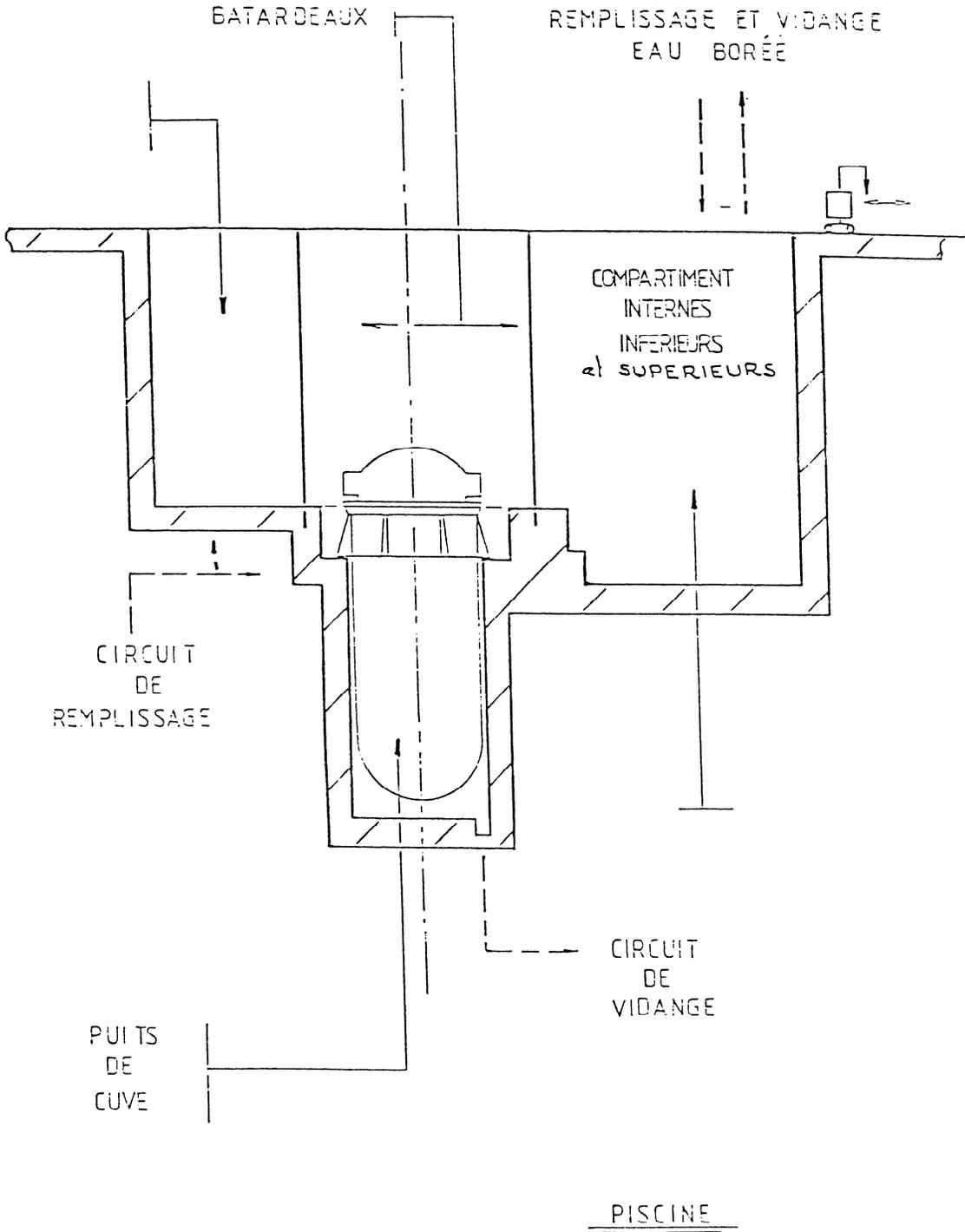
. Compartiment C  
Profondeur 21,58 m  
Volume 1182 m<sup>3</sup>

### 1.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

- Toutes interventions sous eau borée
- Toutes interventions sur cuve ou sur les internes sous eau borée à 2000 ppm

### 1.4. EXPLOITATION

- Remplissage - vidange assurés par des circuits annexes avec conditionnement
- L'eau borée est conditionnée sur place



## 2. MAQUETTES CUVES (cf schémas pages 4 et 5)

### 2.1. ORIGINALITES

- Encombrement réel - échelle 1
- Positions :
  - . en puits de cuve
  - . sur stand de dépose
- Cuves 900 et 1300 emboitables
- Interventions en eau et hors eau

### 2.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

- Masse : Cuve 900 MW = 34300 kg  
Cuve 1300 MW = 46110 kg
- Matériaux :
  - . Parties postiches en E24 protégées par peinture
  - . Autres : conforme avec la réalité
- Dimensions :
  - . Cuve 900 MW : Bride cuve diamètre 4 165 mm  
Hauteur 10 000 mm
  - . Cuve 1300 MW : Bride cuve diamètre 5 600 mm  
Hauteur 10 700 mm

### 2.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

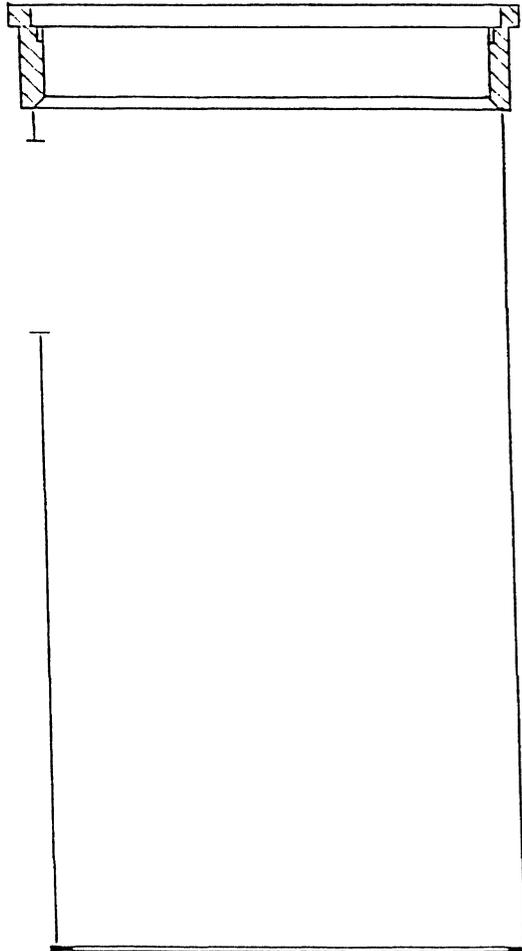
#### A/ Interventions Possibles

- Toutes opérations sur goujonnerie trous taraudés associés
- Sur le plan de joint
- Clavette radiale
- Pénétrations
- Sorties tubulaires
- Opérations de contrôle diverses

#### B/ Particularités

- de nombreux composants sont démontables et ajustables à la demande.

CUVE 900



CUVE 1300

5/20

4 trous de goujons taraudés  
réels démontables

plan de joint réel

tubulure réelle  
démontable

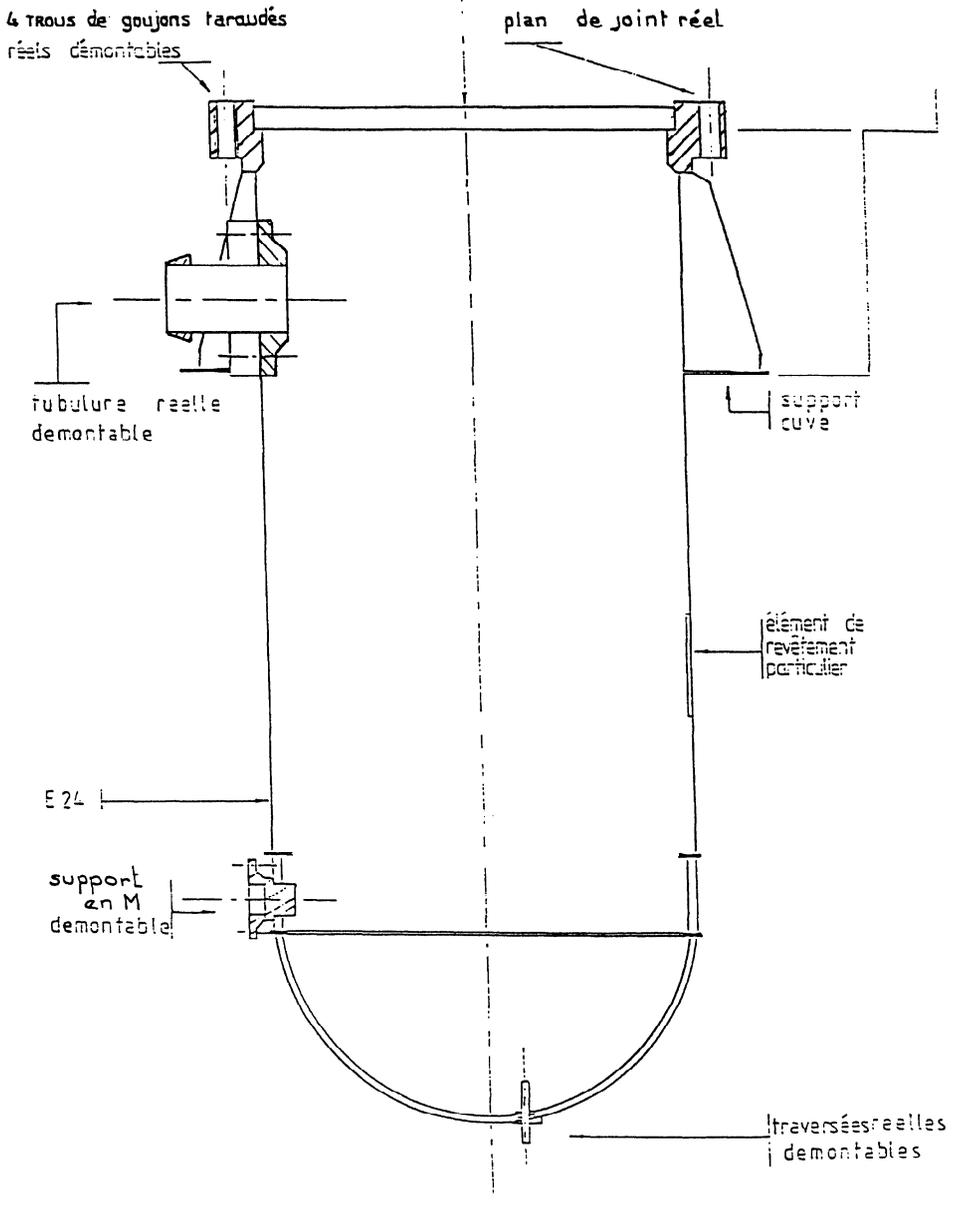
support  
cuve

élément de  
revêtement  
particulier

E 24

support  
en M  
démontable

traversées réelles  
démontables



### 3. MAQUETTE COUVERCLE (cf schéma page 7)

#### 3.1. ORIGINALITES

- Encombrement réel couvercle de cuve 1300 MW
- Intervention sur stand ou sur cuve en puits de cuve

#### 3.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

- Masse : 11 000 Kg
- Matériaux : parties postiches en E24
- Dimensions : Diamètre ext. 5290 mm  
Hauteur 2250 mm

#### 3.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

##### A/ Interventions possibles

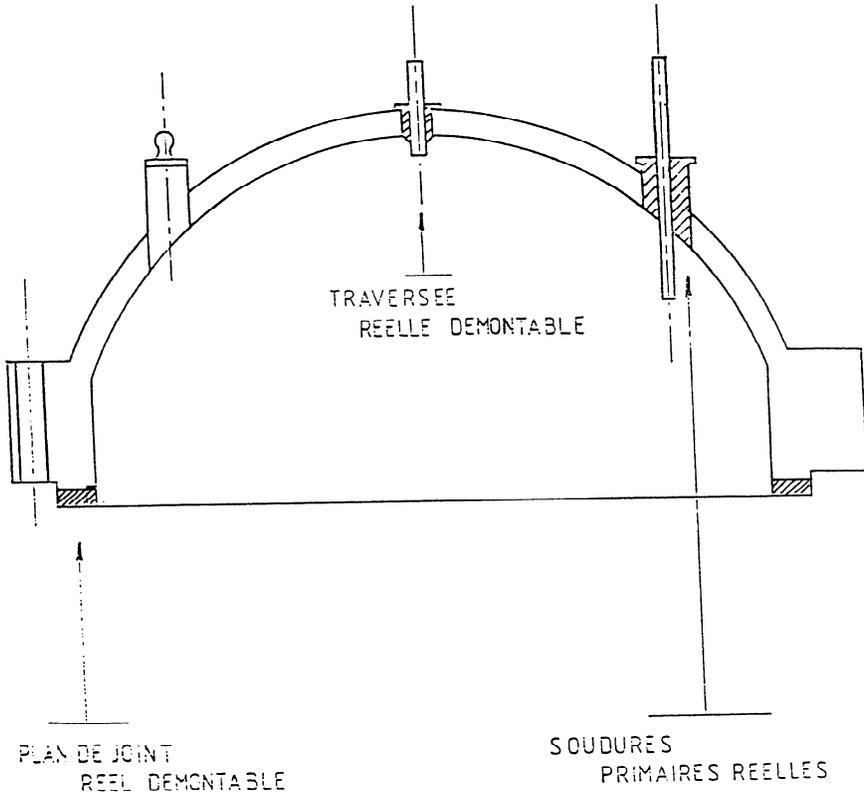
- traversées
- plan de joint

##### B/ Particularités

- maquette évolutive au niveau des traversées et du plan de joint

COUVERCLE 1300

7/20



#### 4. MAQUETTES GENERATEUR DE VAPEUR (cf schéma pages 9, 10 et 11)

##### 4.1. ORIGINALITES

- Encombrement réel d'un GV 900 MW
- 3 ensembles superposables à l'échelle 1 :
  - . Bol
  - . Base du faisceau
  - . Chignon

##### 4.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

A/ Bol: masse 15 000 kg

B/ Base du faisceau :  
masse 12 300 kg

C/ Chignon hauteur 3154 mm :  
tubes en inconel

##### 4.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

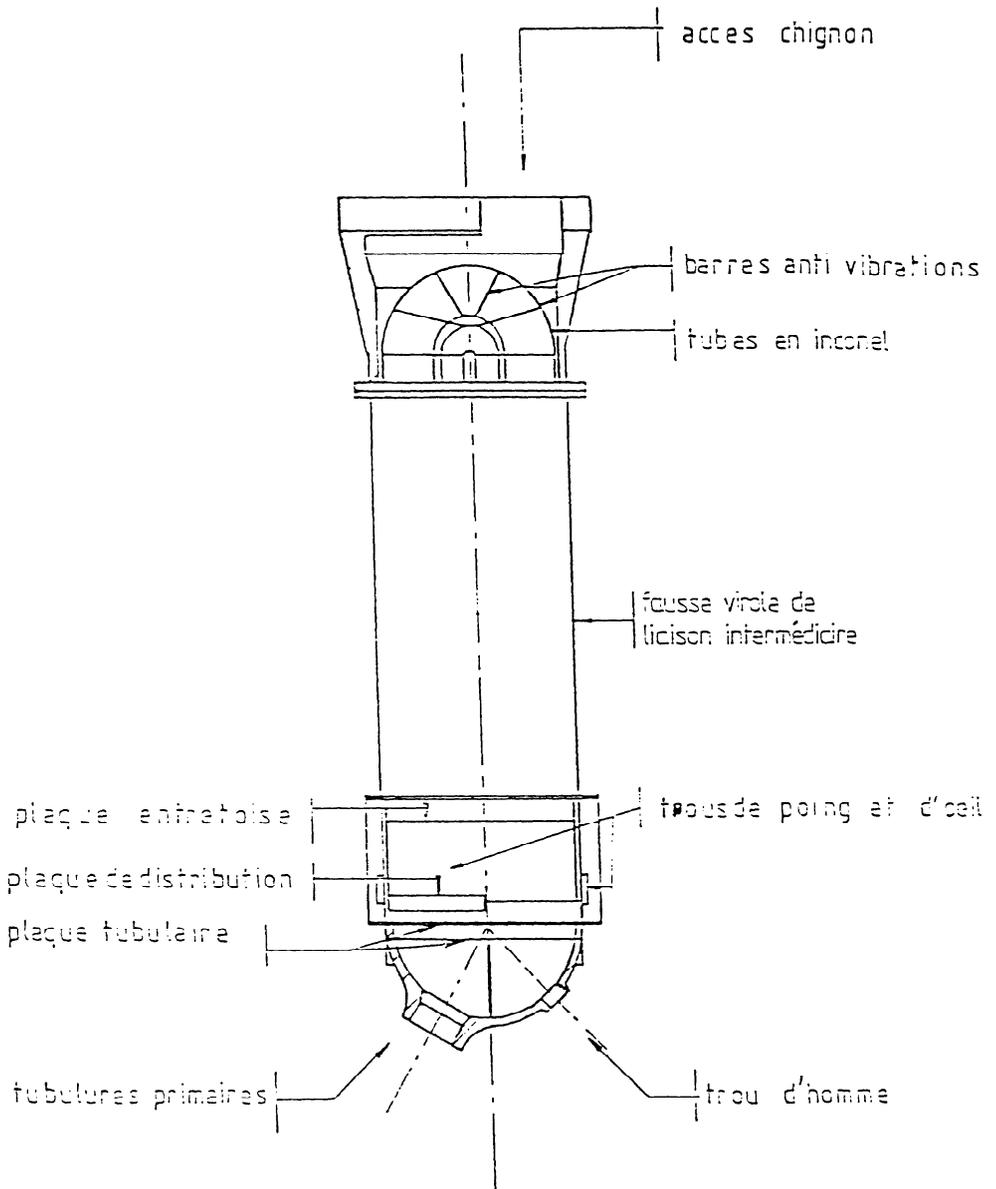
###### A/ Interventions possibles

- réfection boîte à eau - plaque tubulaire
- décontamination
- lançage et toutes opérations côté secondaire
- réparation - extraction, manchonnage de tubes
- intervention sur chignon
- traitement thermique des petits cintres
- coupe plasma tuyauteries primaires

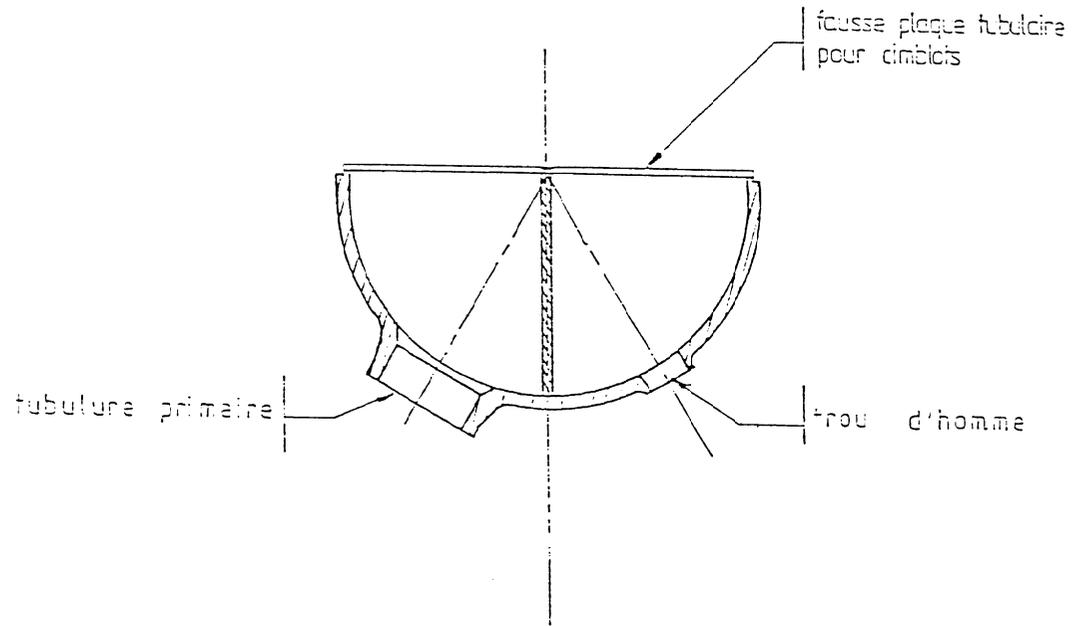
###### B/ Particularités

- l'emboîtement permet des simulations telles que :
  - . remplacement du GV
  - . photogrammétrie
- le faisceau tubulaire est modulable par cimblots

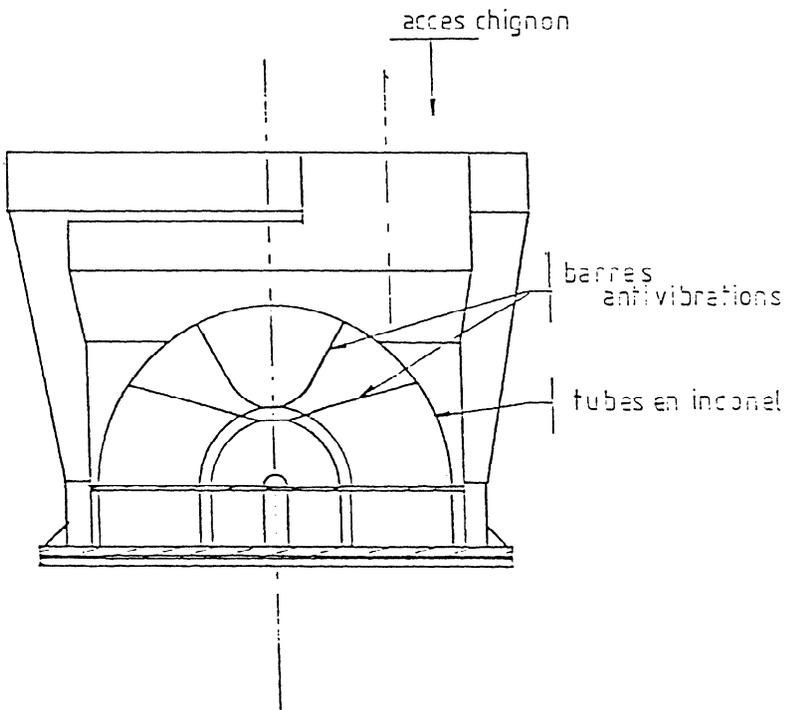
## GENERATEUR



BOL



CHIGNON



## 5. MAQUETTES 1/2 BOL GV (cf schéma page 13)

### 5.1. ORIGINALITES

1/2 bol chaud GV 900 MW : Nombre 3  
" " " GV 1300 MW: Nombre 1

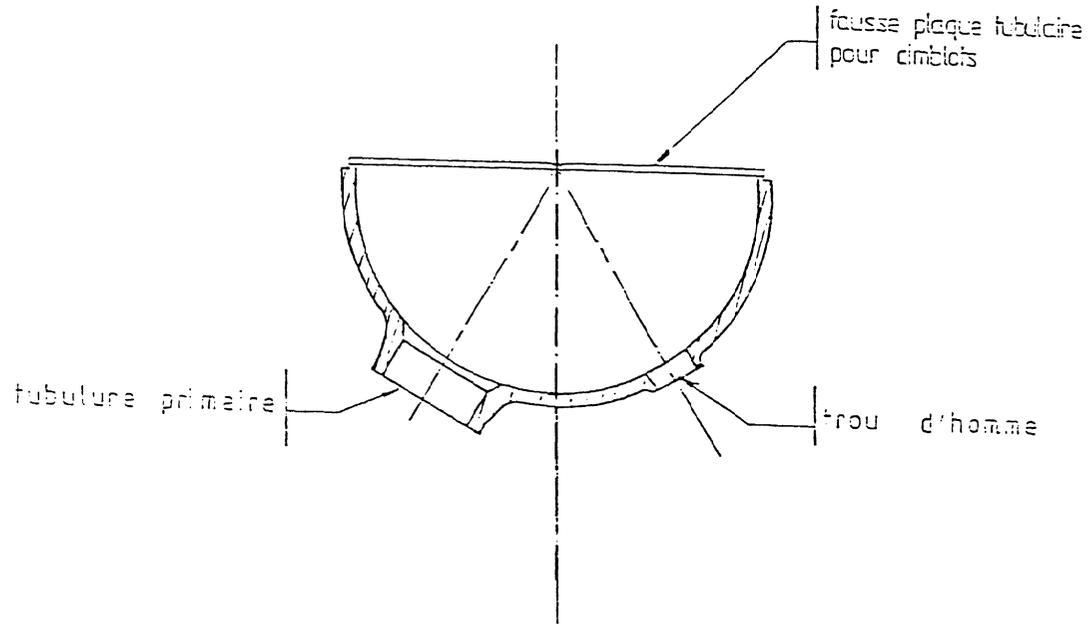
### 5.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

La boîte à eau est modulable par cimblots de différentes hauteurs

### 5.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

- extraction de tubes GV
- essais d'obturateurs boîte à eau
- martelage
- microbillage
- pose et dépose de bouchons démontables
- " " " " " " à mémoire
- qualification de porteurs en boîte à eau
- extraction de tubes
- entraînement sur porteurs
- extraction de manchettes
- contrôle des tubes GV

1/2 BOL CHAUD 900 - 1300



## 6. MAQUETTE PRESSURISEUR (cf schéma page 15)

### 6.1. ORIGINALITES

- . Encombrement réel pressuriseur 900 MW
- . Deux ensembles superposables
- . partie sup.
- . partie inf.
- . Interventions en eau possible

### 6.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

#### A/ Partie supérieure

- Masse : 11 000 Kg
- Hauteur...2200 mm

#### B/ Partie inférieure

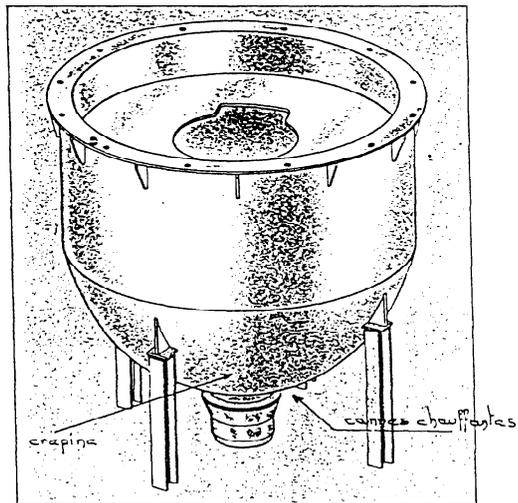
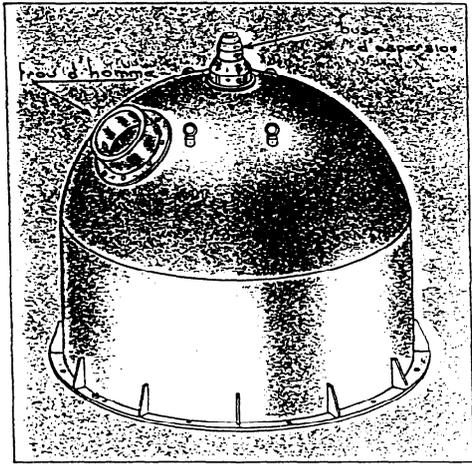
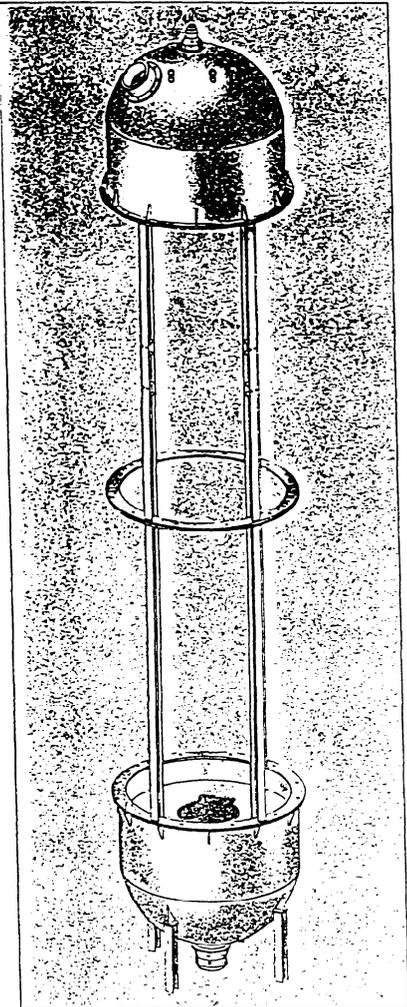
- Masse : 3510 kg
- Hauteur ..2500 mm

### 6.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

Interventions prévues : toutes opérations liées aux :

- . cannes chauffantes
- . crépine
- . tubulure expansion
- . aspersion

PRESSURISEUR



## 7. MAQUETTES INTERNES 900 MW (cf schéma pages 17 et 18)

### 7.1. ORIGINALITES

- encombrement réel EIS et EII 900 MW
- emboitables en cuve
- interventions en eau et hors eau
- tolérances d'alignement respectées

### 7.2. CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

A/ E I S : dimensions échelle 1  
                  masse               13000 kg

B/ E I I : dimensions échelle 1  
                  masse.....46000 kg

### 7.3. ANALYSE FONCTIONNELLE

#### A/ INTERVENTIONS POSSIBLES`:

E.I.S. toutes opérations liées aux :

- . guides de grappe
- . trous de manutention
- . mélangeurs
- . entretoises
- . broches éléments combustibles

E.I.I. toutes opérations de contrôle :

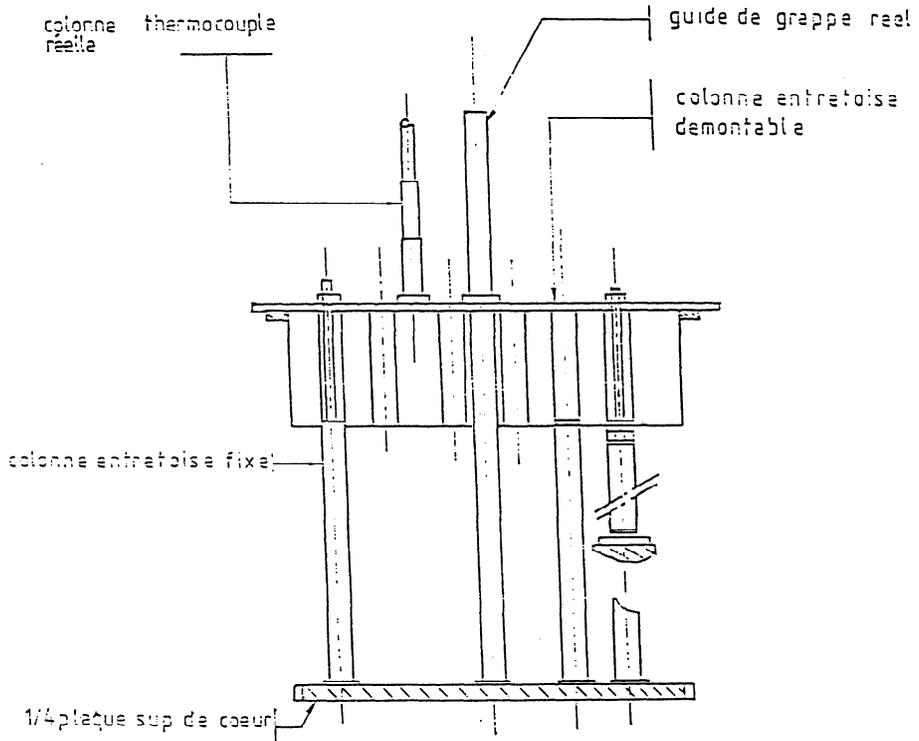
- . visserie
- . cloisonnement
- . broches combustibles
- . clavettes
- . trous de manutention

#### B/ PARTICULARITES

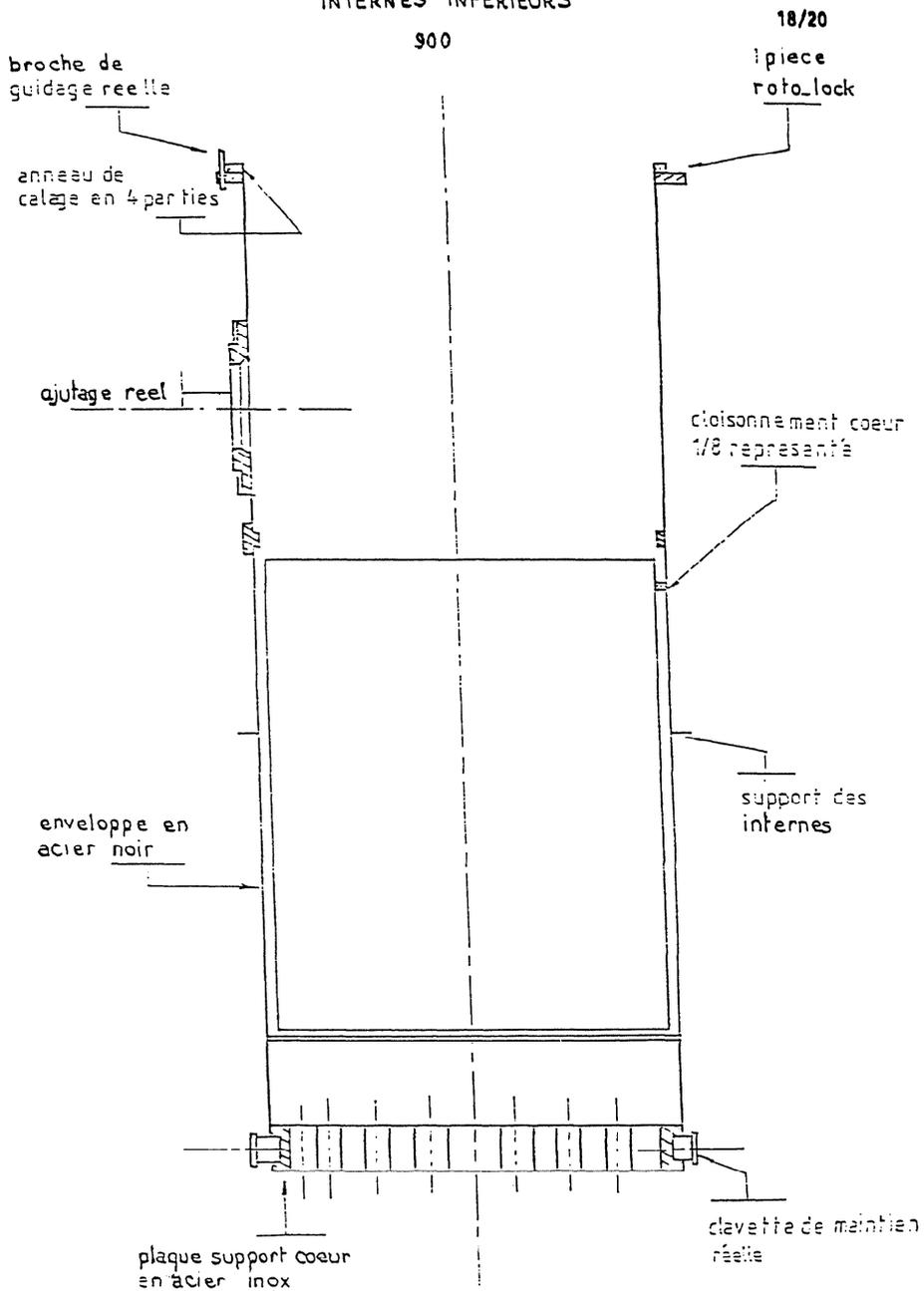
- toutes les parties sont modulables et ajustables

## INTERNES SUPERIEURS

900



INTERNES INFÉRIEURS



## 8. VOLUTE POMPE PRIMAIRE (cf schéma page 20/20)

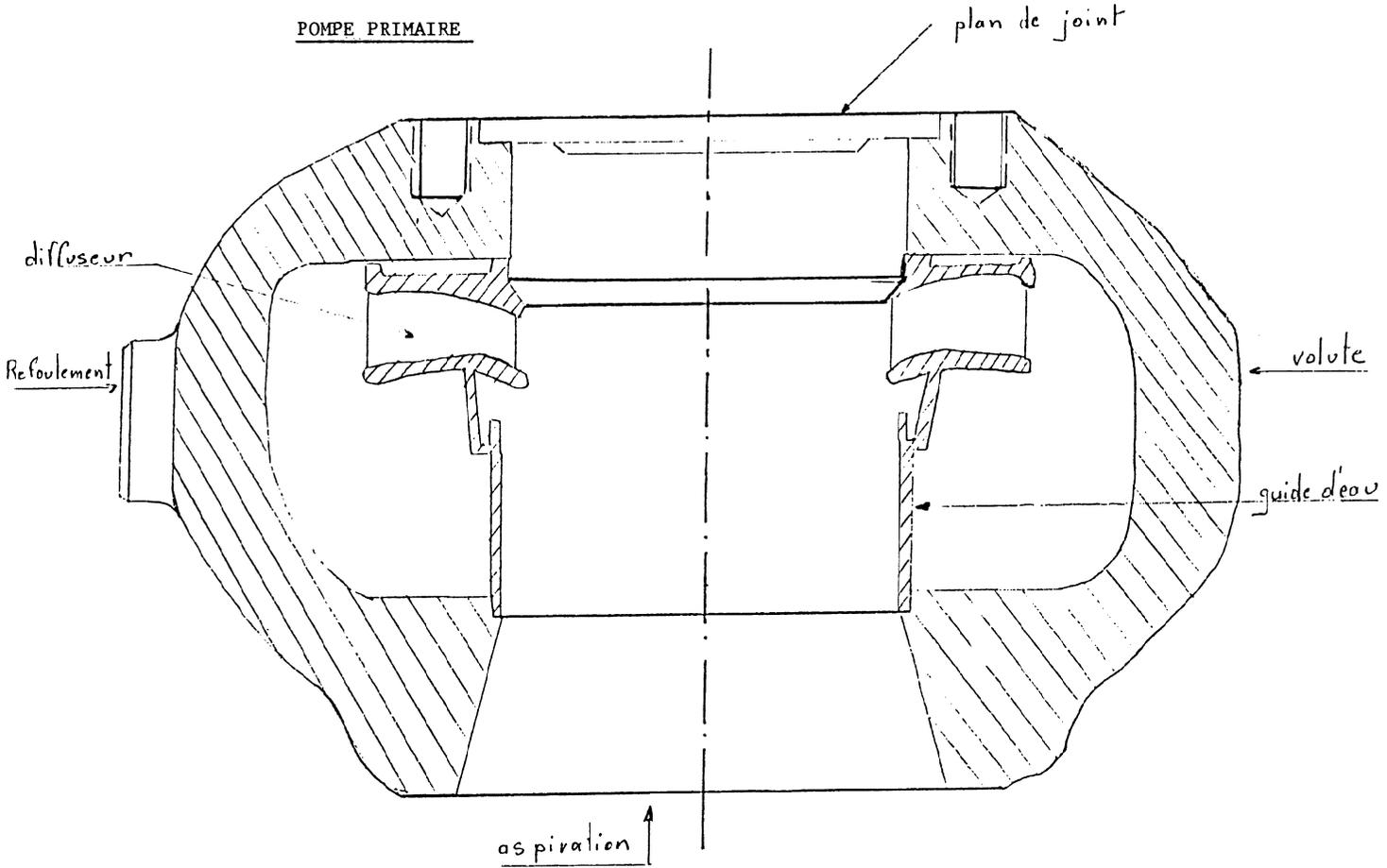
### 8.1. ORIGINALITES

Volute réelle, avec son diffuseur - masse 40 T - matière inox

### 8.2. INTERVENTIONS POSSIBLES

- Usinage du plan de joint
- Rechargement du plan de joint
- Contrôle par ultra-sons du diffuseur
- Remplacement du diffuseur

POMPE PRIMAIRE



### Samenvatting

CETIC is een vereniging met belangen in de economie, opgericht door de firma's E.D.F. en FRAMATOME; iedere exploitant of constructeur uit de nucleaire sector kan van zijn diensten gebruik maken. CETIC startte zijn activiteiten einde 1986 met het onderhoud van hogedruk reactoren:

- het wettigen van onderhoudprocédé's;
- de qualificatie van onderhoudswerktuigen;
- het oefenen en/of het bekwamen van het personeel in kerncentrales bij het gebruik van die werktuigen.

De specifieke rol van CETIC is het ter beschikking stellen van schaalmodellen op ware grootte, zo compleet en zo representatief mogelijk, van de belangrijkste delen van de reactor (waterkuip 900 en 1300 MW, stoomgeneratoren, primaire pompenstelsel enz...). Deze modellen garanderen de goede werking van de werktuigen en maken het mogelijk het personeel te oefenen in condities die de werkelijkheden zo dicht mogelijk benaderen.

CETIC is dus een simulatiecentrum voor onderhoudswerken, wat de volgende voordelen oplevert:

- verbetering van de algemene veiligheid bij tussenkomsten;
- vermindering van de individuele en collectieve dosis;
- verkorting van de duur van de interventies wat economische voordelen biedt zowel wat betreft de activiteiten zelf als, in voorkomend geval, bij de uitval van de eenheden.

Sedert zijn stichting heeft CETIC een belangrijke vooruitgang geboekt in zijn activiteiten betreffende het geprogrammeerde onderhoud, correctief of preventief, het trainen en gewennen van het personeel aan courante maar delicate onderhoudsoperaties (bvb. herladen reactor).

SESSION 3

DISCUSSION - BESPREKING

M. J. PRADEL - CEA-SFRP France

QUESTION à MM. HILMOINE et SEGUY:

L'opération que vous avez présentée pouvait-elle être effectuée sans le robot ISIS? Si oui, quels sont les avantages et inconvénients comparés des deux solutions? On a l'impression que la réduction des doses, que nous demandons nous-mêmes, a une priorité telle que l'on ne regarde pas les inconvénients d'une autre nature, tels que accidents du personnel d'intervention, coût de l'opération, ... Nous pensons que les conséquences néfastes ou fastes doivent être présentées.

REPONSE de MM. HILMOINE et SEGUY:

Non, sans le robot ISIS on n'aurait pas pu mener à bien les réparations complètes de Chinon A3. Quelques opérations "ponctuelles" permettant de gagner du temps d'exploitation pour mettre au point, en temps "masqué", le système ont été cependant menées: interventions manuelles aidées par d'anciens télémanipulateurs, très limitées.

Les accidents du personnel d'intervention sont notablement réduits avec l'intervention des robots.

Coût de l'opération: au moment de la décision, l'investissement était amorti sur 2 hivers de fonctionnement de la tranche.

+ + +

M. J.M. CANALES - EDF France

QUESTION à M. SEGUY:

Peut-on utiliser les propriétés du bras ISIS 2 pour la mise en place d'obturateurs gonflables et mécaniques dans la tuyauterie lors du Remplacement du Générateur de Vapeur?

REPONSE de M. SEGUY:

L'utilisation d'ISIS 2 dans le cadre du RGV à Dampierre 1 (90) n'est pas prévu.

Dans le cadre d'un RGV optimisé et robotisé, il peut être envisageable d'utiliser le bras ISIS 2 pour réaliser certaines opérations:

- mise en place d'obturateurs
- découpe T.P. par l'intérieur
- contrôle soudure
- moulage soudure.

+ + +

M. L. STRICKER - EDF France

QUESTION à MM. HILMOINE et SEGUY:

Il existe en robotique des expériences industrielles en particulier en automobile. Est-ce-que ces expériences ont été d'un quelconque secours pour la mise au point des robots ISIS?

REPONSE DE MM. HILMOINE ET SEGUY:

Les expériences de robotique automobile ne nous ont pas aidés, en effet:

- les robots de construction automobile ne s'accrochent pas d'incertitude de position;
- en 1982/85, le système ISIS 1 était sans doute, en robotique industrielle le système le plus avancé.

+ + +

M. CALLOT - Framatome France

QUESTION à M. SEGUY :

Qu'en est-il des possibilités du bras ISIS sous eau ?

REPONSE de M. SEGUY:

Là aussi, les capacités du robot ISIS:

- charge de 100 kg environ
- pilotage par retour d'effort possible
- précision de positionnement

sont autant d'atouts pour les interventions sous eau dans les centrales REP.

Le problème important qu'il faudra régler pour une adaptation sous eau est l'étanchéité du robot hydraulique. On peut imaginer (cf MSDG) un robot à eau glycolée.. L'adaptation ne paraît pas insurmontable techniquement.

+ + +

M. L. STRICKER - EDF France

QUESTION à MM. BRISSAUD ET LOCHARD:

Vous avez présenté des modèles informatiques performants et vous avez souligné l'importance de la préparation dans la dosimétrie.

Est-ce que l'utilisation de ces produits est facilement accessible à un utilisateur non informaticien ?

REPONSE de M. BRISSAUD:

Pour TIGRE-RP, j'ai essayé de montrer que le nombre de données, déjà très élevé, va croître régulièrement chaque année. Ceci impose le recours à des ordinateurs puissants. Ceci n'est pas un obstacle à la convivialité, que nous estimons aujourd'hui adéquate. Cependant, un système de saisie du retour d'expérience des utilisateurs (centrales) a été défini. Il permettra de recenser les besoins d'amélioration et de les satisfaire.

PANTHERE-RP n'est pour l'instant utilisable que par des spécialistes en radioprotection avec un bon niveau informatique. Nous souhaitons en faire un produit portable et exportable aussi convivial que possible. Notre ambition est que cet outil puisse se "faire oublier" de façon à être utilisé par les préparateurs.

+ + +

M. J. PRADEL - CEA-SFRP France

QUESTION à M. BRISSAUD:

Vous faites un très bon travail de modélisation de l'irradiation externe permettant une organisation rationnelle du travail. Pourquoi vous limitez-vous à l'irradiation externe ? Est-ce que vous estimez que c'est le facteur essentiel ou bien jugez-vous qu'évaluer les niveaux de la contamination due aux opérations est trop difficile ?

Personnellement, je crois que les modélisations des sources de contamination et de leur transfert ainsi que l'évaluation de l'efficacité des confinements ont fait récemment de grands progrès. Les contaminations atmosphériques entraînent des contraintes opérationnelles qui peuvent accroître les irradiations externes, la production de déchets, ... L'accumulation des données permettrait de faire rapidement des progrès en la matière.

Une telle approche globale vous paraît-elle souhaitable?

REPONSE de M. BRISSAUD:

Nous disposons des codes de calcul permettant l'évaluation de la contamination. Ces problèmes de contamination sont réduits par des dispositions objectives : réacteurs "propres", confinement dynamique des chantiers, tenues adaptées. Il va de soi que les problèmes de contamination éventuels sont examinés. Par exemple, pour l'opération de remplacement de CV, ils sont pris en compte pour des opérations liées à la rupture de l'intégrité des circuits : coupe des tuyauteries, chanfreinage, surfaçage, etc... Ces études permettent de déterminer les dispositions à prendre.

SESSION 4 : L'OUVERTURE DU MARCHÉ UNIQUE EUROPÉEN ET SES CONSÉQUENCES  
PRATIQUES POUR LA RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS

SESSIE 4 : DE EENMAKING VAN DE EUROPESE MARKT EN DE PRAKTISCHE GEVOLGEN  
IN VERBAND MET DE STRALINGSBESCHERMING VAN DE WERKNEMERS

ACTION DE LA COMMISSION DES COMMUNAUTÉS EUROPÉENNES  
DANS LE DOMAINE DE LA RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS

Ramiro Cibrian  
Direction Générale Environnement, Sécurité Nucléaire  
Commission des Communautés Européennes

TABLE DE MATIERES

1. Introduction.
2. Activités liées aux directives fixant les normes de base.
  - 2.1. Protection des travailleurs extérieurs.
  - 2.2. Transferts transfrontaliers des déchets radioactives.
  - 2.3. Contrôle de l'application des directives.
3. Inspectorat communautaire.
4. Dosimétrie.
  - 4.1. Doses reçues dans les centrales nucléaires.
  - 4.2. Programmes d'intercomparaison.
5. Actions d'information des travailleurs.

## 1. INTRODUCTION

Après l'accident de Tchernobyl, la Commission a adopté en 1986 un programme de travail qui avait pour objectif entre autres de resserrer, et le cas échéant de compléter les dispositifs dont la Communauté est dotée dans le domaine de la protection de la santé des travailleurs et de la population contre les radiations ionisantes.

Aujourd'hui, les actions ont été poursuivies et elles constituent le cadre de référence avec lequel le défi de 1992 va être entamé. Je voudrais vous présenter un état succinct de la situation tant pour les activités spécifiques décidées après l'accident que pour les activités permanentes qui ont été développées, réorientées ou ont simplement fait l'objet de mise au point depuis l'accident de Tchernobyl.

## 2. ACTIVITES LIEES AUX DIRECTIVES FIXANT LES NORMES DE BASE RELATIVES A LA PROTECTION SANITAIRE DE LA POPULATION ET DES TRAVAILLEURS CONTRE LES DANGERS DES RADIATIONS IONISANTES.

D'abord, je veux vous faire remarquer que ces activités spécifiques adoptées après l'accident de Tchernobyl, ne doivent pas laisser dans l'ombre les activités habituelles qui se situent dans le cadre de la mise en oeuvre et de l'adaptation permanente par la Communauté des normes de base.

## 2.1. PROTECTION DES TRAVAILLEURS EXTERIEURS

L'article 2(b) du Traité Euratom prévoit que l'une des tâches essentielles de la Communauté consiste à établir des normes de sécurité uniformes pour la protection sanitaire de la population et des travailleurs et à veiller à leur application. Le chapitre III du 2ème titre du Traité Euratom est consacré à la protection sanitaire, et c'est en vertu de l'article 31 du Traité que, depuis 1959, le Conseil a arrêté des directives successives fixant les normes de bases relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants. Les normes de base actuellement en vigueur sont définies dans la Directive du Conseil du 15 juillet 1980 (80/836/Euratom) modifiée par la Directive du Conseil du 3 septembre 1984 (84/467/Euratom).

Suite à ces directives la réglementation en matière de radioprotection établie par les Etats membres vise à la fois les travailleurs directement employés par les exploitants des installations comportant un risque d'exposition et les travailleurs extérieurs exposés occasionnellement du fait de leur appartenance à des entreprises extérieures de soustraitance et intérim, y compris les travailleurs indépendants. En matière de principes fondamentaux de protection opérationnelle et de limitation de doses, les directives ne font donc aucune distinction entre ces deux catégories de travailleurs.

La Commission a néanmoins exprimé à plusieurs reprises, sa préoccupation du fait que, dans la pratique journalière, certains problèmes et certaines difficultés peuvent surgir quant à la protection optimale des travailleurs temporaires et j'entends par cela des difficultés dans le suivi dosimétrique de ces travailleurs.

Le Parlement européen, pour sa part, a considéré dans sa résolution du 6 juillet 1988 sur les résultats de la Commission d'enquête sur la manutention et le transport de matières nucléaires, "que les plus fortes doses d'irradiation ont été reçues par des travailleurs intérimaires et qu'il n'existe toujours pas de réglementation communautaire relative à la radioprotection des travailleurs intérimaires et à temps partiel".

En conséquence le Parlement européen a demandé dans la même résolution que "la Commission exploite pleinement les droits dont elle dispose et prenne notamment comme priorité la présentation, avec la participation de la Confédération européenne des syndicats, d'un règlement relatif à la radioprotection des travailleurs intérimaires et à temps partiel opérant dans le secteur nucléaire".

Dans le but d'arriver à la meilleure protection possible de ces travailleurs, plusieurs Etats membres ont déjà mis en oeuvre divers systèmes d'enregistrement des doses d'irradiation reçues. La Commission a étudié ces systèmes, et en a conclu qu'il existe un besoin d'harmonisation au niveau communautaire.

Le projet actuel définit le groupe à protéger : il s'agit des travailleurs exposés de catégorie A au sens de l'article 23 de la Directive 80/836/Euratom. Ceux-ci interviennent dans les zones contrôlées des installations utilisant des rayonnements ionisants et n'appartiennent pas au personnel de l'exploitant de l'installation, c'est-à-dire, ce sont soit des travailleurs d'entreprises extérieures, de soustraitance ou non, soit des travailleurs intérimaires ou indépendants.

La responsabilité principale de la protection radiologique de ces travailleurs extérieurs relève de leurs employeurs, et leur dosimétrie dépend du service spécialisé de radioprotection du pays d'origine, mais en ce qui concerne le suivi dosimétrique opérationnel pendant l'intervention, la Commission estime que l'exploitant de l'installation peut et doit prendre des responsabilités complémentaires.

Le projet de directive prévoit, pour chaque intervention d'un travailleur extérieur dans une zone contrôlée d'une installation, une attestation individualisée d'intervention par laquelle l'employeur, avant l'intervention, confirme l'aptitude médicale, et, afin d'appliquer le principe d'optimisation, précise les

limites de dose qui ne doivent pas être dépassées pendant l'intervention. Après cela, l'exploitant doit compléter l'attestation d'intervention en y notant les doses évaluées par le service spécialisé de radioprotection et ensuite retourner l'attestation à l'employeur.

L'attestation d'intervention dûment complétée, devient une pièce du dossier médical du travailleur extérieur ; de cette façon les autorités compétentes peuvent à tout instant contrôler les doses reçues par le travailleur concerné. Ceci a été précisément un des principaux soucis exprimés par la commission d'enquête du Parlement européen sur la manutention et transport de matières nucléaires lors de ses séances tenues en 1988.

Les cartes et carnets de radioprotection existants dans les Etats membres, pourront être maintenus après l'entrée en vigueur de la présente directive dans la mesure où ils sont compatibles avec celle-ci.

Afin de répondre à ces résolutions du Parlement européen et à la préoccupation accrue dans la Communauté concernant les risques d'exposition aux rayonnements ionisants, la Commission estime que ce projet de directive du Conseil pourra aboutir aux objectifs de protection efficace et optimale des travailleurs extérieurs du nucléaire. On complète ainsi les directives de radioprotection dans la pratique quotidienne, pour un groupe particulier de travailleurs du secteur nucléaire qui aura une certaine importance dans le Marché Unique de 1992.

## 2.2. TRANSFERTS TRANSFRONTALIERS DES DECHETS RADIOACTIFS

La Commission prépare une proposition concernant le suivi administratif des transferts transfrontaliers de déchets radioactifs. Cette proposition fait suite aux conclusions tirées par le Parlement et par la Commission après l'affaire Transnuklear-MOI et étend aux déchets radioactifs les dispositions du droit communautaire applicables aux transferts transfrontaliers des déchets dangereux.

## 2.3. CONTROLE DE L'APPLICATION DES DIRECTIVES FIXANT LES NORMES DE BASE.

En général, des efforts ont été faits par les Etats membres pour appliquer les directives fixant les Normes de Base, établies pour la première fois par le Conseil en 1959 et révisées puis complétées à plusieurs reprises.

Néanmoins, la Commission a dû intervenir pour accélérer l'application intégrale des dernières révisions. C'est pourquoi elle a ouvert des procédures d'infraction pour non communication à l'encontre de certains Etats membres.

La Commission, avec l'aide du Groupe d'experts de l'Article 31 Euratom et le support du programme de recherche, suit attentivement l'évolution scientifique et les travaux effectués au sein de la CIPR et de l'UNSCEAR, en vue des possibles besoins d'adaptation des directives normes de base aux recommandations de ces organismes internationaux.

3. INSPECTORAT COMMUNAUTAIRE SUR LES NIVEAUX DE RADIOACTIVITE DANS L'ENVIRONNEMENT ET SUR LE RESPECT DES NORMES DE BASE

La Commission a, dans les années soixante, exercé son droit d'inspection des installations de surveillance de la radioactivité dans l'environnement conformément à l'Article 35 Euratom. Le programme de travail de la Commission pour 1989 prévoit une décision sur la réactivation de ces inspections communautaires.

4. DOSIMETRIE

4.1. Doses reçues au poste de travail dans les centrales nucléaires

Des contacts réguliers établit depuis de l d avec les centrales nucléaires les plus représentatives du parc européen : soit des centrales d'états membres de la Communauté européenne mais aussi des centrales de Suède, Finlande et Suisse. Afin de permettre une intercomparaison, seules les deux filières les plus répandues ont été retenues : les réacteurs à eau pressurisée (PWR) et les réacteurs à eau bouillante (BWR).

Un questionnaire a été établi pour collecter les valeurs des doses collectives relatives aux différents postes de travail. Afin de pouvoir interpréter correctement ces valeurs, il est nécessaire de les associer aux caractères spécifiques du réacteur considéré. Et donc il faut relever et prendre en compte, par exemple :

- l'âge du réacteur
- le débit de dose au niveau des tuyauteries du circuit primaire
- les durées d'arrêt programmé et d'arrêt fortuit.

L'ensemble de ces valeurs et de ces informations constitue maintenant une banque de données importante. Son exploitation est faite régulièrement ; chaque année, la Commission organise une réunion avec les spécialistes en radioprotection des travailleurs en centrales nucléaires. La prochaine réunion est d'ailleurs prévue au mois d'octobre de cette année.

Au cours de ces réunions sont présentées et commentées les informations extraites de la base de données. Ces réunions sont aussi l'occasion d'un échange d'expérience et d'information sur la pratique de la radioprotection en centrale.

L'information stockée dans la base de données est accessible aux centrales nucléaires participants. Dans les rapports publiés par la Commission l'attribution de codes de référence à chaque installation garanti la préservation de la confidentialité de cette information.

Les résultats des enquêtes statistiques sont régulièrement publiés par la commission.

Depuis 1988, l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'O.C.D.E. travaille en coopération avec la Commission et envisage de constituer, à son tour, une banque de données dans ce domaine.

Afin d'éviter une sollicitation répétée des exploitants, la Commission oeuvre pour l'unicité du questionnaire d'enquête. Celui établi par la Commission pouvant servir de référence.

#### 4.2. PROGRAMMES D'INTERCOMPARAISON

Depuis 1964, la division radioprotection organise et conduit des programmes techniques permettant aux différents Instituts ou services de dosimétrie de tester les performances des dosimètres d'usage courant et aussi des dosimètres expérimentaux.

Le but principal de ces travaux pratiques est de s'assurer que les évaluations de doses répondent bien aux standards définis dans les normes de bases EURATOM.

Ces actions doivent aussi permettre de comparer les différentes mesures réalisées dans les laboratoires de chaque Etat membre, avec des méthodes différentes.

Ces programmes d'intercomparaison, une quinzaine jusqu'à ce jour sont réalisés dans des conditions expérimentales, mais en essayant de se rapprocher au mieux des conditions réelles du terrain.

Ils concernent tous les types de rayonnements et principalement ceux où l'évaluation des doses est difficile : neutrons, rayons X, rayonnements alpha et beta.

Les résultats de ces programmes sont discutés en séminaires puis publiés.

#### 5. ACTIONS D'INFORMATION DES TRAVAILLEURS

L'action de la Commission dans le domaine de l'information des travailleurs se déploie à plusieurs niveaux.

Sur le plan des actions de support aux autorités nationales, je voudrais mentionner :

- un séminaire international sur l'information et la formation des travailleurs en radioprotection a été organisé à Luxembourg du 28 au 30 novembre 1988 ;

Les Conclusions de ce séminaire, qui tenaient compte de l'horizon 1992, ont mis en évidence les points suivants :

- \* la formation technique en radioprotection dans le cycle de l'enseignement du second degré s'impose ;
- \* une évaluation communautaire concernant les niveaux de formation en radioprotection des experts qualifiés s'avère recommandable ;

- \* la Commission doit prévoir une étude afin de conclure s'il est appropriée de procéder à un rapprochement des systèmes de formation ;
- \* la Commission a été invitée à réunir toutes les informations relatives aux principales actions de formation et d'établir ainsi un recueil de données à l'usage des responsables de la radioprotection ;
- \* la Commission devrait promouvoir un échange de vues sur la formation des personnes appelées à participer aux activités d'intervention.

Les actions d'information actuellement menées par la Commission, notamment

- les séminaires d'information sur la radioprotection pour les représentants des syndicats qui ont lieu régulièrement à Luxembourg et,
- la production de modules audiovisuels destinée à sensibiliser les travailleurs aux problèmes de radioprotection, ainsi que les projets de directives mentionnées par M. Brinkhorst et moi-même, ont pris en considération les priorités et soucis qu'avaient été transmis à la Commission.

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n° 1-2 (1990)

SITUATION DE LA RADIOPROTECTION EN BELGIQUE .

J.DELHOVE -Directeur de CONTROLATOM -ORGANISME AGREE

INTRODUCTION .-

Le texte présente la situation de la radioprotection en Belgique, et plus particulièrement dans les domaines suivants :

- Responsabilité en matière de radioprotection des travailleurs .
- Qualification et rôle des experts en radioprotection .
- Habilitation professionnelles .
- Techniques dosimétriques et gestion des doses .
- Suivi médical des travailleurs .

Il a été rédigé de façon condensée à partir de textes préparés par :

J.P.SAMAIN - chef du SERVICE de PROTECTION contre les RADIATIONS IONISANTES du Ministère de la Santé publique et de l'Environnement.

P.STALLAERT - chef du SERVICE de SECURITE TECHNIQUE des INSTALLATIONS NUCLEAIRES du Ministère de l'Emploi et du Travail .

M.GUEBEN, et ensuite M. DOUMONT - chef du Service Sécurité et Radioprotection de la Centrale Nucléaire de TIHANGE

et J.M.CORDIER- directeur du Centre Belge de Médecine du Travail .

Responsabilité en matière de radioprotection .

---

La radioprotection des travailleurs, tout comme celle du public en général, est une responsabilité de l'Etat; celui-ci a donc pour devoir d'instaurer une réglementation efficace et de veiller à son application .

C'est la raison d'être primordiale du Règlement Général promulgué pour la première fois par l'Arrêté royal du 28 février 1963 et adapté pour la dernière fois le 16 janvier 1987 .

Ce règlement contient, notamment un régime d'autorisation des établissements classés et des autres activités et un système de limitation des doses qui correspondent, au moins , aux exigences des directives européennes; il reprend les grands principes, émis par la CIPR et repris par les directives de la Commission .

Ce règlement fait porter aux employeurs la responsabilité pratique de la protection radiologique des travailleurs comme d'ailleurs d'autres règlements le font pour d'autres aspects de leur santé et de leur sécurité . Il leur enjoint de se donner les moyens adéquats ; le premier est l'organisation d'un service de contrôle physique des radiations ; ce service, partie intégrante et complément du service de sécurité, d'hygiène et d'embellissement des lieux de travail de l'entreprise , est chargé, d'une manière générale, de l'organisation et de la surveillance de radioprotection . Pour rappel les entreprises sont classées en quatre classes suivant le degré de risque décroissant de I à IV ; dans les entreprises de classe I le chef du service de contrôle physique doit être un expert agréé de classe I , dans les entreprises de classe II , il doit être de classe I ou II , dans les entreprises de classe III , il doit être agréé de classe I , II ou III .

Toutefois dans les entreprises de classe II et III , à défaut d'avoir un expert à son service , le chef d'entreprise doit confier à un organisme agréé les missions du service de contrôle physique . Ces missions sont fort étendues et couvrent à la fois les mesures physiques et les dispositions visant à prévenir le risque et à assurer le respect des prescriptions réglementaires . Le règlement prévoit encore une contribution majeure du médecin du travail à qui incombe le contrôle médical des travailleurs et entr'autres la comptabilisation des doses reçues .

Le médecin du travail comme le chef du service de contrôle physique doit posséder une compétence spécifique, que sanctionne l'Etat par un agrément, suivant les modalités que définit la réglementation .

Les organismes agréés, qui font également l'objet d'une reconnaissance par l'Etat, sont l'instrument du contrôle que celui-ci exerce sur les entreprises . La réglementation leur confie une mission de surveillance des services de contrôle physique, propres à chaque entreprise, ou même, dans les entreprises de classe II et III l'exercice de ces missions .

Enfin, l'intervention des administrations intéressées , chargées des mesures de surveillance de l'application de la réglementation et de la tutelle de organismes agréés constitue le troisième étage de la structure de contrôle mise sur pied par l'Etat .

La pyramide de responsabilité et de contrôle rapidement esquissée ci-avant est bien adaptée au système des entreprises classiques , où les relations entre employeurs et travailleurs sont définies par un contrat de travail et où les risques et le système de prévention associé sont organisés sur une base géographique fixe et contrôlable .

Il existe des situations plus complexes pour lesquelles le jeu des responsabilités est plus délicat . Ainsi en est-il du cas des travailleurs itinérants ou des travailleurs mis à disposition par des firmes extérieures : la responsabilité de la radioprotection de ceux-ci revient à leur employeur direct et dans la même logique, c'est au médecin du travail de la firme qui les emploie ou au médecin désigné par celle-ci, qu'il revient d'assurer la surveillance médicale . Même si la firme qui invite et son service médical ont certaines obligations vis-à-vis des travailleurs-hôtes (mise à disposition de dosimètres par exemple où encore soins d'urgence ), il reste que ceux qui ont la responsabilité effective ne disposent pas toujours des moyens d'actions adéquats, et vice-versa .

Le cas des étudiants en stage est par certains aspects comparable à ce qui a été évoqué ci-dessus .

Dans les deux cas rappelés ci-dessus, les responsabilités semblent clairement établies mais le gros décalage entre les responsabilités et les moyens de l'exercer risque de susciter tant la démotivation ou l'ignorance des responsables que le désintérêt ou la passivité de ceux qui détiennent les moyens d'agir .

Qualification et rôle des experts en radioprotection .

---

L'article 40.3 de la directive du 7 juillet 1980 du Conseil des Communautés Européenne stipule que : " Chaque membre prend les dispositions nécessaires pour reconnaître la qualification des experts responsables de l'examen des divers dispositifs de protection et des instruments de mesure . A cet effet , chaque membre veille à la formation de tels spécialistes" .

Les experts, ainsi que les organismes dont il a été question auparavant, sont agréés conjointement par le ministre de l'Emploi et du Travail et par le ministre de la Santé Publique et de l'Environnement .

L'expert agréé ne peut occuper, au sens du règlement, que les fonctions de :

- chef du service de contrôle physique d'un établissement classé, ou un de ses collaborateurs .
- directeur ou expert d'un organisme agréé .

Les conditions d'agrément des experts requises par la réglementation sont principalement :

-une expérience jugée suffisante dans le domaine des sciences nucléaires et de la protection contre les radiations ionisantes.

-posséder la pratique des appareils de mesure et de contrôle indispensables .

-posséder une formation universitaire appropriée pour les experts de la classe I et II , etc

Ces conditions ne peuvent être considérées comme exhaustives .

Les candidatures à l'agrément de classe I doivent faire l'objet d'un avis favorable de la Commission Spéciale en matière de Radiations Ionisantes .

La Commission peut également juger de l'opportunité ou de la nécessité de l'agrément demandé, de l'expérience du candidat dans le domaine spécifique dans lequel le candidat exercera ses fonctions, etc

Les candidatures à l'agrément de classe II et III font l'objet d'une procédure d'avis similaire par les services ministériels compétents .

Les agréments peuvent être limités:

- territorialement
- dans le temps
- quant à la nature des installations

## HABILITATION PROFESSIONNELLE EN RADIOPROTECTION .

---

### 1. DISPOSITIONS LEGALES .

La qualification d'expert agréé de classe 1 , 2 ou 3 est explicitement reprise par les dispositions légales en Belgique . celles-ci fixent les diplômes et compétences requises . Elle concerne les experts des organismes agréés et les chefs des services de contrôle physique des entreprises .

Aucune qualification n'est par ailleurs requise pour les agents de ces mêmes services qui travaillent sous la responsabilité du chef de service .

Après de chaque installation , le chef d'entreprise est tenu de désigner un Préposé à la surveillance , chargé de surveiller les dispositifs de sécurité , d'alerter les services de sécurité etc ; aucune qualification n'est requise de ces 'Préposés' .

Les travailleurs exposés aux radiations ionisantes doivent recevoir une information sur les risques, les moyens de protection , etc ainsi qu'une formation sur les techniques de travail etc,

### 2. DISPOSITIONS AU NIVEAU DE L'ENTREPRISE .

L'exploitant des Centrales Nucléaires est tenu de présenter à l'Autorité un Rapport de Sécurité dont un chapitre concerne les règles d'exploitation et en particulier la qualification et la formation du personnel d'exploitation .

En ce qui concerne la Radioprotection, la Centrale Nucléaire recrute des agents de niveau technique A1 ou A2 . Ce recrutement s'opère par voie d'examens techniques oraux ou écrits, et au travers d'un examen psychotechnique . Un examen médical sanctionne l'aptitude médicale de toute personne exposée . La formation de base se fait à la Centrale même et couvre notamment :

- les aspects généraux de fonctionnement de la Centrale .
- les problèmes de sécurité et de Radioprotection .
- les spécificités relatives au travail .

Des cours de Radioprotection approfondis sont assurés, dans certains cas, par les Organismes Agréés et par les ingénieurs de la Centrale . Il est fait également usage de cours spécialisés dispensés a l'étranger .

L'ensemble du personnel de la Centrale reçoit une information préalable et des cours de Radioprotection . Des recyclages périodiques sont faits pour les différentes catégories de personnes .

### TECHNIQUES DE MESURE DES DOSES ET GESTION DES DOSES

Les principes sur lesquels se fonde la limitation de l'exposition collective et individuelle des travailleurs tels qu'énoncés par la CIPR et inscrits dans les directives des Communautés Européennes sont :

- La justification
- Optimisation ou principe ALARA (c.à.d. maintien des expositions à un niveau faible qu'il est raisonnablement possible).
- La limitation c.à.d. le respect pour chaque travailleur des limites de doses fixées par la réglementation.

L'application de ses principes requiert selon les directives :

- Une surveillance collective des débits de dose ou des débits de fluence
- Une surveillance des doses individuelles
- La transmission des résultats à un médecin agréé qui est responsable de leur interprétation sur le plan sanitaire.

Ces dispositions se retrouvent dans les textes réglementaires en vigueur en Belgique, le Règlement Général pour la Protection du Travail et en particulier l'Arrêté Royal du 28 février 1963 et ses amendements ultérieurs qui constituent notre Règlement Général pour la Protection de la Population et des Travailleurs contre le danger des Radiations Ionisantes.

En ce qui concerne les techniques de mesure, la législation belge impose que toute personne professionnellement exposée de catégorie A porte un dosimètre reconnu comme dosimètre de base par l'acte d'agrération.

Si elle est susceptible de recevoir une dose supérieure à 1 mSv par semaine, elle porte en tout cas à hauteur de la poitrine un dosimètre à lecture directe ou permettant d'évaluer au moins journalièrement la dose reçue. Elle porte un dosimètre au poignet si l'irradiation des mains est à craindre.

A proximité d'une source de neutrons lents, un dosimètre doit permettre d'évaluer la dose reçue en neutrons.

Toute personne soumise à une exposition exceptionnelle concertée ou à une exposition d'urgence porte un dosimètre pourvu d'un dispositif d'alarme ou, à défaut, un dosimètre à lecture directe.

Pour être agréé comme dosimètre de base, le dosimètre doit satisfaire au programme de recette fixé par le ministère et destiné à vérifier les performances du dosimètre . précision de lecture dans le domaine d'utilisation, reproductibilité, conservation de l'information dans les conditions extrêmes d'utilisation etc.

L'acte d'agrément fixe le domaine d'utilisation des dosimètres et la durée de validité de l'agrément.

Les déterminations de l'intensité des rayonnements et des doses individuelles est une responsabilité du service de contrôle physique de l'établissement.

La législation belge précise en outre que la détermination des doses individuelles doit être faite en concertation avec le médecin du travail chargé de la surveillance médicale des travailleurs.

Pour répondre aux impératifs légaux, les centrales belges utilisent une combinaison de deux dosimètres :

- un dosimètre-film ou dosimètre de base à lecture périodique (tous les 15 jours ou tous les mois) dont le service est assuré par un organisme agréé de contrôle physique ou par un centre spécialisé.
- un second dosimètre assure la dosimétrie journalière.  
Ce dosimètre est soit le dosimètre électronique de type RAD80 (ALNOR) basé sur un détecteur Geiger-Muller et permet l'affichage de la dose intégrée, l'indication du débit de dose et des alarmes et dont la dose est prise en compte par le système informatique au moment de la lecture dans le portique de mesure; soit un dosimètre stylo à fibre de quartz de type Frieseke-Hoepfner, permettant la visualisation de la dose et la lecture automatique et l'enregistrement des doses en sortie de zone.

Pour les interventions particulières, la surveillance des doses individuelles est assurée complémentirement au moyen de dosimètres équipés d'un dispositif de télémessure à partir d'un poste de contrôle.

La mesure de doses neutroniques est assurée au moyen de dosimètres-films pour les neutrons thermiques, au moyen d'un dosimètre à émulsion photographique Kodak NTA pour les neutrons rapides et d'un dosimètre de type Albedo pour la mesure de l'ensemble du spectre des neutrons intermédiaires.

### GESTION DES DOSES

Le Règlement Général pour la Protection du Travail impose aux chefs d'entreprise de transmettre chaque année et pour chaque travailleur professionnellement exposé de catégorie A et B à son service, un tableau reprenant des données de l'entreprise, ses activités, etc, l'identification des travailleurs et le détail des doses reçues.

Il impose en outre en cas de dépassement des limites de dose individuelles, une procédure d'alerte immédiate des autorités concernées.

Ces obligations concernent donc tout chef d'entreprise y compris des entreprises extérieures de sous-traitance qui sont ainsi tenues d'assurer la surveillance médicale et dosimétrique de leur personnel.

Le ministère de l'Emploi et du Travail tient les registres de dose, par travailleur, par entreprise et publie annuellement des statistiques par secteur et par niveau de dose.

En vue de satisfaire aux obligations légales, l'exploitant de centrale a mis en place un système de gestion des doses individuelles et collectives.

La gestion des doses individuelles comprend :

Avant la mise au travail :

- l'identification de chaque travailleur qu'il appartienne à l'exploitation ou à une entreprise extérieure.
- la vérification de son statut : travailleur apte au travail de catégorie A ou B
- ainsi que son bilan "dose" au début du travail.

En fonction des travaux à exécuter, et en vue de respecter les limites de dose individuelle, le service de contrôle physique fixe pour chaque travailleur la dose autorisée pour la durée du travail.

Au fur et à mesure de l'exécution des travaux, le système enregistre pour chaque travailleur les doses reçues et la nature des travaux effectués (n° tâche); il met à jour le bilan "dose" du travailleur et ajuste la dose autorisée.

Périodiquement, l'exploitant communique aux entreprises extérieures le relevé des doses reçues par les travailleurs de ces entreprises.

Parallèlement à la gestion des doses individuelles, l'exploitant procède au calcul des doses collectives pour les tâches particulières ou des groupes de tâches et pour la totalité des opérations de la centrale.

Ces doses collectives sont ensuite analysées en fonction des opérations effectuées, des moyens mis en oeuvre, des expériences antérieures similaires éventuelles et des objectifs fixés dans le cadre du principe ALARA.

SUIVI MEDICAL DES TRAVAILLEURS.

Le suivi médical des travailleurs est assuré dans le cadre des Services Médicaux du Travail.

Seront successivement examinés :

1. Les champs de compétence des Services Médicaux du Travail.
2. L'organisation des Services Médicaux du Travail.
3. Les missions des Services Médicaux du Travail en rapport avec la radio-protection.

1. CHAMPS DE COMPETENCE DES SERVICES MEDICAUX DU TRAVAIL.

Les missions des Services Médicaux du Travail en matière de radioprotection sont définies non seulement par le Règlement Général pour la Protection du Travail (R.G.P.T.) ou le Règlement Général des Mesures d'Hygiène et de Santé des Travailleurs dans les mines, minières et carrières souterraines selon le cas mais aussi par le Règlement Général pour la Protection de la Population et des Travailleurs contre les dangers des Radiations Ionisantes (R.G.P.R.I.).

D'une manière générale, à l'exception des entreprises familiales et des personnes occupant des domestiques et gens de maison, tout employeur privé ou public doit s'assurer le concours d'un Service Médical du Travail (S.M.T.) même si aucun des travailleurs qu'il occupe ne doit être soumis aux examens médicaux ou aux vaccinations prescrites.

Par travailleur, il faut entendre au sens du R.G.P.T. :

- \* toute personne occupée en vertu d'un contrat de louage de travail,
- \* toute personne faisant partie du personnel des institutions, des établissements ou des services publics.

Cette généralisation des Services Médicaux du Travail limite l'importance du deuxième alinéa de l'article 24 du R.G.P.R.I. qui étend aux travailleurs occupés dans des établissements non soumis au R.G.P.T., ou à son homologue pour les mines, minières et carrières souterraines, l'application du contrôle médical.

Le S.M.T. choisi par l'employeur conformément aux procédures prescrites, c'est-à-dire après avis du Comité de Sécurité et d'Hygiène s'il existe, est responsable de l'ensemble des missions de médecine du travail au bénéfice de cette entreprise particulière quels que soient les lieux et travaux effectués.

Deux réserves seulement sont à prendre en considération :

- \* les interventions particulières du médecin du travail en cas d'accident dans des établissements classés au sens du R.G.P.R.I. dont il sera question plus loin,
- \* l'utilisation de travailleurs intérimaires auquel cas l'utilisateur est responsable de l'application de la législation en matière de réglementation et de protection du travail applicable aux lieux de travail et, dès lors, des mesures sanitaires donc médicales et de sécurité des travailleurs, particulières aux activités exercées (loi du 24 juillet 1987 sur le travail temporaire, le travail intérimaire et la mise de travailleurs à la disposition d'utilisateurs).

En dehors de situations contractuelles particulières au sein des entreprises, les étudiants et les apprentis ne sont pas, en principe, soumis aux dispositions du R.G.P.T. Il en va de même des travailleurs indépendants.

## 2. ORGANISATION DES SERVICES MEDICAUX DU TRAVAIL.

Les S.M.T. ont été institués par l'A.R. du 16.04.65 (M.B.04.06.65) et ont été opérationnels dans leur forme actuelle le 01.07.1968.

Les S.M.T. sont organisés à l'initiative des employeurs sous deux formes principales :

- \* Les Services Médicaux d'Entreprises (S.M.E.) : propres à une entreprise particulière et compétents pour cette entreprise même. Ce Service est placé sous la responsabilité du médecin chef de service.

Moyennant respect de quelques règles précises, ces S.M.E. peuvent assurer la médecine du travail pour des entreprises satellites de l'entreprise principale qui a organisé le service.

- \* Les Services Médicaux Interentreprises (S.M.I.) : nécessairement constitués sous la forme d'a.s.b.l. d'employeurs. Ils sont gérés par un Conseil d'Administration et placés sous la direction et la responsabilité d'un médecin directeur.

Ces Services doivent être agréés par une Commission qui définit leurs compétences sur une base très généralement territoriale.

L'obtention de l'agrément est subordonnée à une vérification sur place par l'administration de tutelle de l'existence de moyens

- \* en locaux,
- \* en matériel,
- \* en personnel qualifié (médecins et personnel paramédical).

C'est dans ce cadre que le service doit disposer de la collaboration d'au moins un médecin possédant l'agrément particulière prévue à l'article 75 du R.C.P.R.I. pour la tutelle des personnes professionnellement exposées aux radiations ionisantes.

Les S.M.T. sont financés par les employeurs eux-mêmes. Le C.S.H.E., s'il s'agit d'un S.M.E., et le Comité Paritaire s'il s'agit de S.M.I., sont associés à la gestion et au fonctionnement du service.

Ces deux Comités disposent de pouvoirs importants, en particulier lors de la nomination de médecins du travail qui doit se faire à l'unanimité, lors des procédures de licenciement des médecins du travail et dans l'élaboration du plan d'action annuel du Service Médical.

### 3. MISSIONS DES SERVICES MEDICAUX DU TRAVAIL EN RAPPORT AVEC LA RADIOPROTECTION.

Ces missions doivent être remplies par un médecin du travail pourvu d'une agrération particulière accordée par le Ministère de la Santé Publique et de l'Environnement conformément aux dispositions de l'article 75 du R.G.P.R.I. Cette agrération est accordée pour une durée de six ans maximum renouvelable et pour des établissements de classes précisées par l'Arrêté d'agrération.

Les missions de ces médecins sont clairement établies par l'alinéa de l'article 111 du R.G.P.T. ainsi libellé : "Seuls des médecins du travail pourvus de cette agrération pourront procéder aux examens médicaux des travailleurs médicaux exposés à ces risques d'irradiation, surveiller les conditions de travail de ces personnes ou être chargés d'appliquer les mesures d'ordre médical prévues aux articles 133 et 134".

Il faut souligner le caractère global de cette mission prescrite par la réglementation qui couvre :

- \* la pratique des examens médicaux,
- \* la surveillance des conditions d'hygiène,
- \* l'organisation des premiers soins,
- \* les interventions dans des situations exceptionnelles.

#### 3.1. Les examens médicaux.

Catégories de travailleurs assujettis à la tutelle médicale qui sont soumis aux examens médicaux :

- 1.1. Les travailleurs professionnellement exposés aux radiations ionisantes qu'ils soient de catégorie A ou de catégorie B.

Ces prescriptions sont reprises au R.G.P.T. - titre II - chapitre III - annexe II - groupe II - rubrique 2.1. qui définit également une liste d'examens complémentaires à prendre en considération.

- 1.2. Les travailleurs occasionnellement exposés ou en dehors de la zone contrôlée et qui ont reçu une dose de 15 mSv/an (R.G.P.T. - article 134).
- 1.3. Les travailleurs qui ont subi une irradiation importante par les radiations ionisantes ou une contamination interne ou externe par des substances radio-actives lorsqu'ils sont soumis à une surveillance médicale exceptionnelle (R.G.P.T. - article 133, 2e).

- 1.4. Les travailleurs ayant cessé d'être professionnellement exposés mais soumis par le médecin du travail à une surveillance médicale prolongée (R.G.P.T. - article 133, 3e).

En outre, et sans que cela n'implique automatiquement un examen médical, le médecin agréé intervient également dans l'examen de la demande d'autorisation pour les expositions exceptionnelles concertées prenant en compte dans son appréciation la tâche de l'intéressé, son état de santé et sa dosimétrie antérieure.

Ce même médecin agréé examine les conditions d'exposition ultérieure à une exposition accidentelle ou d'urgence ayant entraîné pour l'intéressé le dépassement d'une des limites de dose annuelle fixée par l'article 20.3.

C'est dans ce cadre également qu'il convient de placer l'intervention du médecin agréé dans la surveillance prévue à l'article 23.10.C dans la détermination :

- des doses individuelles y compris les doses résultant d'exposition interne et celles dues aux expositions exceptionnelles, aux expositions accidentelles concertées et aux expositions d'urgence,
- des contaminations radio-actives de personnes ayant entraîné des mesures de décontamination avec intervention médicale.

Il faut souligner que l'article 24 du R.G.P.R.I. précise que les médecins agréés évaluent et interprètent sur le plan de la santé sous leur responsabilité les doses et les contaminations reprises à l'article 20.10.C; cette évaluation se fait en collaboration avec le service de contrôle physique de l'établissement.

### 3.2. La surveillance des conditions d'hygiène.

La surveillance des lieux de travail doit être adapté à la nature particulière du risque causé par les radiations et tenir compte de l'existence du service de contrôle physique et protection ou de l'organisme agréé qui en assure les missions.

### 3.3. Organisation des premiers soins.

Une des missions importantes des Services Médicaux du Travail est de surveiller "l'organisation des secours immédiats et des soins d'urgence aux victimes d'accident ou d'indisposition" (R.G.P.T. - article 182).

Mais, dans les entreprises occupant des personnes exposées aux radiations ionisantes, l'organisation habituelle des premiers soins doit être complétée de manière à détecter d'éventuels cas de contamination et d'irradiation et de prendre les mesures nécessaires (R.G.P.T. - article 133, 2e et article 180, 6e).

Certaines de ces mesures sont formellement précisées dans le R.G.P.R.I. :

- \* L'article 68.3 de ce règlement prévoit qu'en cas de contamination tant externe qu'interne, la décontamination est opérée d'urgence sous la direction d'un médecin compétent en la matière, les premiers soins pouvant être donnés par une personne spécialement instruite au préalable par ce médecin. Il est souhaité que cette personne soit autant que possible le préposé à la surveillance prévue à l'article 30.4 de la même réglementation.
- \* L'article 32 oblige les entreprises de classe I à disposer d'une infirmerie permettant d'assurer les premiers soins et la décontamination des personnes.

Elles doivent en outre prendre accord avec un hôpital voisin pour pouvoir, en cas de nécessité, y disposer d'une salle d'opération et de moyens d'hospitalisation.

#### 3.4. Intervention du médecin agréé dans des situations exceptionnelles.

Ces interventions sont réglées principalement par le R.G.P.R.I.

Le médecin agréé doit être alerté :

1. Chaque fois qu'une personne professionnellement exposée doit être soumise à une exposition exceptionnelle concertée (article 20.4 - R.G.P.R.I.).
2. Chaque fois qu'une personne professionnellement exposée ou non à été soumise à une exposition accidentelle ou à une exposition d'urgence dépassant une des limites de dose annuelle fixée à l'article 20.3 (article 20.5 - R.G.P.R.I.).
3. Chaque fois qu'un accident impliquant un danger grave d'exposition se produit (article 67.2).

En cas d'accident et, notamment de dispersion imprévue de substance radio-active, le préposé à la surveillance est chargé de prévenir immédiatement le service de contrôle médical (article 30.4).

Lorsque la perte ou le vol de substance a été constaté(e), le chef d'entreprise prévient le chef du service de contrôle médical (article 66.2 - R.G.P.R.I.).

COMPARAISON DES SITUATIONS NATIONALES - LA SITUATION EN FRANCE

Professeur J. CHANTEUR

S C P R I

RESUME.

La situation française en matière de radioprotection des travailleurs est présentée par thèmes, selon la systématique comparative définie par les organisateurs du Colloque. Les responsabilités sont considérées successivement au niveau national et au niveau de l'entreprise. La qualification et le rôle des experts en radioprotection sont examinés à partir de la définition de l'expert qualifié au sens d'Euratom. Les modalités d'habilitation professionnelle sont précisées pour les différents "experts" que sont la personne compétente, le service compétent, l'organisme agréé, le médecin du travail, avec une mention particulière pour le certificat dit "CAMARI" et la certification interprofessionnelle en cours de réalisation. Les techniques dosimétriques sont présentées dans le cadre général de la surveillance de l'exposition individuelle : après un rappel des quatre fonctions de la dosimétrie externe, on évoque le choix des dosimètres, leur mise en oeuvre et la gestion des doses avec l'exploitation et la conservation assurées, au niveau national, par le SCPRI, en soulignant l'intérêt d'une stabilité des limites réglementaires d'exposition, sauf élément décisif nouveau sur le plan scientifique. Le suivi médical des travailleurs ne comporte plus l'obligation d'un examen hématologique semestriel; les recommandations aux médecins du travail vont être actualisées et une carte de suivi à enregistrement national va être instaurée.

-----

Monsieur le Président, Mesdames, Messieurs,

C'est sans doute en raison des responsabilités que j'exerce au sein du SCPRI qu'il m'est échu de présenter la situation en France, mais cette présentation a été précédée, comme en Belgique, d'une concertation avec le bureau de la S F R P ( le Président PRADEL, MM. UZZAN et HOUPIN) ainsi qu'avec les médecins du travail intéressés (Dr DORE, Dr MARTIN) tous présents dans cette salle et qui pourront, s'il y a lieu, apporter les compléments nécessaires.

1. RESPONSABILITES EN MATIERE DE RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS.

Sur le premier thème, celui des responsabilités en matière de radioprotection des travailleurs je parlerai des responsabilités à l'échelon national, des responsabilités à l'échelon de l'entreprise et des relations entre la responsabilité et la compétence

1.1. Au niveau national, la responsabilité en matière de radioprotection des travailleurs est exercée essentiellement par un service national qui est le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) à travers trois décrets qui sont le décret du 18 avril 1988 - qui a modifié un ancien décret du 20 juin 1966 qui fixe les principes généraux de radioprotection - et deux décrets pris dans le cadre du code du travail, l'un qui concerne la radioprotection hors des installations nucléaires de base (Décret du 2 octobre 1986), l'autre qui concerne la radioprotection dans des installations nucléaires de base (Décret du 28 avril 1975 modifié par celui du 6 mai 1988) avec bien entendu toute une partie commune mais une organisation et des responsabilités un peu différentes. Ces responsabilités sont articulées avec les administrations centrales du Ministère du Travail (Direction des relations du travail assistée du Conseil Supérieur de Prévention des risques professionnels) et du Ministère de la Santé (Direction Générale de la Santé).

Vous voyez que s'amorce effectivement une différence par rapport à ce que nous a exposé Monsieur DELHOVE : En France, il y a une plus grande imbrication des problèmes de radioprotection, relatifs au public d'une part, et aux travailleurs de l'autre, au niveau du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants qui a une vocation très générale.

Cette responsabilité intégrée au niveau du S.C.P.R.I. permet d'assurer efficacement la liaison entre les diverses réglementation relatives à la protection du public, la protection des travailleurs, la maîtrise des sources et de leurs applications, la sauvegarde de l'environnement tous aspects qui sont étroitement liés au fonctionnement des installations nucléaires de base.

1.2. Au niveau de l'entreprise, les responsabilités sont, comme l'a indiqué Monsieur DELHOVE, essentiellement assumées par l'employeur. Lorsque l'employeur est l'exploitant nucléaire, c'est bien entendu lui qui assume la responsabilité de la radioprotection de ses employés. Lorsque l'employeur n'est pas l'exploitant nucléaire, il peut y avoir un partage de responsabilité entre les deux, partage défini notamment par un décret de 1977.

Quoi qu'il en soit, l'employeur est tenu de désigner une personne dite compétente et, dans les installations nucléaires de base, il doit disposer d'un service compétent. A l'EDF, on y trouve un ingénieur, désigné sous le sigle ISR: ingénieur sûreté-radioprotection. Dans les Centrales Nucléaires, il existe donc une intégration des responsabilités, entre la sûreté et la radioprotection, disciplines qui sont bien différenciées à l'échelon national, on y reviendra.

Au niveau de l'entreprise, il faut également évoquer le partage de responsabilité entre le médecin du site et le médecin de l'entreprise. D'une manière générale sur les sites EDF, le médecin de l'entreprise intervenante, si c'est une entreprise extérieure, garde ses propres responsabilités - le Médecin d'EDF n'étant chargé normalement que d'assurer la surveillance du personnel EDF.

Quant aux organismes agréés, ils sont un peu différents en France de ce que nous a décrit Mr DELHOVE en Belgique, j'y reviendrai dans un instant à propos du thème suivant.

### 1.3. A propos de ce thème, je voudrais enfin évoquer les rappports entre la responsabilité et la compétence.

Il peut y avoir responsabilité sans compétence technique (le Président Directeur Général de l'EDF n'est pas nécessairement compétent en matière de radioprotection et pourtant il assume des responsabilités).

A l'inverse il y a des compétences sans responsabilité individuelle : la personne compétente ou le service compétent agissent sous la responsabilité de l'employeur et par conséquent, ils n'ont pas, à proprement parler, une responsabilité différenciée. Mais en fait, s'il y avait un contentieux, il y aurait probablement partage des responsabilités. Et il est évident qu'il faut que les services ou les personnes qualifiées sachent que leur responsabilité est au moins partiellement engagée. C'est d'ailleurs ce qui se passe à propos de la différenciation entre la responsabilité civile et la responsabilité pénale ; la responsabilité civile est toujours assumée par l'employeur ou l'exploitant, tandis que la responsabilité pénale peut être partagée, si il y a une faute grave de la part des personnes désignées pour accomplir une tâche déterminée.

## 2. QUALIFICATION ET ROLE DES EXPERTS EN RADIOPROTECTION.

Il faut d'abord définir, ce que sont les experts en radioprotection.

### 2.1. L'expert qualifié au sens d'Euratom.

La Directive du 15 juillet 1980 donne cette définition :

" Expert qualifié : personne ayant la connaissance et l'entraînement nécessaires soit pour effectuer les examens physiques, techniques ou radiotoxicologiques, soit pour donner tous les conseils en vue d'assurer une protection efficace des individus et un fonctionnement correct des installations de protection, selon le cas, et dont la qualification est reconnue par les autorités compétentes".

Cela couvre un éventail très large de personnes qui ne sont certainement pas les mêmes dans tous les cas, parce que ceux qui sont qualifiés pour faire des examens radiotoxicologiques ne le sont habituellement pas pour faire des examens techniques de radioprotection ou même pour faire de la dosimétrie physique. C'est donc une série de personnes qui vont devoir intervenir en tant qu'experts qualifiés. Alors quels sont ces experts qualifiés dans la réglementation française ?

D'autre part l'article 21 de la directive du 15 juillet 1980 fixe un rôle des experts qualifiés qui ne recoupe pas tout-à-fait cette définition puisque l'article 21 dit ceci :

" L'exécution de ces tâches est assurée par des experts qualifiés ".

Et ces tâches c'est :...la délimitation des zones contrôlées notamment.

Entre la délimitation des zones contrôlées et les examens radiotoxicologiques, il y a un écart qui n'est pas négligeable et par conséquent les experts qualifiés sont assez différenciés.

### 2.2. Radioprotection et sûreté nucléaire.

Ceci m'amène à rappeler la différenciation, entre la radioprotection et la sûreté nucléaire.

La radioprotection garantit la santé des individus; elle définit les limites d'exposition et veille à les faire respecter, de sorte qu'elle est d'essence biologique, même si elle met en oeuvre des moyens techniques.

La sûreté nucléaire garantit la fiabilité technologique des installations nucléaires aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation; elle vise essentiellement à prévenir les accidents et à assurer un fonctionnement compatible avec les limites fixées par la radioprotection. Elle est supervisée en France, au niveau national, par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) qui joue, au Ministère de l'Industrie, un rôle analogue à celui du SCPRI à la Santé et au Travail.

2.3. Le S.C.P.R.I. on l'a vu, a un rôle général et il couvre l'ensemble des tâches qui sont définies dans la directive, puisqu'il peut faire des examens physiques, des examens techniques, des examens individuels, ou des examens radiotoxicologiques. Mais, au delà du rôle qu'il exerce au titre de la puissance publique c'est peut-être en France le seul organisme qui regroupe la possibilité de faire ces différents examens; la plupart des autres, ayant plutôt des tâches spécifiques dans tel ou tel domaine.

2.4. Le rôle de la personne compétente, défini dans le décret du 2 octobre 1986, est le suivant, sous la responsabilité de l'employeur et en liaison avec le comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail :

- effectuer l'analyse d'optimisation des postes de travail,
- veiller au respect des mesures de radioprotection,
- recenser les situations ou les modes de travail susceptibles de conduire à des expositions exceptionnelles et prendre les mesures d'urgence éventuellement nécessaires,
- participer à la formation à la sécurité des travailleurs.

Voilà les quatre tâches essentielles dont la personne compétente est responsable. Elle doit en outre assurer la surveillance de la manipulation des sources de rayonnements ionisants.

2.5. Le rôle du service "compétent" défini à l'article 8 du décret du 28 avril 1975 modifié est, dans ses grandes lignes analogue à celui de la personne compétente, mais le contrôle exercé sur toute opération comportant un risque d'exposition aux rayonnements ionisants l'est ici par une personne "qualifiée" qui peut, ou non, appartenir au service "compétent". Service compétent et personne qualifiée sont, de toute façon, désignés sous la responsabilité de l'employeur qui, pour le "service" est toujours le chef d'établissement, représentant de l'exploitant, et pour la "personne" peut également être un employeur extérieur.

2.6. Le médecin du travail est aussi un expert qualifié, puisqu'il peut effectuer des examens radiotoxicologiques ou les faire effectuer par des services spécialisés ; en ce sens, on peut considérer, bien que son rôle soit spécifique, comme il l'est dans la directive, qu'il participe en tant qu'expert qualifié à la radioprotection des travailleurs, d'autant qu'il contribue largement à l'information des travailleurs.

2.7. Les organismes agréés. Il y en a de deux sortes dans la réglementation française : ceux qui sont agréés pour le contrôle des installations et ceux qui le sont pour la formation de la personne compétente. Jusqu'au décret du 2 octobre 1986, cette formation était laissée à l'initiative des employeurs qui appréciaient les meilleures manières de l'assurer. Maintenant elle est réglementée et elle est assurée par des organismes qui sont agréés pour le faire. Mais ces organismes interviennent surtout hors des INB car pour ces dernières, la formation du personnel du service "compétent" et celle de la personne "qualifiée" ne font pas l'objet de spécifications réglementaires.

### 3. HABILITATIONS PROFESSIONNELLES.

Quelles sont donc les habilitations professionnelles qui sous-tendent ces différentes activités.

3.1. La personne compétente, hors des installations nucléaires de base, est désignée par l'employeur; si cette désignation est postérieure au 1er octobre 1987, la personne compétente doit obligatoirement avoir subi une formation dispensée par un organisme agréé, conformément aux dispositions de l'arrêté du 25 novembre 1987.(programme avec tronc commun et des options qui dépendent du secteur d'activité et de la nature des sources)

3.2. Qui agrée ces organismes et comment sont-ils agréés ? Selon quels critères ? Là nous n'avons pas, à la différence de ce que Monsieur DELHOVE a indiqué pour la Belgique, différents niveaux de qualification, ni pour les organismes de formation, ni pour les organismes de contrôle. Il y a un agrément uniforme dans l'un et l'autre cas, qui est prononcé par le Ministre du Travail après avis du Conseil Supérieur de Prévention des risques professionnels, formation paritaire au niveau de laquelle siègent les partenaires sociaux. Le S.C.P.R.I., organisme, interministériel "Santé-Travail", est réglementairement consulté. Il y a donc un mécanisme d'agrément mais pas véritablement de tests spécifiques sur lesquels serait fondé cet agrément, pas d'examen de qualification. C'est essentiellement sur la base d'un dossier et de son examen approfondi que l'agrément est prononcé, tant pour la formation que pour le contrôle.

Ce sont d'ailleurs souvent les mêmes organismes qui demandent l'agrément pour les deux volets d'activité. Pour le contrôle, la procédure d'agrément est définie par un arrêté du 22 avril 1968, pris en application de l'ancien décret sur la protection des travailleurs hors des installations nucléaires de base (Décret du 15 mars 1867).

3.3. Le médecin du travail, lui n'est pas spécialement agréé pour le contrôle du personnel soumis aux rayonnements ionisants. D'une manière générale, la médecine du travail en France, constitue une spécialité et elle est considérée comme permettant, de manière globale, tous les aspects de son exercice, y compris la surveillance du personnel soumis aux rayonnements.

Cependant dans les grandes installations nucléaires, aussi bien celles du C.E.A. que celles de l'EDF, les exploitants exigent des médecins du travail une formation particulière, soit qu'ils l'assurent eux-mêmes, soit qu'elle repose sur un diplôme universitaire de radioprotection en médecine du travail qui est dispensé actuellement par l'Université PARIS V.

- 3.4. Autre habilitation professionnelle qu'il faut citer au passage, le CAMARI c'est-à-dire le sigle sous lequel on désigne en France le certificat d'aptitude à la manipulation des appareils de radiologie industrielle. Effectivement, il est apparu il y a quelques années que laisser manipuler les appareils de radiologie industrielle par des personnes qui n'avaient pas subi une formation suffisante risquait d'avoir des conséquences graves, voire dramatiques. C'est la raison pour laquelle il a été nécessaire d'instituer ce certificat qui n'est un diplôme, qui est simplement une reconnaissance de la compétence des opérateurs.

Cette certification retentit directement sur la radioprotection puisque l'on exige des opérateurs de radiographie industrielle une formation qui vise à mettre à l'abri des accidents graves aussi bien pour eux-mêmes que pour le personnel qui les entoure ou pour le public.

On parle beaucoup de l'effet des faibles doses mais les seuls accidents importants, hors des installations militaires et hors de Tchernobyl, que l'on a enregistré en matière d'exposition aux rayonnements, ce sont pratiquement tous des accidents dus à des sources scellées qui ont été soit perdues dans l'environnement et retrouvées par des gens qui ignoraient leur nature, soit au cours d'échange de ces sources scellées dans les appareils d'utilisation.

Il est donc très important, et c'est vraiment un problème majeur de radioprotection, que le personnel qui utilise ces appareils soit convenablement formé. C'est le but du CAMARI, bien qu'il ne s'agisse pas d'une formation spécifique de radioprotection.

3.5. Certification interprofessionnelle. Il existe en France un projet, qui est le projet du Groupement interprofessionnel des industries nucléaires et qui est un projet de certification des entreprises. Les entreprises qui souhaitent que la formation de leur personnel soit reconnue, peuvent adhérer à une charte qui est actuellement en préparation, charte en vertu de laquelle elles prendront des engagements de respecter un certain nombre de règles. Il y a donc une certification des entreprises et une certification d'organismes formateurs qui seront liées à ces entreprises pour assurer la formation de leur personnel, cette certification étant assurée par une Commission de Certification qui agira sur la base d'audits, avec le concours d'une Commission Scientifique associant les intéressés, les grands exploitants nucléaires, mais également les autorités compétentes publiques.

Ce projet a la faveur des autorités compétentes et il avance, je crois de manière active. Il est très souhaitable qu'il puisse être transposé à l'échelle européenne de manière à faciliter les échanges de personnel qui ne vont pas manquer de se multiplier dans les années qui viennent.

#### 4. TECHNIQUES DOSIMETRIQUES ET GESTION DES DOSES.

4.1. Quand on parle de techniques dosimétriques, on pense d'emblée "exposition externe", mais je rappelle qu'en matière d'exposition du personnel aux rayonnements, il y a bien entendu les trois modes d'exposition : externe, interne, mixte et que ces trois modes sont traités de façon tout-à-fait symétrique dans la réglementation française sans qu'il ait été nécessaire de définir des limites primaires.

Seules les limites d'exposition externe sont exprimées effectivement en doses (Sievert ou rem); celles d'exposition interne, sont des limites d'incorporation; en exposition mixte, on utilise une formule de péréquation qui additionne des taux d'exposition pour savoir si on est bien dans les limites reconnues par la réglementation.

Ainsi quand on parle des techniques dosimétriques, il ne faudrait pas en déduire que l'on néglige les autres modes d'exposition. Mais on enregistre de manière distincte les doses d'exposition externe et les résultats des mesures d'incorporation (soit par anthropogammamétrie soit par radiotoxicologie) et c'est seulement si ces résultats sont significatifs, ce qui n'est habituellement pas le cas, qu'on est amené à les prendre en compte dans la formule de péréquation.

#### 4.2. Les quatre fonctions de la dosimétrie externe.

Ce sont les suivantes :

- fonction d'enregistrement : bien entendu, il faut enregistrer les doses parce qu'il faut savoir si on reste dans les limites fixées par la réglementation; c'est la dosimétrie réglementaire. Elle est assurée en France comme en Belgique avec des dosimètres agréés pour cela, qui sont des dosimètres photographiques.
- fonction d'alarme : c'est la deuxième fonction; effectivement, il importe que la dosimétrie externe constitue une alarme vis-à-vis des débits d'exposition qui seraient élevés; là, c'est essentiellement les dosimètres opérationnels qui interviennent, qu'il s'agisse de dosimètres électroniques ou de stylo-dosimètres.
- fonction d'optimisation : effectivement ce sont les résultats de la dosimétrie externe essentiellement, mais éventuellement de la surveillance interne, qui permettent d'optimiser puisque c'est à partir de ces résultats qu'on va pouvoir modifier une procédure. Vous en avez parlé largement je pense au cours des deux premières journées.
- fonction "thérapeutique": en effet, en cas d'accident, il est très important d'avoir une idée des doses qui ont été reçues par les opérateurs; et par conséquent la dosimétrie va dans ces conditions jouer un rôle de guide thérapeutique.

#### 4.3. Le choix des dosimètres et les critères d'utilisation.

Le choix est évidemment dicté par la nature des rayonnements auxquels sont exposés les porteurs. Les avantages du dosimètre photographique sont bien connus; ce sont eux qui l'ont fait maintenir pour la dosimétrie réglementaire en France. Les dosimètres thermoluminescents ont surtout de l'intérêt pour la dosimétrie des extrémités. Les dosimètres "neutrons" et les dosimètres d'activation ne sont indispensables que pour les quelques travailleurs effectivement exposés à ces risques.

L'arrêté d'application du 19 avril 1968 qui précise les conditions d'utilisation des dosimètres individuels est toujours en vigueur puisque sa validité a été prorogée par un arrêté du 30 septembre 1987.

#### 4.4. La mise en oeuvre.

Qui fait la dosimétrie photographique en France ? D'une part le SCPRI qui a un rôle général, qui lui est conféré par le règlementation, mais également des organismes agréés pour le faire. Les exploitants peuvent être autorisés à le faire pour leur propre personnel. Tel est le cas pour le CEA et l'EDF avec l'obligation, comme en Belgique, de transmettre les résultats à un organisme central ; en l'occurrence en France c'est le SCPRI qui intègre ces données dans son dispositif informatique.

#### 4.5. Gestion des doses.

Le cumul des doses est opéré par les organismes qui assurent la dosimétrie, exploitants compris. Les résultats sont transmis au SCPRI, qui en assure l'exploitation et la conservation, comme il assure celles de ses propres résultats.

Pour donner une idée de l'ampleur des opérations, le SCPRI contrôle actuellement 1.200.000 dosimètres par mois, ce qui représente effectivement un effectif très important, principalement hors des installations nucléaires de base, bien que, dans ce total, il y a une bonne part, sinon la totalité, de la dosimétrie des entreprises extérieures qui interviennent dans les installations nucléaires de base et qui sont normalement tenues de s'adresser au SCPRI pour cette dosimétrie.

Un projet d'enquête épidémiologique est actuellement à l'étude au Centre International de Recherches sur le Cancer de Lyon, sur le suivi médical des personnes exposées aux rayonnements dans l'industrie nucléaire, en relation avec les doses qu'ils ont reçues. Il faut donc que l'on puisse rapprocher les doses et les observations cliniques. C'est relativement facile pendant la vie professionnelle des intéressés mais c'est plus difficile lorsqu'ils ont quitté leur vie professionnelle parce que les causes de mortalité sont couvertes en France par le secret professionnel. C'est un problème qui est en cours d'être résolu et je pense que dans les années qui viennent on aura pu à travers cette étude avoir un élément supplémentaire. A priori au niveau d'exposition qui est celui actuellement subi par le personnel des installations nucléaires il y a toute chance que l'on n'ait pas d'éléments significatifs; mais le fait de ne rien trouver est déjà quelque chose d'important.

Cette gestion des doses est bien entendu liée aux limites fixées par la réglementation. A cet égard, je voudrais souligner qu'il est très important de ne pas anticiper sur une évolution en nous faisant parfois, à notre corps défendant, l'instrument de cette évolution. Il faut être extrêmement prudent car l'une des conditions d'une bonne sécurité de manière générale et d'une bonne radioprotection, c'est une certaine stabilité. Nous venons à peine de transposer les directives de 80/84 dans nos réglementations respectives. Je crois qu'il ne serait pas raisonnable de penser que l'on va rapidement faire à nouveau évoluer les choses en l'absence de solides justifications scientifiques. Ainsi, par exemple, en acceptant actuellement de fixer une "dose-vie", nous risquerions de faire arbitrairement des handicapés du rayonnement, ce qui est inacceptable. Et je rejoins tout-à-fait les propos du Président PRADEL à ce sujet.

## 5. SUIVI MEDICAL DES TRAVAILLEURS.

- 5.1. L'Arrêté d'application du 23 avril 1968 relatif aux recommandations aux médecins du travail exerçant la surveillance du personnel exposé aux rayonnements ionisants a, comme celui relatif à la dosimétrie, été prorogé par l'arrêté du 30 septembre 1987, mais il doit faire prochainement l'objet d'un texte actualisé. Sans attendre sa publication, on peut dès à présent noter que l'examen hématologique qui était obligatoire dans le passé, tous les 6 mois, pour le personnel de catégorie A, n'est plus exigé. Cela ne veut pas dire qu'il ne faut pas le faire, bien entendu, singulièrement à l'embauche. Mais il n'est plus obligatoire et ceci constitue une approche réaliste de la situation, puisque vous savez qu'aux faibles doses l'examen hématologique n'a pas de signification pour suivre l'exposition d'une part, et que d'autre part il y a de grandes variations de la formule sanguine, notamment des variations ethniques qui ont fait parfois écarter des personnels du travail sous rayonnement pour des raisons purement hématologiques. On a déjà fait ainsi des handicapés du rayonnement de façon tout-à-fait discutable.

5.2. La réglementation française prévoit une carte de suivi médical; cette carte ne comporte aucune dose. C'est simplement une carte en vertu laquelle le médecin du travail reconnaît que la personne est apte. Elle a le mérite d'être liée à un enregistrement national ce qui permet de n'en délivrer qu'une et de garantir au médecin du travail d'une entreprise qui accueille une personne sans avoir son dossier médical, que la personne avait été reconnue apte par le médecin précédent dans le cadre de la durée de 6 mois de validité de la carte.

Cette carte est testée depuis près de 5 ans sur un échantillon de quelques milliers de travailleurs dans différents secteurs d'activité, en liaison avec les médecins du travail concernés. L'expérience acquise devrait permettre de la généraliser. Elle constituera un garant permanent et incontournable de l'aptitude du porteur au travail habituel en zone contrôlée, sans pour autant porter atteinte à la confidentialité du dossier médical.

Son extension à l'échelle communautaire, avec l'appui de la Commission des Communautés Européennes, devrait permettre de faciliter sérieusement les mouvements de personnel à l'ouverture du marché unique européen.

**Die Schaffung des Europäischen Binnenmarktes und ihre praktischen Folgen für den Strahlenschutz der Arbeitnehmer aus der Sicht des "Fachverbandes für Strahlenschutz" für die Belange der Bundesrepublik Deutschland**

**vorgetragen von D. E. Becker, TÜV Bayern, München**

Der nachfolgende Vortrag ist unter dem Hintergrund zu sehen, daß in der Bundesrepublik Deutschland im Mai 1989 eine neue Strahlenschutzverordnung verabschiedet worden ist, die etwa im Juni 1989 veröffentlicht wird und ein halbes Jahr nach der Veröffentlichung - d. h. etwa November 1989 - in Kraft tritt.

**Verantwortlichkeiten**

Zwischen Arbeitgeber und KKW-Betreiber wird üblicherweise ein Abgrenzungsvertrag geschlossen, der die Verantwortlichkeiten etwa wie folgt regelt:

Arbeitgeber	KKW-Betreiber
- Strahlenpaß	- Kontrolle der höchstzulässigen Dosen
- ärztliche Untersuchung auf Tauglichkeit	-- 25 mSv/Vierteljahr
- Grundbelehrung	-- 50 mSv/Jahr
- Eintrag der Dosiswerte	-- 400 mSv integrierte Lebensarbeitszeitdosis
-- amtl. Filmplakette	- Spezialbelehrung, bezogen auf Anlage und Aufgabe
-- Betreibermeßwerte	- Kontrolle der Durchführung der ärztlichen Untersuchung
-- Aktivitätsaufnahme über Inkorporation	- Ausrüstung mit selbstablesbarem Dosimeter
- Ausrüstung mit amtlichem Dosimeter	- Schutzkleidung
- (atomrechtliche Sicherheitsüberprüfung)	- Arbeitsplatzüberwachung

### Qualifikation

Die Anforderungen bezüglich Strahlenschutz an in Kernkraftwerken tätigen Personen sind in der Bundesrepublik Deutschland in vier Richtlinien festgelegt:

- Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal vom 4.4.1984 (GMBI. 1984, S. 192)
- Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen vom 30. 10. 1980 (GMBI. 1980 S. 652)
- Richtlinie über die Fachkunde im Strahlenschutz (RdSchr. d. BMI vom 17. 9. 1982 - RS II 3 - 515040/3 )
- Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (Stand: April 1989 )

### Dosimetrie

Detaillierte Anforderungen an die Überwachung von in Strahlungsbereichen tätigen Personen sind in der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle (§§ 62 und 63 StrlSchV) vom 5. 6. 1978 (GMBI. 1978, S. 348) festgelegt.

In der Bundesrepublik werden zur Erfassung der Beta/Gamma-Personendosis überwiegend Filme und für die Neutronendosis sogenannte Albedodosimeter benutzt. Die Auswertung wird von amtlich benannten Auswertestellen vorgenommen.

Die grundsätzlichen Anforderungen sind festgeschrieben in der

- Eichverordnung vom August 1988
- den Anforderungen an die nach Landesrecht zuständige Meßstelle nach § 63 StrlSchV und § 40 Abs. 2 Satz 4 RÖV (RdSchr. d. BMI vom 3. 7. 1979 - RS 3 - 517035/2-) GMBI 1979, Seite 441-447 sowie in der
- DIN-Norm 6816, "Filmdosimetrie nach dem filteranalytischen Verfahren zur Strahlenschutzüberwachung", Mai 1984.

Die Ermittlung der Körperdosis nach einer Inkorporation ist in der "Berechnungsgrundlage für die Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition" (Richtlinie zu § 63 Strahlenschutzverordnung) - RdSchr. des BMI vom 10. 8. 1981 - RS II 3 - 517025/1 - geregelt

Die "Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Photonenstrahlen und Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Elektronen, insbesondere durch  $\beta$ -Strahlung" ist der SSK-Reihe, Band 3 veröffentlicht.

## Medizin

Die medizinische Untersuchung ist jährlich durchzuführen und umfaßt eine große internistische Untersuchung mit den Schwerpunkten Blutbild und Haut.

Die "Grundsätze für die ärztliche Überwachung von beruflich strahlenexponierten Personen" sind in der Schriftenreihe des Bundesministeriums des Innern, Nr. 9 zusammengestellt.

Diese "Grundsätze" werden derzeit überarbeitet.

### Mögliche Probleme ab 1992

In der Bundesrepublik Deutschland sind alle strahlenexponierte Personen, die an wechselnden Arbeitsorten und somit auch bei wechselnden Betreibern tätig sind, mit einem **Strahlenpaß** ausgerüstet, aus dem alle gesetzlich vorgeschriebenen Daten hervorgehen. Falls dies in einigen EG-Ländern nicht der Fall sein sollte, können hierdurch Probleme beim Einsatz ihrer Arbeiter in der Bundesrepublik entstehen.

Die wesentlichen Probleme nach 1992 für Arbeiter aus dem EG-Raum bzw. deutschen Arbeitern, bei Tätigkeiten in den EG-Ländern, sieht der Fachverband für Strahlenschutz in der Kontrolle der höchstzulässigen Dosiswerte, insbesondere den

- maximal jährlich zulässigen Inkorporations-Werten sowie
- der Lebensarbeitszeitdosis von 400 mSv,

die mit der Novellierung der Strahlenschutzverordnung im Jahre 1989 in der Bundesrepublik Deutschland eingeführt werden.

Die **Inkorporations-Werte** sind in der Bundesrepublik überwiegend aus den höchstzulässigen Teilkörperdosen hergeleitet ( Beispiel: 500 Bq für Inhalation von Uran 234, hergeleitet aus der Lungendosis von 150 mSv) und sind somit meistens restriktiver als die Euratom-Werte, die aus der effektiven Äquivalent-Dosis hergeleitet sind.

Bezüglich der **Lebensarbeitszeitdosis** wurde mit der neuen Strahlenschutzverordnung erstmals festgelegt, daß eine strahlenexponierte Person während des gesamten Berufslebens eine Strahlendosis von 400 mSv nicht überschreiten darf.

Dazu sind folgende Fallunterscheidungen zu betrachten:

**Deutscher, angestellt bei deutscher Firma, tätig in KKW der Bundesrepublik**

Keine Probleme, da alle Dosiswerte aus dem Strahlenpaß hervorgehen.

**Deutscher, angestellt in deutscher Firma, tätig im EG-Bereich**

In diesem Falle sollte der Arbeitgeber über Sonderverträge zwischen Arbeitgeberfirma und Auftragsfirma die Einhaltung der für die Bundesrepublik geltenden, gesetzlichen höchstzulässigen Werte sowie die Mitteilung der dort erhaltenen Dosiswerte sicherstellen.

**EG-Angehöriger, angestellt in deutscher Firma, tätig in KKW der Bundesrepublik**

keine Probleme, da er bezüglich Strahlenpaß wie ein Deutscher behandelt wird.

**EG-Angehöriger, angestellt in EG-Firma, tätig in KKW der Bundesrepublik**

Nachweis über Strahlenpaß oder äquivalenten Papieren, daß die höchstzulässigen Dosiswerte - u. a. die 400 mSv Lebensaltersdosis ( falls diese für ihn in Deutschland gelten ) nicht überschritten wurden.

Dies kann in der Praxis zu erheblichen Schwierigkeiten führen!

**Deutscher, angestellt in EG-Firma, tätig im EG-Raum**

Es gelten die Bestimmungen des Einsatzlandes

**Deutscher, angestellt in EG-Firma, tätig in KKW der Bundesrepublik**

Gilt das gleiche wie für EG-Angehörige (siehe oben)

### **Schlußfolgerung**

Um mögliche Arbeitsbeschränkungen oder aufwendige Recherchen zu verhindern, scheint aus der Sicht der Bundesrepublik Deutschland die Einführung eines Europäischen Strahlenpasses, der alle notwendigen Daten enthält, unbedingt notwendig.

Darüberhinaus sollte eine Richtlinie erarbeitet werden, die alle wesentlichen Dinge wie

- Verantwortlichkeiten
- Qualifikation des Personals
- Dosiserfassung
- Medizinische Untersuchung

in den EG-Ländern einander anpaßt bzw. die Anerkennungsmodalitäten entsprechend festlegt.

**Strahlenschutz in der Schweiz für das Personal  
in Kernkraftwerken**

R. Wiederkehr, Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen  
CH-5303 Würenlingen / Schweiz

Kernkraftwerke in der Schweiz

In der Schweiz gibt es 5 Kernkraftwerke:

Anlage	Typ	MWe1	Zyklus 88/89
Beznau-1    KKB-1	DWR W	350	18
Beznau-2    KKB-2	DWR W	350	17
Mühleberg    KKM	SWR GE	320	16
Gösgen        KKG	DWR KWU	930	10
Leibstadt    KKL	SWR GE	990	5

Aufsichtsbehörde

Im Sinne der schweizerischen Gesetzgebung (1, 2) unterstehen die Kernanlagen der Aufsicht des Bundes. Die Aufsichtsbehörde ist die

**Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)**

Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN)  
Swiss Nuclear Safety Inspectorate

Die HSK ist somit in die Bundesverwaltung eingebunden.

<u>BUNDESRAT</u>	EDA, EDI, EJPD, EMD
Conseil fédéral / Government	EFD, EVD, <u>EVED</u>
<u>Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement (EVED)</u>	
Département fédéral des transport, des communications et de l'énergie	
Swiss Federal Department of Transportation, Communications and Energy	
<u>Bundesamt für Energiewirtschaft</u>	
Office fédéral de l'énergie	
Federal Office of Energy	
<u>HSK</u>	

Die HSK ist die Aufsichtsbehörde für den Bau und für den Betrieb von Kernanlagen. Die HSK besteht aus der Abteilung "Reaktorsicherheit" und der Abteilung "Strahlenschutz". Die Abteilung Strahlenschutz überwacht unter anderem den Strahlenschutz in den Kernkraftwerken und führt in den Anlagen periodisch Inspektionen durch. Sie hat 26 Mitarbeiter und besteht aus 3 Sektionen (Radiologische Ueberwachung, Radioaktive Abfälle, Störfallauswirkungen und Notfallschutz).

### Aufsicht über den Strahlenschutz

Gemäss der HSK-Richtlinie R-15 (3) sind alle geplanten Arbeiten, welche voraussichtlich mit einer Kollektivdosis von mehr als 100 mSv verbunden sind, der HSK in der Form eines Arbeits- und Organisationsplanes im voraus zu melden.

Während den geplanten Abstellungen stehen pro Anlage wöchentlich ca. zwei Strahlenschutzinspektionen in der kontrollierten Zone auf dem Programm. Das Schwergewicht dieser Inspektionstätigkeit liegt bei den radiologischen Verhält-

nissen in der Anlage und beim operationellen Strahlenschutz. Ferner ist die Zweckmässigkeit der vorgesehenen Arbeitsabläufe hinsichtlich des Strahlenschutzes zu beurteilen.

Während dem Reaktorbetrieb werden ca. 8 Inspektionen pro Anlage und Jahr durchgeführt. Sie betreffen die Strahlenschutzinstrumentierung, die Wasserchemie, den operationellen Strahlenschutz sowie die Strahlenschutzsanität.

Das im Kernkraftwerk vorhandene Strahlenschutzpersonal hat während dem Betrieb beziehungsweise während dem Stillstand folgende typische Zusammensetzung:

Funktion	Grundausbildung	Betrieb	Revision
		EP	EP + FP
Abteilungsleiter "Ueberwachung"	Ing./Chemiker	1	1
Ressortchef "Strahlenschutz"	Ing./Chemiker	1	1
Strahlenschutzchefkontrolleure	Handwerker	5	5
Strahlenschutzkontrolleure	Handwerker	5	20
Strahlenschutzhilfskontrolleure	Handw./Student		15
Hilfskräfte	Handw./Student	5	40

EP : Eigenpersonal

FP : Fremdpersonal

Für den geplanten Stillstand wird das Ressort Strahlenschutz durch Fremdpersonal nach Bedarf verstärkt. Das Strahlenschutzpersonal ist dem Ressort Strahlenschutz unterstellt. Die Ausbildung des Strahlenschutzpersonals im Strahlenschutz erfolgt in entsprechenden Fachkursen, welche von der Aufsichtsbehörde anerkannt sind.

Die Strahlenschutzverordnung (4) verlangt, dass alle beruflich strahlenexponierten Personen ihrer Tätigkeit und Verantwortung entsprechend angemessen im Strahlenschutz ausgebildet sein müssen. Dies betrifft somit das Eigen- und Fremdpersonal. Da diese Ausbildung zu einem grösseren Teil anlagespezifisch ist, erfolgt sie im Kernkraftwerk.

### Personendosimetrie

In der Schweiz ist jedes Kernkraftwerk auch Betreiber einer eigenen anerkannten Dosimetriestelle. Die Dosimetriestellen in den Kernkraftwerken erfüllen bezüglich den von ihnen durchgeführten Messungen ausnahmslos die in der Dosimetrieverordnung vom 11.11.1981 (5) festgelegten Anforderungen. Die Anerkennung und Kontrolle der Dosimetriestellen erfolgt durch die HSK. Die Dosimetriestellen nehmen periodisch an Vergleichsmessungen teil, die durch neutrale Stellen organisiert werden. Alle Kernkraftwerke verwenden für die Ermittlung der amtlichen Dosen TLD-Dosimeter, die vom Betreiber zur Verfügung gestellt werden. Parallel zu den TLD-Dosimetern sind zur Ermittlung der Job- und Tagesdosen elektronische Dosimeter im Einsatz.

Zur schnellen Ermittlung von Inkorporationen radioaktiver Stoffe steht in jedem Werk ein Torax-Inkorporationsmessplatz zur Verfügung. Ganzkörperzähler sind in Forschungsinstituten und Spitälern vorhanden.

### Kontrollbüchlein

Die akkumulierten Dosen sowie die medizinischen Untersuchungen werden im persönlichen "Kontrollbüchlein für beruflich strahlenexponierte Personen" (Strahlenpass) eingetragen. Das persönliche Kontrollbüchlein wird beim Arbeitgeber aufbewahrt. Wird ein Mitarbeiter einer Fremdfirma in einem Kernkraftwerk eingesetzt, so übergibt ihm sein Arbeitgeber das persönliche Kontrollbüchlein zuhanden des Strahlenschutzsachverständigen im Kernkraftwerk. Die Dosimetriestelle des Kernkraftwerks überträgt die ermittelte Dosis in das persönliche Kontrollbüchlein. Für Firmen, welche auch im Ausland tätig sind, ist es wichtig, dass das persönliche Kontrollbüchlein auch im Ausland als Strahlenpass anerkannt wird.

### Medizinische Untersuchungen

Jede beruflich strahlenexponierte Person hat sich regelmässig auf ihre Eignung untersuchen zu lassen (4). Die medizinischen Untersuchungen werden von der

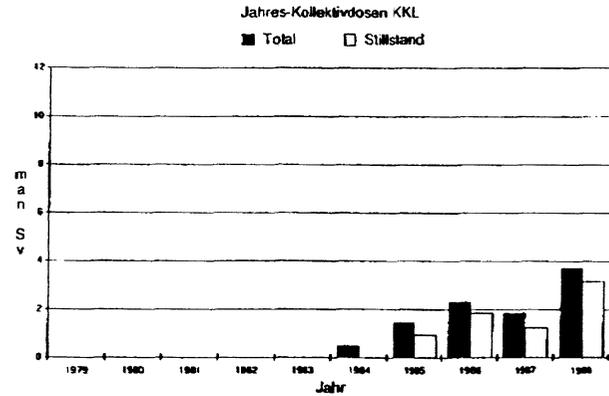
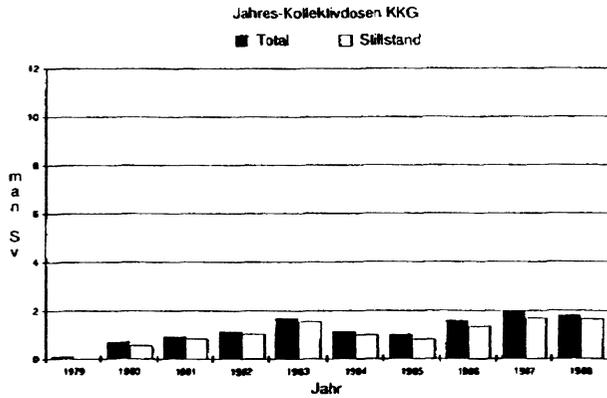
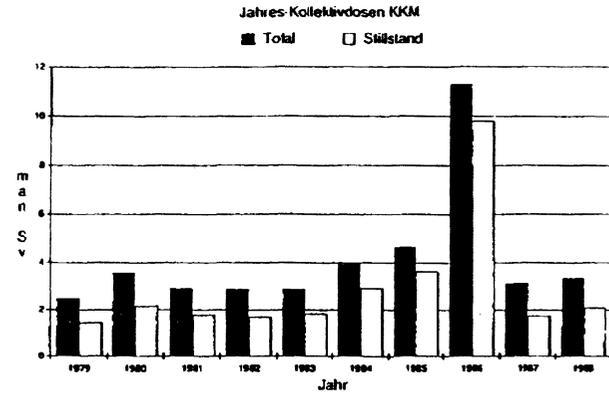
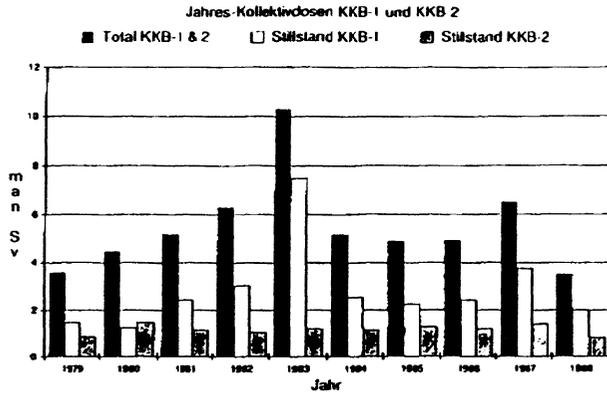
Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt (SUVA) vorgeschrieben und beurteilt. Die Durchführung obliegt den jeweils von den Kraftwerken beigezogenen Aerzten und erfolgt gemäss Weisung der SUVA.

### Kollektivdosen in schweizerischen Kernkraftwerken

Die in schweizerischen Kernkraftwerken während den vergangen 10 Jahren ermittelten Jahreskollektivdosen und die durch die geplanten Stillstände verursachten Kollektivdosen sind in der nachstehenden Graphik zusammengestellt. Interessant ist hier besonders die Gegenüberstellung von alten und neuen DWR- und SWR-Anlagen.

### Gesetze und Vorschriften

1. Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie und den Strahlenschutz 23. Dezember 1959
2. Verordnung betreffend die Aufsicht über Kernanlagen 14. März 1983
3. HSK-Richtlinie R-15: Richtlinie zur Berichterstattung August 1987
4. Verordnung über den Strahlenschutz 30. Juni 1976
5. Verordnung über Anerkennung und Betrieb von Personendosimetriestellen 11. November 1981
6. HSK-Richtlinie R-07: Richtlinie für die Strahlenschutzzone in Kernanlagen 7. Juli 1977
7. HSK-Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken. Mai 1980
8. HSK-Richtlinie R-12: Richtlinie zur Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen. Dezember 1979



RADIATION PROTECTION OF WORKERS IN GREECE

by C. PROUKAKIS\* and A. HATZIANTONIOU\*\*

Symposium on Radiation Protection and the Maintenance of Nuclear  
Power Stations in the Context of 1992Brussels, 24-26 May 1989Responsibility for the Radiation Protection of Workers

There are about 4000 radiation workers in Greece. These workers belong to the following groups:

1) Hospital staff in nuclear medicine, diagnostic radiology, radiotherapy and brachytherapy units,

2) Workers who handle gamma radiography sources, gauges, level indicators, static eliminators e.t.c.,

3) Workers working at the National Research Center for Physical Sciences (NRCPS) "Democritos" and in various research, industrial and other laboratories where they use sealed and/or unsealed sources or ionizing radiation producing machines.

4) Technical or maintenance people, responsible for carrying out specific work in areas with potential radiation hazards.

-----  
\* Dept. of Medical Physics, Athens University, Goudi, Athens  
115-27, Greece

\*\* Health Physics Div., Greek Atomic Energy Commission, Agia Paraskevi Attikis, Greece

There are no nuclear power plants in operation or under construction in Greece and therefore, at present, safety problems arising from the nuclear industry in our country do not exist. However, the radioactivity does not respect national or any other borders, and therefore we must keep up an intense interest in problems of radiation protection, including those arising from the production of nuclear energy.

Our energy production relies on thermonuclear plants and on water falls' occasionally we import electrical energy from neighbouring countries. The plans for nuclear energy production in Greece have been discussed for at least 25 years, but no decision for nuclear power production has been made until now. The public attitude, although not studied in detail, seems to be against nuclear power. It is very unlikely that any nuclear power plant will be built in Greece in the foreseeable future. Consequently the number of our radiation workers is not expected to increase significantly.

According to the radiation protection act 1974, the Ministry of Health and Welfare and the Greek Atomic Energy Commission (AEC) are responsible for the protection of the population and the workers against the hazards arising from the use of ionizing radiation. The Ministry of Health and Welfare is responsible for licensing all medical applications of ionizing radiation and, jointly, with the Greek AEC for issuing radiation protection regulations. The Greek AEC is the competent authority to issue the licenses for the import, production, use, storage, disposal and trade of radioactive substances, including fissionable materials.

The radiation protection act is supplemented by the Euratom

Directives and also by Ministerial Orders which are rather detailed and serve as a combination of regulations and codes of practice for licensing and operational radiation protection requirements. They are, also, largely based on the International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommendations. These Ministerial Orders are presently under review and shortly will be replaced by new radiation protection regulations. The new regulations are based on internationally accepted norms and on the provisions of the Euratom Directives (80/836, 84/467 and 84/466) concerning the Basic Safety Standards and the Protection of Patients.

#### Harmonization of Professional Authorization

The management of the institution hospital, factory etc which are licenced to possess any radiation source that might cause exposure of workers, is responsible for their safety.

In order to provide the best protection of the workers from ionizing radiation, radiation protection officers are employed. Their employment is required by the law. The workers and the work places are classified according to the Euratom Basic Safety Standards and the proper control measures and monitoring are applied and the supporting equipment, instrumentation and facilities are available. The information and training of the radiation workers in radiation protection is also an important factor.

The Greek AEC is the competent authority for the evaluation of the safety reports submitted with the application for a license of activities involving ionizing radiations.

It carries out inspections in order to ensure that all the necessary protective measures have been taken by the licensee

and that the radiation protection of the workers (and the public) is also ensured. Investigation and inspections are also carried out on any cases where the dose limits are exceeded and recommendations are given for the follow-up actions. However, we never had a really severe case of over exposure, causing life - threatening non-stochastic effects.

The Greek AEC has been offering training in the field of radiation protection. The type and extent of training selected depends on a variety of factors such as the nature of the work involved, the associated radiation hazards, the educational background and the experience of the workers.

#### Qualification and Role of Experts in Radiation Protection

In installations such as radioisotope laboratories in hospitals, there is always a radiation protection officer, who is assigned to supervise the control of radiation hazards and who is responsible along with the medical personnel to inform the workers and the ancillary personnel on safety matters. This officer is usually a radiation physicist or hospital physicist who had had a formal training in radiation protection (M.Sc. or equivalent degree). The radiation or hospital physicists have been trained either abroad or at the school of Hospital Physicists, established in 1961 and operated by the Greek AEC on an irregular basis. The aim of this school is to train physicists in radiation protection and in the application of ionizing radiation in diagnosis and therapy. Usually a two years full time course is organised whenever there is a need for radiation physicists. The graduates of this school, as well as those from

abroad, after taking successful examinations, are licensed by the Ministry of Health. Only licensed radiation or hospital physicists are employed as qualified hospital physicists.

At the NRCPS "Democritos" the Health Physics Division is responsible for supervising all aspects of radiation protection within the center and its environment. It maintains intimate knowledge of the radiation safety aspects of the work carried out in the research reactor, the isotopes production laboratory, the accelerator and the other facilities. It assesses the radiation hazards of each operation, gives advice and also takes the necessary safety measures.

#### Techniques of Dosimetry and the Management of Doses

In Greece there is a centralized dosimetric system. The Greek AEC provides personnel monitoring services to radiation workers employed in about 210 hospitals and clinics, 50 industries, in military installations, research institutions and also in the NRCPS "Democritos".

Film badges for  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  radiations and thermal neutrons are issued on a monthly basis. The personal dose readings are recorded and stored for the whole working life of the workers and beyond that, hopefully for a period of another thirty years. A selected group of radiation workers is subject to monitoring for internal contamination.

The film badges, as personal dosimeters, have some well known limitations. They do not record doses less than about 0.2 mSv and in the range of 1 mSv their accuracy is as low as 40%. The fading and the humidity - dependence are also disadvantages.

The Greek AEC is now in the process of introducing other types of personal dosimeters complementing the films, in order to have a better and more accurate dose evaluation. However, in many Hospitals, thermoluminescence dosimetry is carried out on a regular basis.

Personal dosimetry has also additional purposes. A change in the personal dose of a worker, over a given period, indicates a change at the workplace or the working habits. If an increase is noted, even if this lies within the dose limits, the Greek AEC notifies the physicist responsible for radiation protection, in order to carry out an investigation of the various stages of work involved, from the point of view of radiation protection, in an attempt to reduce exposure.

The Greek AEC provides also a biological dosimetry service, for investigating actual or suspected exposures to external radiations. This is based on measurements of the incidence of chromosomal aberrations in lymphocytes cultured from blood withdrawn from persons who may have been exposed to radiation. The service is most frequently used for high over exposures indicated by the film dosimeters and less often when a high exposure is suspected but a dosimeter is not available.

A Whole Body Counter has been installed recently in a University Hospital in Athens and it is expected to be used for investigating cases of suspected accidental internal isotope intake.

### Medical Follow-up of Workers

Medical surveillance of radiation workers is provided on a systematic basis only for the workers employed at the NRCPS "Democritos", where there is a qualified doctor. These workers are given, on a regular basis, a periodical examination depending on their working conditions. This periodical examination consists of blood and urine tests and clinical examination. Other types of examinations are performed in special cases.

Some hospitals provide periodical examinations to their employees working in the radiology and nuclear medicine units.

The Medical service of the NRCPS "Democritos" has provided, unofficially, medical surveillance and follow-up to radiation workers employed elsewhere who have received doses exceeding the dose limits. But this happens very infrequently.

The Ministry of Health is now in the process of establishing health criteria with respect to the fitness of the worker for special working conditions.

### Conclusion

There is much room for improvement of the radiation protection in our country. However the EC legislation, has been incorporated in our national legislation and the recommendations of the ICRP are respected. The ALARA principle is empirically, but extensively, practiced in Greece and this might help in filling up some of the existing gaps.

## MEASURES CONCERNING THE RADIATION PROTECTION IN THE NETHERLANDS

by Dr. L.B. BEENTJES, President of the Dutch Health Physics Society.

1. Responsibility for the radiation protection of workers

The radiation protection of workers is regulated in the Dutch Nuclear Energy Law. The Radiation Protection Act under this law includes a licensing system. In general handling of radioactive materials or ionizing radiation emitting equipment is not allowed without a licence; there are a few exceptions. The licensee bears the final responsibility for the radiation protection of the worker. If there is no licensee, the employer will be ultimately responsible. The Radiation Protection Act provides also specifics with respect to dose limits, radiation levels to the environment, personnel dosimetry and medical surveillance.

2. The qualification and role of experts in radiation protection

These are outlined in the Radiation Protection Act already mentioned. Different levels of expertise are meticulously specified. A survey is presented in the following table:

EXPERT LEVEL	QUALIFIES FOR	DURATION OF COURSE (WEEKS)	PREVIOUS EDUCATION AND EXPERIENCE
5	Ionizing radiation equipment and materials bearing small risk	1	secondary technical/laboratory school
4	All röntgenequipment as well as radioactive materials bearing moderate risk	3	school of technology
3	All radioactive materials except those of very high radiotoxicity For nuclides of high, moderate and low radiotoxicity boundaries of maximum activity are set for each radiotoxicity group.	5	college level up to post doctoral level
2	All radioactive materials as well as all ionizing radiation emitting equipment	20	level 3 + 3 years experience in health physics

Each expert level includes the qualification of the lower levels (i. e. with higher number).

To exemplify the level 3, approximately 100 candidates are successful in a year. The passing fraction is about 70% of the candidates. These experts are named in the licences necessary for radiation work either with ionizing radiation emitting equipment or with radioactive materials. The expert has a key role in obtaining a licence. He supervises the radiation work and checks if safety rules are observed. He keeps the licensee informed and whoever is in charge of operations.

3. The harmonisation of professional authorization

The professional levels of § 2 are confirmed by diplomas after following the appropriate course including laboratory exercises. These exams and the institution which present the courses, require government approval. The level 3 exam is the same throughout the Netherlands. A diploma is a prerequisite for a licence. There are broad licences for large institutions such as a university with an academic hospital and perhaps other legal entities which it encompasses or for large industrial complexes. There are licences covering all of the x-ray equipment as in a large or medium size hospital and there are individual licences for handling radioactive material or ionizing radiation emitting equipment for small companies or even issued to certain qualified persons.

4. Techniques of dosimetry and the management of doses

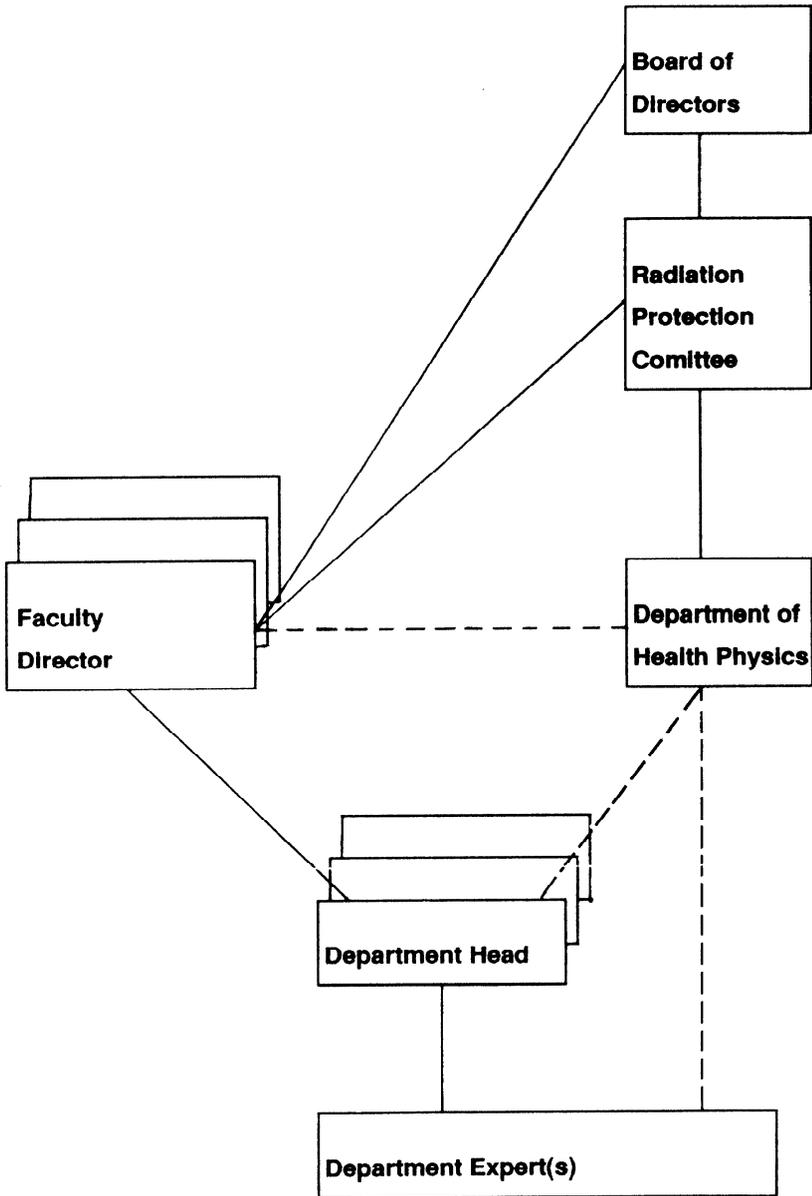
The main techniques of external dosimetry are of course the filmbadge and the thermoluminescent dosimeter. Nationwide there are two institutions recognised for personnel dosimetry for everybody in the country to use and four more with the limitation that they are restricted to their own institution. For all these dosimetry facilities which have been approved by the government there is one central registration system:

The National Dose Registration which warrants that records are kept for 30 years as required by law. The two institutions operating on a national scale, issue a warning to the licensee (or the employer) if a reference level on the registering device, filmbadge or TLD, has been surpassed. The licensee has to inform the supervising Department of Labour. The workers at nuclear facilities are being examined for internal contamination on a regular basis by counting of the lungs or by whole body counting. When handling unsealed radioactive sources as in hospitals, thyroid counting is sometimes performed or urinalysis in specific cases.

5. The medical surveillance of workers.

The medical surveillance of workers depends on the classification of the workers. The workers are classified into two categories if they can receive an effective dose equivalent of more than 5 mSv in a year. If such dose lies between 5 mSv and 15 mSv per year, the workers are grouped into category B. If they can receive an effective dose equivalent surpassing 15 mSv per year (but of course below 50 mSv per year), they are placed in category A. The category B and category A workers are medically examined when they start employment and when they leave their employment. Moreover, the category A workers are medically examined every year.

**Organization of Radiation Protection at a University  
with a Broad Licence**



References

Dutch Nuclear Energy Law: Kernenergiewet 21 februari 1963, Stb. 82,  
Laatstelijk gewijzigd 21 april 1988, Stb. 358.

Radation Protection Act : Besluit stralenbescherming Kernenergiewet,  
10 september 1986, Stb. 465.

De Categorie-indeling, een praktische kwestie:  
L.B. Beentjes, J.H. Duijsings en J.A. Glas;  
Klinische Fysica, 1989/2.

ANNALES DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION, Vol.15, n°1-2, (1990)

COMMUNICATION PORTUGAISE AU COLLOQUE DE RADIOPROTECTION ET MAINTENANCE  
DES CENTRALES NUCLEAIRES A L'HORIZON 1992.  
Bruxelles, 24/26 mai 1989

par : Dr. JULIO PISTACCHINI GALVÃO, directeur du Département de  
Protection et Sécurité Radiologique, LNETI/Portugal.

Tout d'abord, je remercie l'aimable invitation qui m'a été adressée pour venir vous parler de la Radioprotection au Portugal dans ce Colloque organisé conjointement par l'Association belge de Radioprotection et la Société Française de Radioprotection ayant pour objet les conséquences pratiques pour la Radioprotection des Travailleurs dans mon pays, dû à l'ouverture du marché unique européen.

L'OUVERTURE DU MARCHE UNIQUE EUROPEEN ET SES CONSEQUENCES PRATIQUES POUR  
LA RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS - SITUATION AU PORTUGAL -

A ce moment, une nouvelle loi générale de protection contre les rayonnements est en voie de publication par le gouvernement portugais dans le but de remplacer l'actuelle, dont l'existence se rapporte à 1961, pour la Directive 80/836/Euratom du Conseil des Communautés Européennes.

Chacun des deux diplômes légaux (l'actuel et celui soumis à l'approbation gouvernementale) s'applique à l'importation, production, manipulation, utilisation, détention, stockage, transport et élimination de substances radioactives et à toute autre activité qui implique un risque résultant des rayonnements ionisants; c'est-à-dire, à tous les appareils qui produisent ces rayonnements. Dans la nouvelle loi, son application aux rayonnements non ionisants est aussi proposée.

Puisque la protection radiologique, est une activité avec des répercussions en différents départements de l'Administration Publique, il est proposé de maintenir l'existence d'une Commission Nationale de Protection Contre les Rayonnements qui aura des fonctions simplement consultatives et, peut-être, délibératives donnant aux départements de santé publique, du travail, de l'environnement et de la recherche, les actions de réglementation, de licenciement et de surveillance ainsi que celles de "l'assessement" du risque, de la conception radiologique et de la formation du personnel.

La Direction Générale des Soins de Santé Primaires, du Ministère de la Santé, doit assurer le remplissement de la fonction de la Commission. Cependant, le Département de la Protection et Sûreté Radiologique (DPSR) du Laboratoire National de Génie et de Technologie Industrielle, du Ministère de l'Industrie et de l'Energie est, pour le moment, la seule institution nationale aux moyens humains spécialisés et des laboratoires appropriés qui peut donner le support technique et scientifique à l'application, au Portugal, des normes essentielles de protection contre les rayonnements ayant, pour cela, l'aptitude de faire les études, de donner les avis techniques ainsi que prêter l'assistance technologique soit aux entités officielles, soit aux privées en matière de radioprotection des travailleurs.

Le DPSR est, en effet, la seule institution spécialisée en protection radiologique existante au Portugal. C'est un ancien service de l'ex-Commission Portugaise d'Energie Nucléaire, ayant donc trente ans d'expérience et disposant d'un cadre de personnel d'environ cent personnes, quarante desquelles ayant une formation universitaire, et de laboratoires très bien équipés dans les domaines de la radioactivité de l'environnement, de la dosimétrie des rayonnements et du contrôle médical.

Le contrôle à l'échelon national des doses de rayonnements reçues par les personnes professionnellement exposées a commencé à être pratiqué par le DPSR en 1965.

Ce contrôle, obligatoire par loi, s'étend actuellement à sept mille travailleurs des installations médicales et industrielles, des mines d'uranium et des centres de recherche. Exception faite à des cas particuliers, on utilise la dosimétrie photographique individuelle de rayonnement  $\gamma$  et X, reçue mensuellement, avec information régulière des travailleurs après chaque période de contrôle, par des feuillets normalisés où sont expliquées les situations éventuellement irrégulières présentées par les pellicules photographiques. Dès qu'on apprend un accident, ou que la révélation montre un noircissement élevé, la pellicule est tout de suite révélée et le résultat communiqué à l'installation avec les recommandations des mesures de protection à prendre.

On remarque que la plupart des travailleurs contrôlés, à l'exception de ceux qui travaillent dans les mines, reçoivent des doses inférieures à

5 mSv par an. On remarque aussi que 90% des dosimètres des mineurs d'uranium révèlent des doses inférieures à 30 mSv par an.

Dans le domaine de la pollution radioactive le DPSR effectue ainsi le contrôle de la radioactivité de l'environnement autour du centre de recherche nucléaire du LNETI, à Sacavém, et le contrôle régulier du fleuve "Tejo" qui sert la Centrale nucléaire espagnole d'Almaraz. Après l'accident nucléaire de Chernobyl, il a intensifié les mesures de contrôle de la radioactivité de l'environnement, au Portugal, comme on avait déjà fait, dans les années 60, après les explosions atomiques expérimentales dans l'atmosphère. Le contrôle est accompagné d'essais de laboratoire pour obtenir une connaissance plus approfondie du comportement des radioéléments dans le milieu ambiant.

Afin de permettre la prévision de risques éventuels dans l'avenir, le DPSR étudie en outre, aussi les facteurs nécessaires à l'application de modèles de l'impact radiologique dans les rivières et dans l'atmosphère.

La loi portugaise (l'actuelle et la proposée) réclame aussi qu'aux travailleurs professionnellement exposés, soit assuré un contrôle médical.

La responsabilité de ce contrôle appartient au patronat. Le DPSR assure ce contrôle aux travailleurs du LNETI ainsi qu'à la plupart des entreprises industrielles qui le lui demandent. Dans le cas des mines, il y a une législation spécifique où il est exigé l'existence de médecin reconnu par l'entité compétente. En ce qui concerne les hôpitaux ainsi que les autres installations médicales, ce sont leurs propres structures qui en répondent.

Le contrôle médical effectué par le DPSR inclut les examens d'admission et périodiques. Ce contrôle est fait à travers des examens médicaux communs, aussi bien cliniques que de laboratoire. On effectue aussi, dès que justifiée, la dosimétrie biologique.

La qualification et le rôle des experts en radioprotection sont définis dans le diplôme légal en voie d'approbation. Ces définitions sont faites d'accord avec la Directive 80/836/Euratom.

Cependant le DPSR organise, depuis longtemps, des cours de radioprotection orientés les uns à la radiologie médicale, d'autres à la médecine nucléaire et d'autres encore aux rayonnements dans l'industrie. Il y a donc déjà un grand nombre de médecins et d'autres techniciens de santé ainsi que des ingénieurs et des techniciens de radiographie industrielle qui ont acquis la formation professionnelle convenable pour être responsables de la protection radiologique de leurs installations.

Bien que beaucoup de recommandations de la Directive du Conseil 80/836/Euratom soient déjà appliquées dans le pays, il faut pourtant que la nouvelle loi définisse la qualification et le rôle des experts en protection radiologique. On sent aussi le besoin d'actualisation de réglementation qui détermine les devoirs et les responsabilités concernant la notification, l'enregistrement, le licenciement et l'inspection pour une meilleure harmonie des autorisations.

L'ouverture du marché unique européen apportera donc de salutaires conséquences pratiques à la radioprotection, d'ailleurs déjà senties dans les mesures unifiées prises dans la période post-accident de Chernobyl.

En effet, la libre circulation des marchandises et des travailleurs dans le marché commun européen aura comme conséquence une plus grande uniformisation des mesures de la radioprotection à prendre dans des domaines où la définition de la Directive est moins précise. Je me rapporte nommément à celui de l'information des travailleurs, car il s'agit d'un domaine où le rôle que l'Association de Radioprotection peut y jouer, est bien évident.

Comme les rayonnements ne sont ni vus ni sentis, il est souvent difficile de faire accepter les recommandations en radioprotection que ce soit aux travailleurs ou aux entités patronales. Néanmoins, dans un petit pays, il n'est pas facile de faire développer une Association de Radioprotection qui maintienne une publication propre pour un contact périodique entre experts et travailleurs concernant les événements les plus récents de radioprotection et des mesures à prendre.

Il y a déjà quinze ans qu'on a constitué une Association Luso-Brésilienne de Radioprotection, LUBRAPRAD, ayant une section portugaise et une section

brésilienne, dans le but d'un marché de langue portugaise de presque deux cents millions de personnes et donc, d'un considérable nombre de travailleurs auxquels l'Association se destinait. Toutefois, entre le Portugal et le Brésil, il y a l'Océan Atlantique, et la section portugaise n'a jamais fonctionné.

Donc, je me demande s'il ne serait pas possible de créer une IRPA restreinte aux pays de la Communauté Européenne, ayant une publication commune, où seraient publiés les articles de plusieurs pays de la C.E.E., dans leur langue propre, bien qu'avec un résumé en français et en anglais. Ainsi serait-il peut-être possible que les experts en radioprotection aient un rôle plus actif dans la clarification de l'ambiance hostile qui entoure, de nos jours, les applications pacifiques de l'énergie nucléaire, les pays qui ne possèdent pas de centrales nucléaires inclus, surtout dans ceux où le concept polluant-payant n'est pas applicable, rendant par cela plus difficile l'explication de certaines situations.

Enfin, je remercie encore une fois, l'invitation de la présence de la section portugaise, bien que théorique, de LUBRAPRAD, dans ce Colloque, osant demander une plus étroite collaboration de toutes les Associations de Radioprotection de la C.E.E. ici présentes, pour que l'ouverture du marché unique européen ait des conséquences salutaires, non seulement sous les aspects des responsabilités en ce qui concerne le licenciement, l'inspection et l'information, que celui du rôle des experts, surtout dans la gestion des doses et dans le suivi médical, notamment dans les cas où, dû à un fréquent changement des conditions de travail, il est difficile de faire la prévision des débits de doses.

RADIOLOGICAL PROTECTION IN THE UNITED KINGDOM  
IN THE CONTEXT OF THE SINGLE EUROPEAN MARKET

By

J A B Gibson

Environmental & Medical Sciences Division,  
Harwell Laboratory, UKAEA, Oxon, OX11 0RA, UK

ABSTRACT

The possible implications of reducing dose equivalent limits are listed and two areas are identified for further study. The first area concerns the measurement of neutron spectra in order to choose appropriate personal dosimeters and survey instruments. In the second area, a European initiative to establish registries for internal dose assessments, autopsy data and mathematical models used for these assessments is described. The essential objective is to ensure that measurements of external dose and internal dose within Europe are standardised and that dose records are transportable across national boundaries.

## 1. INTRODUCTION

The Single European market will present many challenges to individuals in the Community. The radiological community should, in principle, be very well prepared because without exception we rely upon the recommendations of the International Commission on Radiological Protection (1) and the European Directives (2) which stem from the recommendations. In the UK, the Directive is incorporated into the Ionising Radiations Regulations 1985 (3), the Approved Code of Practice (4) and Notes for Guidance. The ICRP recommendations will be revised soon, probably in 1990, and the implications of changes in risk factors and organ weighting factors will have a major impact on radiological protection practice. In the UK, for example, the NRPB (5) have suggested that stochastic dose equivalent limits for radiation workers might be reduced by a factor of 3 with a limit of 0.5 mSv for exposure of a member of the general public for a single nuclear site. Members of the UK Health & Safety Executive have indicated that a ten year dose equivalent limit of 150 mSv is being considered. All of these are suggestions to encourage thought and planning for when ICRP report in 1990.

If dose equivalent limits are reduced then various questions need to be considered:

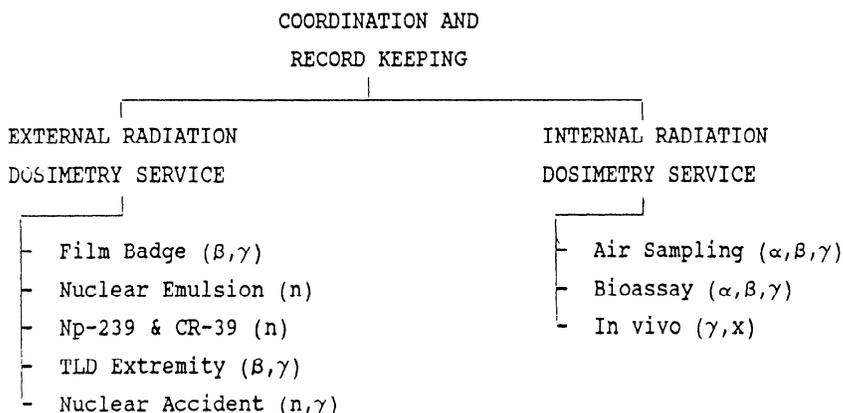
- (i) will gamma- and beta-ray dosimeters be adequate to measure the personal dose equivalent if all secondary limits are reduced pro rata;
- (ii) will neutron dosimeters be able to cope with both a reduction in limits and an increase in quality factor (6);
- (iii) to what extent do the new quantities proposed by ICRU (7) require more information than that provided by a simple dosimeter;
- (iv) in the measurement of internal dose, are bioassay techniques adequate to determine an intake of 10% of an annual limit of intake;
- (v) is *in vivo* monitoring adequate;
- (vi) what reliance should be placed upon personal air samplers;
- (vii) are stack monitors adequate to monitor releases of radioactivity;
- (viii) is environmental monitoring adequate;
- (ix) are the costs of the monitoring becoming so large as to become significant in the operation of a nuclear power station, a reprocessing plant or even a hospital nuclear medicine or X-ray department?

These and many other questions are being considered in the UK and answers to all the questions are not yet forthcoming.

As immediate Past-Chairman of the British Radiation Protection Association (BRadPA) and currently President of the Society for Radiological Protection, I am aware of many studies in the UK but I can in no way represent the views of my own Society or of the other seven Societies within BRadPA. All I can do is to indicate how we in the UKAEA, particularly at Harwell, are operating approved dosimetry services under the IRRs (3). Secondly. I would like to mention a specific piece of R&D to measure the neutron spectrum, particularly around nuclear reactors including a Swiss PWR. Thirdly I would like to consider developments in internal dosimetry and the requirements to establish a common database of information. Transfer of workers across national boundaries will mean a transfer of radiation records which clearly must be compatible between countries. Also I know that the President of IRPA, Professor John Lakey, is keen to ensure that the level of training and qualifications can be clearly identified for radiological protection advisors operating across national boundaries.

## 2. APPROVED DOSIMETRY SERVICE (ADS) AT HARWELL

The ADS at Harwell covers all aspects of external and internal dosimetry and provides a service to the Harwell site and to other users in the UK. The service off-site may cover the full range of ADSs but may be limited, for example, to internal dose assessment. The complete Harwell ADS is



The external radiation dosimetry services are all reasonably explicit except for nuclear accident dosimetry. This is a service provided to the whole of the nuclear industry in the UK through a nuclear accident dosimetry users group (NADUG). Nuclear accidents involving prompt criticality with a large dose of neutrons and gamma radiation are extremely rare events. The equipment used

has to be immediately available and reliable but rarely tested. Activation detectors are widely used (8) and through NADUG, Harwell supplies regular calibration sources for intercomparisons. We now provide a silicon diode for directly measuring the neutron dose in addition to the activation detectors for neutron spectrometry and a thermoluminescent dosimeter (TLD) for gamma-ray dosimetry.

Internal dosimetry will be discussed further below but it consists of three services as indicated. Workers in special areas are issued with personal air samplers and the filter-papers are counted in a central facility where particle sizing by autoradiography can be undertaken. Bioassay measurements include nose swabs, urine and faecal analysis and occasionally blood and breath samples. In vivo monitoring can be of the whole body eg  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ , etc or partial body monitoring, of the thyroid for  $^{131}\text{I}$  or the lungs and liver for  $^{241}\text{Am}$ . Internal dose assessments are performed using the ICRP30 compartment model (9) which has been modified to include excretion through urine and faeces (Fig 1). Particle size and radionuclide solubility is included and the transfer factors from the lung can be modified if necessary (10). The assessment is based upon the model for the specific radionuclide, a knowledge of the incident, time of occurrence and any other information available from investigations of similar incidents.

Each of the services listed above is separately approved by the Health & Safety Executive including the overall dose record keeping which is computer based and accessible to all radiological protection advisors (11). Records are supplied to the Central Index of Dose Information held by the NRPB (12) and the National Registry of Radiation Workers. Records are also available when a worker transfers to a new employer and, in principle, could be provided if the worker moves to another country.

### 3. OPERATIONAL NEUTRON SPECTROMETRY

The dose equivalent response of personal neutron dosimeters is dependent upon neutron energy and such dosimeters respond to only part of the energy range of neutrons encountered in radiation fields. Hence, in order to determine the suitability of a dosimeter for a particular working area and to interpret its readings, it is necessary to know the neutron spectrum in that area. In the past, the neutron component of the total dose equivalent has been relatively unimportant except in some specialised areas such as on the top plate of research reactors (13), in nuclear fuel plants processing higher burn-up fuel (14) and in maintenance areas around PWRs (15). If the increase in quality

factor recommended by ICRU (6) is adopted then neutron measurements will become even more important.

At Harwell, we have developed a neutron spectrometry system consisting of three parts:

- (i) a multisphere spectrometer (16) for neutrons with energies from thermal to 50 keV;
- (ii) a proton-recoil spectrometer with 3 SP2 detectors for 50 keV to 1.5 MeV;
- (iii) an alpha-recoil spectrometer using  $^3\text{He} + \text{Ar}$  (to increase the stopping power) for 1.5 MeV up to 16 MeV.

The complete system has been calibrated using monoenergetic neutrons from the low-scatter facility at the National Physical Laboratory in Teddington, UK. Neutron spectrum measurements were made at a 970 MWe PWR at Gosgen in Switzerland close to one of three primary pumps where the neutron dose equivalent rate was between 30 and 90  $\mu\text{Sv h}^{-1}$  and the gamma-ray field was about 400  $\mu\text{Sv h}^{-1}$ . The measured neutron spectrum at 2 positions, expressed as a dose equivalent rate was:

Neutron Energy Range keV	Dose Equivalent Rate $\mu\text{Sv h}^{-1}$	
	1	2
< 50	23.8	10.2
50- 100	3.4	1.6
100- 500	16.8	8.2
500-1000	7.8	2.2
> 1000	3.3	0.8
Total	55.1	23.0

The relative responses of various dosimeters and survey meters, calibrated with a  $^{252}\text{Cf}$  at normal incidence, were calculated for the above fields as:

Dosimeter	Response	Comment
NTA Film	0.2	known threshold ~500 keV
CR-39	0.5	electrochemical etch
Np-239	0.8	including albedo effect
Harwell 0949	1.7	survey instrument
Alnor 2202D	1.3-1.5	survey instrument (measured)

This neutron spectrometry system has been used at gas-cooled power stations in the UK and will be used at other PWRs in the future. It is a highly specialised piece of equipment requiring careful calibration and interpretation but can be invaluable in choosing appropriate monitoring equipment for neutrons.

#### 4. A EUROPEAN INITIATIVE TO PROVIDE REGISTRIES FOR INTERNAL DOSE ASSESSMENTS

Eurados-Cendos is a European Radiation Dosimetry Group funded by the CEC (DG XII) to: coordinate research programmes in dosimetry and related topics within the EEC; encourage collaboration with countries outside the EEC and; organise exchanges of information. In addition to the Council, there are 6 committees, 5 of which cover external dosimetry and a sixth entitled 'The Assessment of Internal Dose'. The objective of committee 6 is "the preparation of guidance on the interpretation of monitoring data relating to internal exposures of radiation workers and the implementation of ICRP recommendations with Europe: the objective will be achieved by the pooling and exchange of information and in comparing operational experience." Members of the committee are drawn from France, the Federal Republic of Germany and the United Kingdom with corresponding members in Italy, Japan, Spain, Sweden and the USA. There is close liaison with EULEP, the European Late Effects Group.

The meeting of committee 6 have so far discussed human data available from incidents involving radioactivity and have included a wide range of nuclides including the actinides U, Pu, Am, Cm and Cf. This is the only source of human data for many radionuclides and is required to validate or modify existing ICRP models developed mainly from animal studies. Examples of studies of operational cases have been given at the 1988 IRPA meeting in Sydney (17) and at the CEC meeting in Versailles on the Biological Assessment of Occupational Exposure to Actinides (10).

At its last meeting in Paris, committee 6 agreed to make two proposals to the CEC for financial support in 1990-1 and beyond. The first concerned the study of the metabolism of stable isotopes in adults and children. Isotopes would be chosen for their intrinsic interest and as analogues for the actinides. Joint proposals from FRG, Italy and the UK were being prepared. The second proposal concerned the establishment of three registries for:

- (i) dose assessments;
- (ii) autopsy data;
- (iii) mathematical models.

#### 4.1 European Registry for Internal Dose Assessment (ERIDA)

A protocol for comparing internal dose assessments has been established and will be used to extend a UK intercomparison to other European laboratories. The first stage of this intercomparison should be completed within 1989 and should then form a basis for the protocol for ERIDA. It is intended that ERIDA will eventually be an on-line data base, accessible to approved laboratories, to assist in the assessment of cases of internal exposure involving unusual radionuclides.

#### 4.2 European Registry of Autopsy Data (ERAD)

The ultimate test of the mathematical models, used for dose assessments comes when autopsy material becomes available. The US Uranium and Transuranium Registries have been set up to obtain such data in the USA (18,19). Dr R Kathren, the Director of these Registries is a corresponding member of committee 6 and we intend to develop a protocol based upon the US systems. It is anticipated that information will be available within the UK and possible sources in other EEC countries will be sought. It is likely that separate autopsy registries will be set up in each country but using a common protocol to be agreed by 1991. The ultimate aim is to provide a data base of information which will be suitably anonymous and available to approved laboratories.

#### 4.3 European Registry of Models for Internal Dosimetry (ERMID)

Information from ERIDA and ERAD will be used to build up a range of mathematical models, initially based upon current ICRP30 models, but with developments based upon later animal and human information. Where models have been validated through the assessment of human data from incidents or from autopsy data then this should establish their use for future assessments. Ultimately this human data should be used to provide justification of an improvements to ICRP models.

### 5. CONCLUSIONS

This examination of a limited area of radiological protection must be seen as personal and subjective but it has identified two areas which may be problems for the 1990s, namely neutron dosimetry and internal dosimetry. The former may involve relatively few people but could critically effect the maintenance of reactors. The latter could have wider implications from reactor pond contamination, to reprocessing, fuel fabrication, isotope production, nuclear medicine and nuclear research. Others may see different priorities as limits are reduced but it is important that a strong research base should be maintained

to underpin the operational work of radiological protection in Europe. The ultimate aim is aware that a mSv measured in France or Belgium is the same as a mSv measured in the UK whether it is an external or an internal dose.

#### REFERENCES

- (1) ICRP 26. International Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP 1(3) 1977.
- (2) CEC. Council Directive of 15 July 1980 amending the Directives laying down the Basic Safety Standards for Health Protection of the General Public and Workers against the Dangers of Ionizing Radiation. Official Journal of the European Communities L246, Vol 23, 17 Sept. 1980.
- (3) HSE. The Ionising Radiations Regulations 1985, Statutory Instrument 1985 No 1333, HMSO, 1985.
- (4) HSE. The protection of persons against ionising radiation arising from any work activity. Approved Code of Practice, HMSO, 1985.
- (5) R.H. Clarke. Interim Guidance on the implications of Recent Revisions of Risk Estimates and the ICRP 1987 Como Statement. NRPB-GS9, 1987.
- (6) ICRU 40. The Quality Factor in Radiation Protection, ICRU, Bethesda, USA, 1986.
- (7) ICRU 39. Determination of Dose Equivalents resulting from External Radiation Sources. ICRU, Bethesda, USA. 1985.
- (8) IAEA. Dosimetry for Criticality Accidents, A Manual. Technical Report Series No 211, IAEA, Vienna, 1982.
- (9) ICRP 30. International Commission on Radiological Protection. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. Annals of the ICRP 2(3/4) 1979.
- (10) J.A.B. GIBSON and R.K. BULL. Dose Assessment from Bioassay and Body Monitoring Measurements: Practical Experience. Radiat. Protect. Dosim, 26(1/4) 271-277, 1989.
- (11) L. SALMON, J.B. VENN and M.M. DAVIES. Shield - a Novel Information System for Epidemiological Studies and Personnel Dose Records. IAEA Seminar on the Application of Computer Technology to Radiation Protection, BGD. Yugoslavia (IAEA-SR-136) 1987.
- (12) G.M. KENDALL, E. GREENSLADE, W.J. ILES, P.H. GARDINER and T.O. YOUNG. Reference Manual for Data Transfer to the Central Index of Dose Information Addendum to NRPB-M92, 1987.
- (13) R. BIRCH, H.J. DELAFIELD, L.H.J. PEAPLE and K.G. HARRISON. The Neutron Leakage Spectra through the Steel Top Plates of two Heavy-Water-Moderated Research Reactors. Radiat. Protect. Dosim. 12(3), 285-291, 1985.
- (14) J.A.B. GIBSON. A Neutron Dosimetry System for use in Processing Plants. Proc. Symp. on Advances in Radiation Protection Monitoring. IAEA, Vienna. 196-206, 1979.

- (15) R. BIRCH, H.J. DELAFIELD and C.A. PERKS. Measurement of the Neutron Spectrum inside the Containment Building of a PWR. Radiat. Protect. Dosim. 23(1/4) 281-284. 1988.
- (16) P.M. THOMAS, K.G. HARRISON and M.C. SCOTT. A Multisphere Neutron Spectrometer using a Central  $^3\text{He}$  Detector. Nucl. Instrum. & Methods 224, 225-232, 1984.
- (17) J.A.B. GIBSON, R.K. BULL, M. MARSHALL and J.W. SMITH. Interpretation of Internal Dose Calculations for Dose Record Keeping. 7th IRPA Congress on Radiation Protection Practice, Sydney, Australia. 3 1395-1398, 1988.
- (18) R.L. KATHREN, M.J. SWINT and R.H. MOORE. Human Tissue Studies of the United States Transuranium and Uranium Registries. 7th IRPA Congress on Radiation Protection Practice, Sydney, Australia, 3, 1399-1402, 1988.
- (19) R.L. KATHREN. The United States Transuranium and Uranium Registries: Overview and Recent Progress. Radiat. Protect. Dosim. 26(1/4) 323-330, 1989.

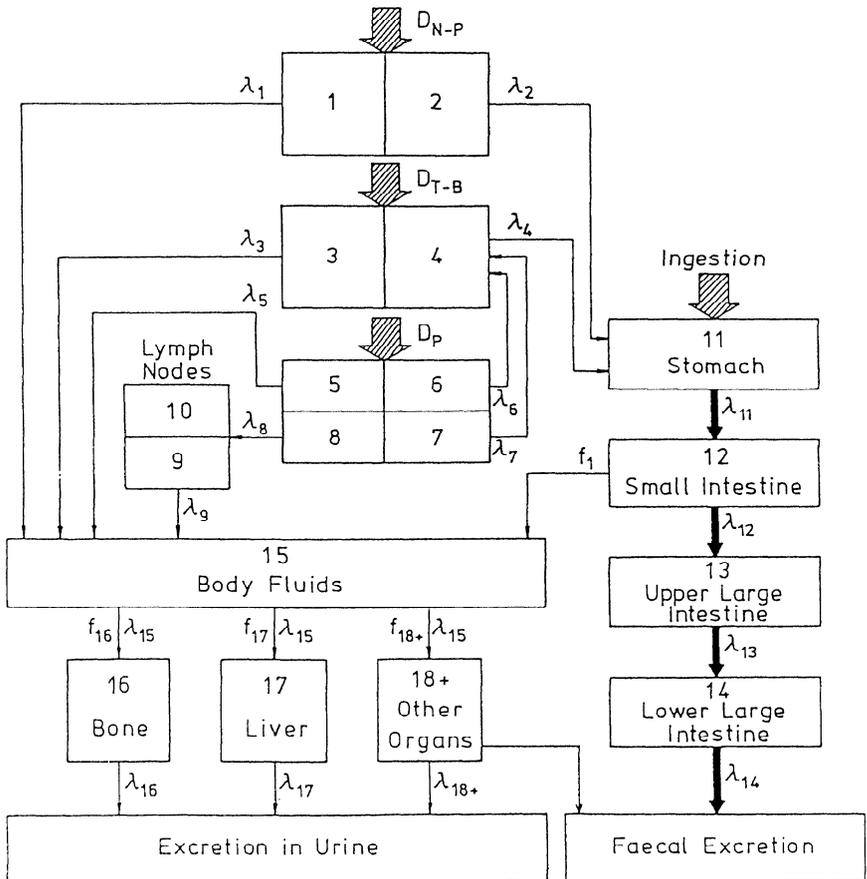


Figure 1. Compartment Model used for Determining Intake from Excretion Measurements or Body Monitoring.

SESSION 4

DISCUSSION - BESPREKING

M. C. HUYSKENS - IRPA - Universiteit Eindhoven Nederland

In het perspectief van de Europese samenstelling is bijzondere aandacht nodig voor de harmonisatie in beroepsomschrijving voor de stralingsbeschermings-expert.

Harmonisatie vraagt homogene/uniforme kwaliteits niveau en opleidings criteria voor de stralingsbeschermingsdeskundigen.

Uitwisseling van informatie en onderlinge vergelijkende studie/inventarisatie is daarom een nodige stap. Hier ligt een werkgebied voor de internationale organisaties.

+ + +

M. J. PRADEL - CEA-SFRP France

1. Je voudrais mettre en garde contre les conséquences de l'introduction d'une dose vie de 400 mS comme en Allemagne. Une telle limite aura des conséquences très importantes dans les mines d'uranium, en France, au Portugal, en Afrique, ... Les mines souterraines seront très difficiles à exploiter (voire impossible).
2. La libre circulation des travailleurs d'entreprises non européennes ne risque-t-elle pas d'être plus aisée que celle des travailleurs de la Communauté ?

+ + +

M. P. FRIGOLA - CTI France

L'harmonisation des législations en vue de libéraliser la circulation des travailleurs doit prendre en compte les dérogations qui sont possibles dans certains états membres soit qu'elles sont prévues par la loi, soit qu'elles découlent d'accords entre les autorités, les industriels et les syndicats. La maintenance des installations, qui est l'objet du colloque, devrait susciter des mouvements importants de travailleurs. L'existence de ces dérogations possibles peut être à l'origine de distorsions, voire de fraudes.

+ + +

M. A. POLAK - Landré Intechmij België

Kan men van de Europese Commissie een richtlijn ter harmonisatie verwachten van de nationale wetgeving betreffende de erkende dosimeters en of dosimetriediensten van de lidstaten.

+ + +

M. P. ROLLIN - EDF France

Les doses des travailleurs font l'objet en Belgique de statistiques annuelles publiées ; est-il possible d'en avoir communication ?

Dr J.R.A. LAKEY, President of IRPA

Director General Brinkhorst, President Delhove, President Pradel, Ladies and Gentlemen:

On behalf of my European colleagues of the IRPA, I would like to express our appreciation to the EEC Directorate for making our attendance possible at this most important meeting. May I assure you, Mr Brinkhorst, that IRPA's primary purpose is to serve as a medium for international communication and cooperation in radiation protection is advanced by this meeting and we express our continued commitment to this cooperation within the EEC. At our General Assembly in Sydney in 1988, I received considerable encouragement to make IRPA collaboration with international organisations more effective and so we are already developing new rules to facilitate this, and are working in a more formal manner with other international authorities also such as ICRP, OECD, ENEA, IAEA and WHO. We also intend to study the process of "certification" through our Associate Societies and we firmly support educational initiatives towards the goal of advancing sound and effective radiation protection throughout the world. I hope that our joint efforts will improve public understanding of radiation protection and thereby assist the approach to the opening of the European market in 1992.

DISCOURS DE CLOTURE DE MONSIEUR PRADEL

PRESIDENT DE L'ASSOCIATION FRANCAISE DE RADIOPROTECTION

Avant la clôture de notre réunion, je me permets de vous faire part de mes impressions personnelles sans essayer de faire un véritable compte rendu.

Je dirai tout d'abord que le comité d'organisation a eu une heureuse initiative en réunissant concepteurs, exploitants, opérateurs de maintenance et radioprotectionnistes.

Ayant suivi depuis de nombreuses années le développement de l'énergie nucléaire, j'éprouve aujourd'hui un grand sentiment de satisfaction lorsque je constate que les exploitants et les concepteurs prennent parfaitement en compte la radioprotection pour organiser rationnellement leur travail et découvrent ainsi qu'un bénéfice intéressant résulte de cette approche rationnelle.

Ceci constitue, à mon avis, un grand succès pour la radioprotection.

Nous nous attendions bien à ce résultat, forts de l'expérience tirée de l'exploitation des mines d'uranium, où la relation entre les kilowattheures consommés par les ventilations et l'exposition collective des mineurs évaluée en hommes-sieverts s'est rapidement révélée comme un bon indicateur de la qualité des ventilations utiles pour optimiser l'utilisation des équipements assurant cette ventilation.

Après ce constat de réussite, je voudrais tirer quelques conclusions générales :

- 1) Nous devons bien définir notre mission de radioprotectionniste qui, à mon avis, consiste à fournir aux autorités des informations basées uniquement sur des données scientifiques et techniques;
- 2) L'abaissement de ce que les exploitants appellent dans un langage douteux "la dosimétrie" est un objectif noble, mais qui doit toujours être justifié. Il faut donc toujours préciser les avantages et les inconvénients résultant d'une action entraînant une réduction des expositions. Notamment le coût résultant de l'action doit toujours être indiqué, surtout lorsqu'il est négatif, pour faire plaisir aux radioprotectionnistes, dont la mission n'a pas toujours été agréable dans les décennies passées du fait de son caractère plutôt répressif, et qui trouvent là une juste récompense,
- 3) Le principe ALARA trouve ici son plein emploi, mais n'oublions pas le "R". C'est aux radioprotectionnistes de dire si l'on va trop loin dans le sens de l'abaissement des expositions et ils ne doivent pas avoir peur de le dire. C'est ainsi qu'ils conserveront la confiance indispensable des exploitants et du public.  
Ne tombons pas dans des excès réglementaires qui donnent une fausse image de la réalité et sont sources d'inquiétude pour le public. Allons vers la simplicité et soyons conscients que nous avons une protection exemplaire,

4) C'est ce souci de simplicité dans l'application des recommandations de l'ICRP qui m'amène à exprimer des réserves sur l'introduction dans les règlements de la notion de "dose vie" dont la gestion ne manquera pas de soulever de nombreux problèmes tels que :

- la qualité des données disponibles pour un travailleur étranger originaire d'un pays appartenant à la Communauté Européenne ou extérieur à cette Communauté;
- la création de catégories de travailleurs "handicapés du rayonnement" tentés de se procurer des "passeports" vierges de toute exposition...

Telles sont les principales conclusions que personnellement je retire de ces journées.

DISCOURS DE CLOTURE DES TRAVAUX PAR MONSIEUR DELHOVE  
PRESIDENT DE L'ASSOCIATION BELGE DE RADIOPROTECTION

Mesdames et Messieurs,

Mes Chers Collègues,

Nous avons pu assister mercredi et jeudi à ses exposés remarquables qui nous ont :

- brossé un tableau d'ensemble des grands travaux de maintenance dans les centrales;
- apporté les fruits de l'expérience de la révision décennale de Tihange I;
- ouvert la voie des techniques de demain, alliant le souci d'une plus grande sécurité, d'une plus grande fiabilité de l'outil avec l'objectif de réduire l'exposition des personnes et des travailleurs.

Je me fais ici l'interprète de tous pour remercier les conférenciers, pour la qualité de leur présentation et la richesse de l'information qu'ils nous ont apportée.

Toute notre gratitude va également aux présidents de séance qui ont dirigé les travaux avec le doigté et la grande compétence que nous leur connaissons.

Ils nous ont fourni un remarquable travail de synthèse des travaux.

Pour ma part, j'ai retenu de leurs conclusions les points suivants :

- nécessité de l'intégration de la radioprotection dans la préparation des interventions de maintenance.
- accent mis sur une maintenance bien planifiée alliant la prévention et la prédiction.
- une maintenance bien gérée conduit à la réduction du coût économique et à une réduction des doses aussi bien individuelles que collectives et ceci devrait porter un coup au mythe suivant lequel la sécurité coûte chère.

- l'intérêt de centres de validation du matériel, des procédures et du personnel,
- l'utilisation de calcul débit dose, outil très prometteur pour domestiquer la planification des doses.

Quant à cette dernière journée, nous avons tenu la gageure :

- de vous présenter un plateau exceptionnel, je veux parler de l'ensemble des présidents ou délégués des associations européennes de radioprotection
- d'oser confronter nos sensibilités différentes en matière de radioprotection,
- de mettre en évidence les convergences et les divergences éventuelles dans la perspective du marché unique de demain, c'est un premier pas important;

Nous sommes particulièrement heureux de remercier les communautés européennes, Monsieur le Directeur Général BRINKHORST et ses collaborateurs, qui nous ont apporté leur assistance enthousiaste et ont mis à notre disposition les interprètes, le personnel technique ainsi que cette remarquable salle de conférence.

- qu'il me soit permis d'exprimer ma gratitude à tous ceux qui ont œuvré au succès de ce colloque, les participants au comité de programme et au comité d'organisation, les secrétaires, les hôtessees. Nous adressons tout particulièrement des remerciements aux interprètes pour leur travail impeccable dans des conditions toujours difficiles.

Nous remercions chaleureusement les délégués des associations européennes qui nous ont apporté leurs réflexions, qu'ils nous pardonnent également d'avoir dû limiter impérativement leur temps de parole.

Merci à nos collègues français d'avoir fait le détour par Bruxelles et de nous avoir apporté le fruit de leur expérience dans un climat d'amitié tout particulier qui nous réunit.

Mes Chers Collègues belges, votre présence nombreuse, attentive et participative, conforte votre Président et les membres du bureau dans la voie que nous avons choisie : aider à mieux nous connaître et à nous enrichir mutuellement dans la profession que nous aimons. Soyez en également remerciés.

Je vous souhaite à tous un agréable fin de séjour à Bruxelles et un bon retour.

Je déclare clos le colloque 1989 de l'ABR/SERP.

SLUITINGSTOESPRAAK VAN DE HEER DELHOVE.

VOORZITTER VAN DE BELGISCHE VERENIGING VOOR STRALINGSBESCHERMING.

Mevrouwen, Mijne Heren,

Beste collega's,

Wij hebben woensdag en donderdag de opmerkelijke uiteenzettingen kunnen bijwonen die ons :

- een beeld gaven van de grote onderhoudswerken in de kerncentrales
- de vruchten brachten van de ondervinding van de tienjaarlijkse revisie van Tihange I.
- de weg openden naar de technieken van morgen, die de zorg naar een grotere veiligheid, een grotere betrouwbaarheid van het werktuig samenbrengt met het objectief de blootstelling van de personen en de werknemers te verminderen.

Ik ben hier de tolk van iedereen om de sprekers te bedanken voor de kwaliteit van hun voordracht en de rijkdom aan informatie die zij ons brachten.

Al onze dankbaarheid gaat eveneens naar de voorzitters van de zittingen die de werken geleid hebben met de meeste handigheid en bekwaamheid die hun eigen is.

Zij hebben ons een opmerkelijk werk geleverd door de synthese van de werken.

Voor mijn part heb ik van hun besluiten de volgende punten weerhouden :

- noodzakelijkheid van de integratie van de stralingsbescherming in de voorbereiding van de onderhoudstussenkomsten
- nadruk gelegd op een goed gepland onderhoud met inbegrip van voorkoming en voorspelling
- een goed beheerd onderhoud leidt tot de vermindering van de economische kosten en tot de vermindering van de doses zowel individueel als collectief en dit zou een genadeslag moeten brengen aan de legende welke beweerd dat de veiligheid veel geld kost.
- de belangstelling van de validatiecentra voor materieel, van procedures en personeel

- het gebruik van meetwerktuigen voor het berekenen van de doses, veelbelovend werktuig om de planning der doses te onderwerpen.

Wat de laatste dag betreft onthouden we vooral de uitdaging om :

- U een buitengewoon pannel voor te stellen, ik wil spreken over het geheel van de voorzitters of afgevaardigden van europese verenigingen in stralingsbescherming;
- het durven confronteren van onze verschillende gevoeligheden voor wat de stralingsbescherming betreft
- het naar voor brengen van de eventuele verschillen of gelijkheden in het vooruitzicht van een unieke markt voor morgen, het is een eerste belangrijke stap.

Wij zijn bijzonder gelukkig om de Europese Gemeenschap, de heer Directeur Generaal BRINKHORST en zijn medewerkers te kunnen bedanken voor de enthousiaste hulp en het ter onzer beschikking stellen van tolken, technisch personeel evenals deze opmerkelijke conferantiezaal;

- laat het me toegelaten zijn mijn dankbaarheid uit te drukken aan al degenen die medegewerkt hebben aan het welslagen van dit colloqium, de deelnemers van het komiteitsprogramma en het organisatieprogramma, de sekretarissen en de hostessen. Wij richten in het bijzonder onze dank naar de tolken voor hun onberispelijk werk in niet altijd gemakkelijke omstandigheden.

Wij danken hartelijk de afgevaardigden van de europese gemeenschappen die ons hun bedenkingen overbrachten, en vragen dat ze ons zouden verontschuldigen voor het noodzakelijk inkorten van hun spreektijd.

Dank aan onze franse collega's dat ze een omweg maakten langs Brussel om ons de vruchten te brengen van hun ondervindingen, dit alles in een vriendschappelijk klimaat die ons verenigd.

Mijn beste belgische collega's, uw talrijke opkomst, aandachtig en deelnemend, sterkt uw Voorzitter en de leden van het Bureau op de gekozen weg : helpen om ons beter te kennen en ons gezamenlijk te verrijken in het beroep welke we lief hebben.  
Aan U ook mijn dank.

Ik wens aan iedereen een aangenaam einde van uw verblijf in Brussel en een goede terugweg.

Ik verklaar het Colloqium 1989 BVS/SERP voor gesloten.

LISTE DES PARTICIPANTS - LIJST VAN DEELNEMERS

ABSIL P Dr  
 Médecin Directeur SEMIHOC  
 Rue du Quesnoy 19  
 B- 7500 TOURNAI

ALLENE J. Marie  
 FRAMATOME - Lyon  
 Rue Juliette Récamier 10  
 F- 69006 LYON

BACOT Jean  
 EDF  
 Av Viton 140  
 F- 13008 MARSEILLE

BARTELS Rainer  
 S.I.N.A. GmbH Industrieservice  
 Bayernstrasse 53  
 D- 7530 PFORZHEIM

BAEYENS Luc Dokter  
 Interbedrijfsgeneeskundige dienst "DE VERENIGDE INDUSTRIEEN"  
 Verenigde Natieslaan 1  
 B- 9000 GENT

BECKER Dietrich Dr  
 Fachverband Strahlenschutz  
 Rotwandstrasse 15  
 D- 8024 DEISENHOFEN

BEENTJES L.B.  
 Katholieke Universiteit Nijmegen  
 Toernooiveld 1  
 NL- 6525 EB ED NIJMEGEN

BERMANN Francis  
 C.E.A.  
 CEN Fontenay aux Roses  
 F- 92265 FONTENAY

BERTRON Lucien  
 EDF-SPT  
 Quartier Michelet 13-27, Esplanade Général de Gaulle  
 F- 92060 PARIS LA DEFENSE CEDEX 57

BINDER Jean Dr  
FRAMATOME Lyon  
Rue Thomas Dumorey 4  
F- 71100 CHALON SUR SAONE

BOERMANS Pierre  
N.V FBFC International  
Europalaan 12  
B- 2480 DESSEL

BOICHIS Claude  
COGEMA  
Rue Paul Dautier 2 BP 4  
F- 78141 VELIZY-VILLACOUBLAY

BOIRON Pierre  
FRAMATOME  
Tour Fiat Cedex 16  
F- 92084 PARIS LA DEFENSE

BOUZON Pierre  
COGEMA  
Avenue Aristide Briand 116  
F- 92220 BAGNEUX

BREGEON Bernard  
FRAMATOME  
Rue Juliette Récamier 10  
F- 69006 LYON

BRISAUD Alain  
EDF-SEPTEN  
Avenue Dutriévoz 12-14  
F- 69100 VILLEURBANNE

BROOKES Ian  
CEGB  
Barnett Way  
UK- GLA 7RS BARNWOOD GLOUCESTER

BUITENDIJK Hans  
BOUY CLEAN WALLONIE  
Schouwkensstraat 10  
B- 2030 ANTWERPEN

BURDEK Karel  
Westinghouse Energy Systems International  
Rue de Stalle 73  
B- 1180 BRUXELLES

BUSUOLI G.  
E.N.E.A CEN Centro calcolo  
Via Mazzini 2  
I- 40138 BOLOGNIA

CANALES Jean Michel  
EDF CPN Dampierre-en- Burly  
BP 18  
F- 45570 OUZOUEUR-SUR-LOIRE

CAURIER François  
EDF CPN Cruas-Meyssse SUT/ST  
BP 30  
F- 07350 CRUAS

CHARLES Denis  
Société des Techniques en Milieu Ionisant (STMI)  
Rue Fernand Léger 9  
F- 91190 GIF-SUR YVETTE

CHARTIER Jean-Louis  
C.E.A.  
CEN Fontenay-aux-Roses  
F- 92265 FONTENAY

COLSON Philippe  
CCE DGXI/A1  
Bat. Jean Monnet, Plateau du Kirschberg, BP 1907  
L- 2920 LUXEMBOURG

CORDIER Jean-Marie Dr  
C.B.M.T.  
Boulevard Tirou 17/24  
B- 6000 CHARLEROI

COURCOUX Alain  
Framatome  
Rue Juliette Récamier 10  
F- 69006 LYON

CZERWIEC Witold  
EBES NV Waterschei  
A Dumontlaan  
B- 3600 GENK

CZERWIEC-POTE Joanna  
-  
Wilgengaarde 8  
B- 1720 GROOT BIJGAARDEN

DASSONVILLE J.F  
Sté Jeumont Schneider  
Rue de l'Industrie 27  
F- 59460 JEUMONT

DE CORT Marc  
Controlatom  
Boulevard Général Jacques 198  
B- 1050 BRUXELLES

DE VEIRMAN Michèle  
Antwerpse Professionele Interbedrijfsmedische Dienst (APRIM)  
Kipdorpvest 55  
B- 2018 ANTWERPEN

DE THIBAUT DE BOESINGHE Léopold  
Akademische Ziekenhuis Gent  
Sint Martensstraat 10  
B- 9000 GENT

de KOWALEWSKY Marina  
Assistance Publique, Médecine du Travail, Hôpital TENON  
Rue de la Chine 4  
F- 75970 PARIS

DEBAUCHE Antoine  
Institut des Radioéléments  
Zoning Industriel  
B- 6220 FLEURUS

DECRETON Marc  
CEN/SCK  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

DELALANDE Jean  
EDF-SEPTEN  
Avenue Dutriévoz 12-14  
F- 69628 VILLEURBANNE

DELCASSO Jean-Pierre  
EDF Centrale Nucléaire de Belleville/Loire  
BP 11  
F- 18240 LERE

DELHOVE Jean  
Controlatom  
Boulevard Général Jacques 198  
B- 1050 BRUXELLES

DENIMAL Ph  
Sté Jeumont Schneider  
Rue de l'Industrie 27  
F- 59460 JEUMONT

DERBAIX  
Canberra  
Pontbeeklaan 57  
B- 1730 ZELLIK

DEWORM Jean Paule  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

DIEULOT M  
Sté Jeumont-Schneider  
Rue de l'Industrie 27  
F- 59460 JEUMONT

DISCRY Jean-Pierre  
Cockerill-Sambre, Infirmerie CMI-S22  
Quai Greiner 1  
B- 4100 SERAING

DOLLO Raymond  
EDF-SPT-DSRE  
Rue Ampère 6, BP 114 Cedex 1  
F- 93203 DAINT-DENIS

DOUMONT Pierre  
Intercom, Centrale Nucléaire de Tihange  
Rue de l'Industrie 1  
B- 5201 TIHANGE

DOZINEL Paul  
Electronucléaire  
Boulevard de Waterloo 34  
B- 1000 BRUXELLES

DRYMAEL Henri  
Vinçotte  
Rue du Repos 11  
B- 1180 BRUXELLES

DUCROUX René  
COGEMA  
Avenue Aristide Briand 116  
F- 92220 BAGNEUX

EGGERMONT Gilbert  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

EIMECKE René  
C.E.A.  
CEN de Cadarache - DTE/SCOS  
F- 13108 SAINT-PAUL-LEZ-DURANCE CEDEX

ERISKAT H.  
CCE DGXI/A1  
Bât. Jean Monnet, Kirschberg  
L- 2920 LUXEMBOURG

FAES Maurice  
Association Belge de Radioprotection  
Fazzantendreef 13  
B- 2850 KEERBERGEN

FERRIOLE Guy  
EDF-UTO  
Immeuble "Le Central"- Bat 450- BP 129  
F- 93162 NOISY-LE-GRAND-CEDEX

FOUREZ Jean  
Intercom, Centrale Nucléaire de Tihange  
Rue de l'Industrie 1  
B- 5201 Tihange

FRANCK Jean-Claude  
LURE, Université de Paris-Sud  
-  
F- 91405 ORSAY-CEDEX

FRENEIX Gérard  
ACB Groupe Alstom  
Boulevard Prairie-au-Duc 2 X  
F- 44040 NANTES Cedex 01

FRIGOLA Pierre  
C.E.A.  
Rue de la Fédération 31-33  
F- 75752 PARIS-CEDEX 15

FUKS Henri  
U.E.G.B.  
Galerie Ravenstein 4, Bte 16  
B- 1000 BRUXELLES

GARCIER Yves, Médecin du Travail  
EDF, Centrale de Saint Alban  
BP 31, Saint Maurice l'Exil  
F- 38550 LE PEAGE DE ROUSSILLON

GARDNER Peter  
Health & Safety Executive, H.M. Nucl. Installations Inspectorate  
Baynards House-Rm 221 Chepstow Place,1  
UK- LONDON W2 4TF

GAUTHIER Jean Louis  
Westinghouse European Service Center  
Rue de l'Industrie 43  
B- 1400 NIVELLES

GEORGIU Evangelos  
Greek Ass. Rad. Protection. Dep. Medical Physics.  
Athens University Goudi  
GR- 115 27 ATHENS

GERARD Jacques  
FBFC International  
Europalaan 12  
B- 2480 DESSEL

GEVA G Dr, Chef du Service Médical  
Cockerill-Sambre  
Rue de l'Usine 1  
B- 6090 CHARLEROI-COUILLET

GIBSON J. Anthony. B  
UKAEA Harwell Laboratory, EMS B364  
Didcot Oxfordshire  
UK- OXON OX11 ORA

GILLE Carole  
Ministère Emploi et Travail  
Rue Belliard 53  
B- 1040 BRUXELLES

GLIBERT Roland  
Belgonucléaire  
Rue du Champ de Mars 25  
B- 1050 BRUXELLES

GODARD Henri  
Sté des Techniques en Milieu Ionisant (STMI)  
Rue Fernand Léger 9  
F- 91190 GIF-SUR-YVETTE

GODECHAL Daniel  
Controlatom  
Rue de Crenwick 56  
B- 4250 GEER

GODIN Raymond  
EDF-SPT  
Quartier Michelet 13/27, Esplanade Ch. de Gaulle  
F- 92060 PARIS-LA-DEFENSE

GOUVERNEUR Jean Claude  
IMETRA (Service de médecine du Travail)  
Rue Léopold 22  
B- 6000 CHARLEROI

GOVAERTS Paul  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

GOYVAERTS Hagen  
Berthold/B.A.I.  
Vaartdijk 22  
B- 1800 VILVOORDE

GUILLOTEAU Joël  
Saphymo-Physiotechnie  
Rue de Villeneuve 18- Silic 551  
F- 94643 RUNGIS CEDEX

HAVAUX  
Controlatom  
Ed. Général Jacques 198  
B- 1050 BRUXELLES

HEBRANT Philippe  
Westinghouse European Service Center  
Rue de l'Industrie 43  
B- 1400 NIVELLES

HENTELEA Raimo  
Finnish Centre Radiation and Nuclear Safety  
POB 268  
?

HERTSENS Patrick  
IBOD-MSR  
Arduinkaai 16  
B- 1000 BRUSSEL

HEYLEN Ch.  
Ministère Emploi et Travail  
Rue Belliard 53  
B- 1040 BRUXELLES

HILMOINE Remy  
EDF-CPN de Chinon  
BP 80  
F- 37420 AVOINE

HOLLMANN Jean-Jacques  
Helgeson Scientific Service  
Rue de Genleau 59  
B- 1338 LASNE

HOLMSTOCK Luc  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

HOUPIIN Bernard  
EDF-SPT  
Quartier Michelet-Esplanade Ch. de Gaulle 13-27  
F- 92060 PARIS-LA-DEFENSE

HUBERT Emile Herman  
U.E.E.B.  
Drève de Soetkin 58  
B- 1070 BRUXELLES

HUYSKENS Chr.J.  
Technische Universiteit Stralingsbeschermingsdienst  
Postbus 513  
NL- 5600 MB EINDHOVEN

JACOBS Raymond  
Rijksuniversiteit Gent  
Grotenbroek 40  
B- 9745 GAVERE

JAMPSIN Bernard  
C.E.A.  
Rue de la Fédération 33  
F- 75015 PARIS

KOTTONG Francine  
Protection Civile  
Château de Flokival  
B- 5981 ARCHENNES

LADRIELLE Thierry  
Controlatom  
Boulevard Général Jacques 138  
B- 1050 BRUXELLES

LAKEY John  
IRPA President  
Pine Rise 5, Mèopham  
UK- GRAVESEND KENT DA13 OJA

LECLERCO Pierre  
Fabricom  
Rue Gatti de Gammond 254  
B- 1180 BRUXELLES

LEFAURE Christian  
CEPN  
B.P.48  
F- 92263 FONTENAY AUX ROSES Cedex

LELLIG Herbert  
CCE DGXI/A/1  
Bat. Jean Monnet, Kirschberg  
L- 2920 LUXEMBOURG

LEPEZ Jacky  
SOMANU  
Z.A.C. de Grevaux les Guides  
F- 59600 MAUBEUGE

LEURS J.  
NV PZEM Kerncentrale Borsele  
Poelendeal Singel  
NL- MIDDELBURG

LIPPENS Valère  
EBES Kerncentrale Doel  
Scheldemolenstraat  
B- 2791 DOEL

LOCHARD Jacques  
CEPN  
B.P.48  
F- 92263 FONTENAY AUX ROSES Cedex

LUBRANO-LAVADERA Jean-Claude  
EDF-CPN du Bugey  
B.P.14  
F- 01980 LOYETTES

MACHTELINCKX Vera  
Intermédicale  
't Kintstraat 7/9  
B- 1000 BRUSSEL

MAINBOURG Bruno  
FRAMATOME  
10, rue Juliette Récamier  
F- 69006 LYON

MALAMITSI Julia  
Greek Rad. Protection Association  
M Asias Street 75  
GR- GOUDI, 115 27 ATHENS

MALENGREAUX Jacques  
UNERG S.A.  
Bd. E. de Laveleye 64  
B- 4020 LIEGE

MALMQVIST Lars A.  
National Institute of Radiation Protection  
Box 60204  
S- 104 01 STOCKHOLM

MARCHAL B.  
AIB Liège  
-  
-

MARCHAL André  
INTERCOM  
Rue de l'Industrie 1  
B- 5201 TIHANGE

MARSIGNE Christian  
EDF  
25, Allée Privée Carrefour Pleyel  
F- 93206 SAINT-DENIS

MARTIN Jean-Pierre  
Adm. Hygiène et Médecine du Travail  
Rue Belliard 51  
B- 1040 BRUXELLES

MARTIN André  
EDF/GDF Serv. Général Médecine du Travail  
22/30 Av. de Wagram  
F- 75382 PARIS Cedex 08

MATHIEU Philippe  
Université de Liège Inst. Mécanique  
Rue E. Solvay 21  
B- 4000 LIEGE

MEEUWIS Onno  
Westinghouse European Service Center  
Rue de l'Industrie 43  
B- 1400 NIVELLES

MEULEMANS Paul  
Kerncentrale Doel 1/2  
Scheldemolenstraat  
B- 2791 BEVEREN-DOEL

MOLITOR Francis  
Ministère Emploi et Travail  
Rue Belliard 53  
B- 1040 BRUXELLES

MOORTGAT André  
Intercom S.A.  
Rue de la Pépinière 20  
B- 1000 BRUXELLES

MOREAU Pierre  
UNERG  
Bd. de Laveleye 64  
B- 4020 LIEGE

MOTTE François  
CEN/SCK  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

NOIROT B.  
Jeumont-Schneider  
Rue de l'Industrie 27  
F- 59460 JEUMONT

PALACIO Gérard  
STEIN INDUSTRIE  
19-21 av. Morane-Saulnier B.P.74  
F- 78141 VELIZY-VILLACOUBLAY Cedex

PIRONET Guy  
SEMO S.A.  
Av. de l'Industrie 1  
B- 5201 TIHANGE

PLUMIER Michel  
ACEC-Energie  
B.P.125  
B- 6000 CHARLEROI

POELS Marc  
SPRL Medicron  
Bd. Lambertmont 418  
B- 1030 BRUXELLES

POLAK Andrzej  
Landré Intechmij  
Antwerpsesteenweg 104  
B- 2630 AARTSELAAR

PRADEL Jacques  
CEA  
B.P.6  
F- 92265 FONTENAY AUX ROSES

PROUKAKIS Charalampos  
Greek Radiation Protection Association  
Dept. Medical Physics, Medical School  
GR- 115 27 ATHENS

RICHEUX Gaston  
CETIC  
1, av. de Verdun BP 28  
F- 71380 SAINT-MARCEL

ROLLIN Philippe  
EDF-Comité de Protection  
3, rue de Messine  
F- 75384 PARIS Cedex 08

ROSEMONT G.  
Ministerie Volksgezondheid  
RAC Vesaliusgebouw  
B- 1020 BRUSSEL

ROUSSEAU Lucien  
CEA  
60-68 Av. Général Leclerc B.P.6  
F- 92265 FONTENAY AUX ROSES

ROY George  
FRAMATOME  
10, rue Juliette Récamier  
F- 69006 LYON

SCHILLINGS L.  
-  
Avenue des Lauriers 21  
B- 4920 EMBOURG

SCHNUER K.  
CCE DG XI/A1  
Bât. Jean Monnet ,Kirschberg  
L- 2920 LUXEMBOURG

SCHONKEN Paul  
K.U.L  
Halewijnlaan 12  
B- 3060 BERTEM

SCHREURS Dominique  
INTERCOM Centrale nucl. Tihange  
Avenue de l'Industrie 1  
B- 5201 TIHANGE

SEGUY Jacques  
EDF/SPT/UTO  
B.P. 129  
F- 93162 NOISY LE GRAND

SEVEON Jean-Jacques  
CEA  
CEN FAR B.P.6  
F- 92265 FONTENAY AUX ROSES

SLEGERS Willy  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

SNELSON Peter W.  
Nuclear Installations Inspectorate  
St. Peters House, Balliol Road Bootle  
UK- MERSEYSIDE L20 3LZ

STALLAERT Pierre  
Ministère de l'emploi et du travail  
Rue Belliard 53  
B- 1040 BRUXELLES

STIENNON Georges  
-  
Boeretang 264  
B- 2400 MOL

STIEVENART Claire  
Association Belge de Radioprotection  
Avenue A. Huysmans 206 bte 10  
B- 1050 BRUXELLES

STRICKER Laurent  
EDF DRSE  
B.P. 114  
F- 93203 SAINT-DENIS Cedex 1

THIELEMANS Christian  
CBMT  
Clos Sainte Anne 16  
B- 1320 GENVAL

UZZAN  
C.E.A.  
BP 6  
F- 92260 FONTENAY-AUX-ROSES

VALLEY Jean-François  
Institut de Radiophysique Appliquée  
Centre Universitaire  
CH- 1015 LAUSANNE

VAN TICHELEN Paul  
SCK/CEN  
Herendreef  
B- 3030 HEVERLEE

VAN STEENBERGE  
EBES Kercentrale DOEL 3-4  
Scheldemolenstraat  
B- 2791 DOEL

VAN ROMPAY Alfred  
EBES Kerncentrale Doel 1-2  
Scheldemolenstraat  
B- 2791 DOEL

VAN MIEGHEM Eric  
SCK/CEN  
Boeretang 200  
B- 2400 MOL

VAN CAMPEN Frans  
Mercantile Engineers and Contractors  
Industrieweg  
B- 2030 ANTWERPEN

VANGEEL Joris  
Belgonucléaire  
Europalaan 20  
B 2480 DESSEL

VERBEECK D.  
Nuclear Services  
Broomansakker 1  
B- 2130 BRASSCHAAT

VIKTORSSON Christer  
OECD-NEA  
Boulevard Suchet 38  
F- 75016 PARIS

VOGLER Christian  
S.I.N.A. GmbH Industrieservice  
Bayernstrasse 53  
D- 7530 PFORZHEIM

WIEDERKEHR Rudolf  
Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen  
-  
CH- 5303 WURENLINGEN